

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

<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と設備

(a) サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備

(b) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

(c) 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手段と設備

(d) 補助消火水槽を水源とした対応手段と設備

(e) ろ過水タンクを水源とした対応手段と設備

(f) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手段と設備

(g) 純水タンクを水源とした対応手段と設備

(h) 海を水源とした対応手段と設備

(i) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

(j) 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と設備

(a) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手段と設備

(b) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ水を補給するための対応手段と設備

(c) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手段と設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 水源の切替え

(a) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

(b) 淡水から海水への切替え

(c) 海水から淡水への切替え

(d) 外部水源から内部水源への切替え

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 手順等

1.13.2 重大事故等時の手順

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

(1) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

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

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源

とした原子炉圧力容器への注水

- c. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱
- d. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱

(2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

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

(3) 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手順

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水
- b. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却
- c. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

(4) 補助消火水槽を水源とした対応手順

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時の補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水
- b. 補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却
- c. 補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水
- d. 補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水

(5) ろ過水タンクを水源とした対応手順

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水
- b. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
- c. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水
- d. ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水
- e. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による送水
- f. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時のろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水
- g. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉格納容器内の冷却
- h. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器への補給
- i. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉格納容器下部への注水
- j. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉ウェルへの注水
- k. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による燃料プールへの注水／スプレイ

- (6) 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした対応手順
- a. 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による送水（淡水／海水）
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給
 - e. 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - f. 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉ウェルへの注水
 - g. 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ
- (7) 純水タンクを水源とした対応手順
- a. 純水タンクを水源とした大量送水車による送水
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 純水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 純水タンクを水源とした第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給
 - e. 純水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - f. 純水タンクを水源とした原子炉ウェルへの注水
 - g. 純水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ
- (8) 海を水源とした対応手順
- a. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）による送水
 - b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水
 - c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却
 - d. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水
 - e. 海を水源とした原子炉ウェルへの注水
 - f. 海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ
 - g. 海を水源とした原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却水の確保
 - h. 海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送
 - i. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制
 - j. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

- (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圧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) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手順
 - a. 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給（淡水／海水）
 - (2) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ水を補給するための対応手順
 - a. 輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
 - b. 海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
 - (3) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順
 - a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から復水貯蔵タンクへの補給
 - b. 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給
 - c. 海から復水貯蔵タンクへの補給
- 1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順
 - (1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え
 - a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源切替え
 - b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源切替え
 - (2) 淡水から海水への切替え
 - a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした送水中の場合
 - b. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水中の場合
 - c. 復水貯蔵タンクを水源とした送水中の場合
 - (3) 海水から淡水への切替え
 - (4) 外部水源から内部水源への切替え
 - a. 外部水源（低圧原子炉代替注水槽）から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への切替え
 - b. 外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から内部水源（サブプレッション・チェンバ）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 重大事故等時の対応手段の選択
 - (1) 水源を利用した対応手段
 - a. 送水に利用する水源の優先順位
 - (2) 水源へ水を補給するための対応手段
 - a. 補給に利用する水源の優先順位

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 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. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による送水
2. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水
3. 純水タンクを水源とした大量送水車による送水
4. 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水
5. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車並びに大量送水車（2台）による送水
6. 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給
7. 大量送水車による輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
8. 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給
9. 大量送水車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給
10. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え
11. 低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え
12. 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する水源の切替え
13. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について
14. 取水源からの取水時の異物管理について

添付資料 1.13.5 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から海への水源の切替えの判断基準について

添付資料 1.13.6 水源から必要な箇所への給水経路

添付資料 1.13.7 送水ヘッドと接続口を誤接続及び誤操作した場合の検知について

添付資料 1.13.8 送水ヘッドを用いた注水手段に係る中央制御室との連携の成立性

添付資料 1.13.9 解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧
2. 弁番号及び弁名称一覧

添付資料 1.13.10 手順のリンク先について

下線は、今回の提出資料を示す。

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・チェンバ及び復水貯蔵タンクである。重大事故等時において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な対処設備を整備する。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。

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉圧力容器への注水が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッション・チェンバ及び復水貯蔵タンクを設置する。

原子炉格納容器内の冷却が必要な場合に、設計基準事故の収束に必要な水源として、サプレッション・チェンバを設置する。

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手段と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、第1ベントフィルタスクラバ容器への補給、残留熱代替除去系による減圧及び除熱、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレーが必要な場合の対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{*1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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、自主対策設備との関係を明確にする。

なお、重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に高圧注水系による原子炉圧力容器への注水ができた場合、冷温停止に向けて低圧注水系を準備する。その後、高圧注水系が機能維持できなくなった場合は、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、低圧注水系による原子炉圧力容器への注水に切り替える。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に高圧注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、低圧注水系準備ができ次第、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、常設設備を使用した低圧注水系による原子炉圧力容器への注水を行う。また、常設設備を使用した低圧注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、可搬型設備を使用した低圧注水系による原子炉圧力容器への注水を行う。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、サプレッション・チェンバ及び復水貯蔵タ

ンクの故障を想定する。

設計基準事故の収束に必要な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と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並びにその対応に使用する重大事故等対処設備と自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備、自主対策設備及び整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と設備

(a) サプレッション・チェンバを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源としてサプレッション・チェンバを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.5 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」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」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

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

- ・原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却ポンプ）
- ・高圧原子炉代替注水系（高圧原子炉代替注水ポンプ）
- ・高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ・ポンプ）

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

- ・残留熱除去系（残留熱除去ポンプ）
- ・低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ・ポンプ）

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系（残留熱除去ポンプ）

サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）

(b) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として復水貯蔵タンクを利用する。

重大事故等時において、サブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器下部への注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

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

- ・原子炉隔離時冷却ポンプ
- ・高圧炉心スプレー・ポンプ
- ・制御棒駆動水圧系（制御棒駆動水圧ポンプ）
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁
- ・主蒸気系 配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ
- ・高圧炉心スプレー系 配管・弁・ストレーナ・スパーギャ
- ・原子炉浄化系 配管
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・非常用交流電源設備

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

- ・復水輸送系（復水輸送ポンプ）

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

- ・復水輸送系（復水輸送ポンプ）

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

- ・復水輸送系（復水輸送ポンプ）

(c) 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として低圧原子炉代替注水槽を利用する。

重大事故等時において、サブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器下部への注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」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」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレイ系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ペデスタル代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）

(d) 補助消火水槽を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として補助消火水槽を利用する。

重大事故等時において、サブプレッション・チェンバ及び低圧原子炉代替注水槽を水源として利用できない場合は、補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び燃料プールへの注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（補助消火ポンプ）

補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（補助消火ポンプ）

補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（補助消火ポンプ）

補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（補助消火ポンプ）

(e) ろ過水タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源としてろ過水タンクを利用する。

重大事故等時において、サブプレッション・チェンバ及び低圧原子炉代替注水槽を水源として利用できない場合は、ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び燃料プールへの注水を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（消火ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（消火ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設

備は以下のとおり。

- ・消火系（消火ポンプ）

ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・消火系（消火ポンプ）

また、重大事故等時において、サプレッション・チェンバ、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として利用できない場合^{※1}はろ過水タンクを水源として大量送水車を用いた原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、第1ベントフィルタスクラバ容器への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレーを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

ろ過水タンクを水源とした各接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・ホース・接続口
- ・燃料補給設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車、ホース・接続口等）

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレー系（可搬型）（大量送水車、ホース・接続口等）

ろ過水タンクを水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・ホース・接続口

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）

ろ過水タンクを水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等）

ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールのスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）

(f) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を利用する。

重大事故等時において、サブプレッション・チェンバ及び低圧原子炉代替注水槽を水源として利用できない場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車を用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，第1ベントフィルタスクラバ容器への補給，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした各接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・ホース・接続口

- ・燃料補給設備
- ・構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・ホース・接続口

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）
- ・ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等）

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールのスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）

なお，上記輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした対応手段は，淡水だけでなく海水を輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ供給することにより，重大事故等の収束に必要な量の水を供給することが可能である。

ただし，第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給は輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした淡水のみを利用する。

(g) 純水タンクを水源とした対応手段と設備

重大事故等の収束に必要な水源として純水タンクを利用する。

重大事故等時において、サプレッション・チェンバ、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として利用できない場合^{※1}は、純水タンクを水源として大量送水車を用いた原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、第1ベントフィルタスクラバ容器への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

純水タンクを水源とした各接続口までの送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・ホース・接続口
- ・燃料補給設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車、ホース・接続口等）

純水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車、ホース・接続口等）

純水タンクを水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・ホース・接続口

純水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備

は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）

純水タンクを水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等）

純水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールのスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）

(h) 海を水源とした対応手段と設備

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，低圧原子炉代替注水槽及びサブプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，海を水源として海水取水箇所（非常用取水設備）から大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）を用いた原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイを行う手段がある。

また，重大事故等時において，海を水源とした原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却水の確保，最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送，大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

海を水源として原子炉圧力容器への注水等に用いる大量送水車までの送水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大型送水ポンプ車
- ・大量送水車
- ・非常用取水設備
- ・ホース・接続口

- ・燃料補給設備
- ・可搬型ストレーナ

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

- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）
- ・ペDESTAL代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等）

海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールのスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）

海を水源とした原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却水の確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）（原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機海水ポンプ）

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

- ・原子炉補機代替冷却系（移動式代替熱交換設備，大型送水ポンプ車，ホース・接続口等）

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。

- ・大型送水ポンプ車
- ・放水砲
- ・ホース
- ・燃料補給設備

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火で使用する設備は以下のとおり。

- ・大型送水ポンプ車
- ・放水砲
- ・ホース
- ・泡消火薬剤容器
- ・燃料補給設備

(i) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段と設備

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。

重大事故等時において、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を行う手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」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」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

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入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）

(j) 重大事故等対処設備と自主対策設備

上記(a)～(i)で述べた水源のうち、低圧原子炉代替注水槽、サプレッション・チェンバ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。輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）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。

なお、土石流が発生するおそれがある状況において、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）周辺の土石流発生状況を確認するための構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

これらの機能喪失原因対策分析の結果から選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備がすべて網羅されている。

（添付資料 1.13.1）

以上の重大事故等対処設備と代替淡水源から、重大事故等の収束に必

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。併せて、その理由を示す。

- ・補助消火水槽

水を送水する設備である消火系を含め耐震性は確保されていないが、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ない場合において、重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

- ・ろ過水タンク（1号ろ過水タンク，2号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）

水を送水する設備である消火系を含め耐震性は確保されていないが、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となる水を確保する手段として有効である。

また、大量送水車を用いた重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

- ・純水タンク

耐震性は確保されていないが、大量送水車を用いた重大事故等の収束に必要となる水を確保する手段として有効である。

- ・復水貯蔵タンク

耐震性は確保されていないが、制御棒駆動水圧系又は復水輸送系による各種注水手段として有効である。

- ・大型送水ポンプ車

設置に時間を要するが、大量送水車による海を水源とした対応手段が実施できない場合の代替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と設備

(a) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために低圧原子炉代替注水槽を使用する場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から大量送水車により、淡水又は海水を補給する手段とろ過水タンク及び純水タンク（以下「淡水タンク」という。）から大量送水車により、淡水を補給する手段がある。また、水源の枯渇又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できず、淡水の補給が継続できない場合においても、海水取水箇所から大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）により、海水を補給する手段がある。

i 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした場合）

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西 1）・輪谷貯水槽（西 2）
- ・ホース・接続口
- ・低圧原子炉代替注水槽
- ・燃料補給設備
- ・構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

ii 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給（淡水タンクを水源とした場合）

淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・淡水タンク
- ・ホース・接続口
- ・低圧原子炉代替注水槽
- ・燃料補給設備

iii 大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給（海を水源とした場合）

海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・ホース・接続口
- ・低圧原子炉代替注水槽
- ・大型送水ポンプ車
- ・非常用取水設備
- ・燃料補給設備

(b) 輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を使用する場合は、輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から淡水を補給する手段がある。また、水源の枯渇又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）が使用できず、淡水の補給が

継続できない場合においても、海水取水箇所（非常用取水設備）から海水を補給する手段がある。

- i 輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給

輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（東1）・輪谷貯水槽（東2）
- ・ホース
- ・輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）
- ・燃料補給設備
- ・構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

- ii 大型送水ポンプ車又は大量送水車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給（海を水源とした場合）

海を水源とした大型送水ポンプ車又は大量送水車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大型送水ポンプ車
- ・大量送水車
- ・非常用取水設備
- ・ホース
- ・輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）
- ・燃料補給設備
- ・構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

- (c) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手段と設備

重大事故等の収束のために復水貯蔵タンクを使用する場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに淡水タンクから淡水を補給する手段がある。また、水源の枯渇又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できず、淡水の補給が継続できない場合においても、海水取水箇所から海水を補給する手段がある。

- i 大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした場合）

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給で使用する設備は以下のとおり。なお、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給は、輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給した淡水を使用する手段だけでなく、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給した海水を大量送水車を用いて補給する手段もある。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西 1）・輪谷貯水槽（西 2）
- ・ホース
- ・復水貯蔵タンク
- ・燃料補給設備
- ・構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

ii 大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給（淡水タンクを水源とした場合）

淡水タンクを水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・淡水タンク
- ・ホース
- ・復水貯蔵タンク
- ・燃料補給設備

iii 大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給（海を水源とした場合）

海を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・ホース
- ・非常用取水設備
- ・復水貯蔵タンク
- ・燃料補給設備

iv 大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給（海を水源とした場合）

海を水源とした大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給で使用する設備は以下のとおり。

- ・大型送水ポンプ車
- ・ホース
- ・非常用取水設備
- ・復水貯蔵タンク
- ・燃料補給設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する設備のうち、大量送水車、ホース・接続口、低圧原子炉代替注水槽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。

海を水源とした大量送水車（2 台）による低圧原子炉代替注水槽への補給で使用する設備のうち、大量送水車、ホース、非常用取水設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給で使用する設備のうち、大量送水車、ホース、非常用取水設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）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。

なお、土石流が発生するおそれがある状況において、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）周辺の土石流発生状況を確認するための構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.13.1)

以上の重大事故等対処設備と代替淡水源から、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を確保することができる。

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。併せて、その理由を示す。

- ・輪谷貯水槽（東 1）・輪谷貯水槽（東 2）

耐震性は確保されているものの、スロッシング等の影響を受ける場合があるが、淡水を利用した輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給手段として有効である。

- ・淡水タンク

耐震性は確保されておらず、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から低圧原子炉代替注水槽への補給ができない場合において、淡水タンクの水を低圧原子炉代替注水槽へ補給する手段として有効である。

- ・復水貯蔵タンク

耐震性は確保されていないが、淡水又は海水を利用した原子炉圧力容器等への注水手段として有効である。

- ・大型送水ポンプ車

設置に時間を要するが、海を水源とした大量送水車による海水補給が実施できない場合の代替手段として有効である。

c. 水源の切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給が中断することがないように、各水源への補給手段を整備しているが、補給が不可能な場合は水源を切り替える手段がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替え

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の第一水源は、サプレッション・チェンバであり、サプレッション・チェンバを優先して使用するが、サプレッション・プール水枯渇、サプレッション・チェンバ破損又はサプレッション・プール水温上昇等により使用できない場合において、復水貯蔵タンク（自主対策設備）の水位計が健全であり、水位が確保されている場合は、水源をサプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替える。

なお、水源の切替えは、運転中の原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源を切り替えることが可能である。

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・復水貯蔵タンク
- ・サプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系
- ・高圧炉心スプレイ系

(b) 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。輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに淡水タンクの枯渇又は土石流の発生により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が使用できず、淡水の供給が継続できない場合は、海水の供給に切り替える。

低圧原子炉代替注水槽から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。

低圧原子炉代替注水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。

- ・輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）

- ・淡水タンク
- ・大型送水ポンプ車
- ・大量送水車
- ・低圧原子炉代替注水槽
- ・非常用取水設備
- ・ホース
- ・燃料補給設備
- ・構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）から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、あらかじめ大型送水ポンプ車又は大量送水車の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。

輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）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。

- ・輪谷貯水槽（西１）・輪谷貯水槽（西２）
- ・大型送水ポンプ車
- ・大量送水車
- ・非常用取水設備
- ・輪谷貯水槽（東１）・輪谷貯水槽（東２）
- ・ホース
- ・燃料補給設備
- ・構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

復水貯蔵タンクから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。

復水貯蔵タンク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。

- ・輪谷貯水槽（西１）・輪谷貯水槽（西２）
- ・淡水タンク
- ・大型送水ポンプ車
- ・大量送水車
- ・復水貯蔵タンク
- ・非常用取水設備

- ・ホース
- ・燃料補給設備
- ・構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

(c) 海水から淡水への切替え

重大事故等の収束に必要な水の供給において、土石流の影響により、原子炉等へ海水の供給を行っている場合、水の供給が中断することなく海水から淡水への切替えが可能である。

海水から淡水へ切り替える時に使用する設備は以下のとおり。

- ・淡水タンク
- ・大量送水車
- ・非常用取水設備
- ・ホース
- ・燃料補給設備

(d) 外部水源から内部水源への切替え

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）で想定される事故の収束に必要な対応には、外部水源（低圧原子炉代替注水槽）から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への供給に切り替えて、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

外部水源から内部水源への切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧原子炉代替注水槽
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）
- ・残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱で想定される事故の収束に必要な対応には、外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への供給に切り替えて、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内の除熱を行う手段がある。

外部水源から内部水源への切替えで使用する設備は以下のとおり。

- ・輪谷貯水槽（西1）・輪谷貯水槽（西2）
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）
- ・残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）
- ・燃料補給設備

- ・ 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源の切替えで使用する設備のうち、サブプレッション・チェンバは重大事故等対処設備として位置付ける。また、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替えで使用する設備のうち、大量送水車、非常用取水設備、ホース、低圧原子炉代替注水槽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。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）へ補給する水源の切替えで使用する設備のうち、大量送水車、非常用取水設備、ホース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。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）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。

なお、土石流が発生するおそれがある状況において、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）周辺の土石流発生状況を確認するための構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は重大事故等対処設備として位置付ける。

外部水源から内部水源への切替えで使用する設備のうち、低圧原子炉代替注水槽、サブプレッション・チェンバ、低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（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。併せて、その理由を示す。

- ・ 淡水タンク

耐震性は確保されておらず、補給に必要な水量が確保できない場合があるが、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から低圧原子

炉代替注水槽への補給ができない場合において、淡水タンクの水を低圧原子炉代替注水槽へ補給する手段として有効である。

また、淡水タンクを水源とした大量送水車による原子炉等へ注水する手段として有効である。

- ・ 輪谷貯水槽（東1）・輪谷貯水槽（東2）

耐震性は確保されているものの、スロッシング等の影響を受ける場合があるが、輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）の水を輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する手段として有効である。

- ・ 復水貯蔵タンク

耐震性は確保されていないが、淡水又は海水を利用した原子炉压力容器等への注水手段として有効である。

- ・ 大型送水ポンプ車

設置に時間を要するが、海を水源とした大量送水車による海水補給が実施できない場合の代替手段として有効である。

d. 手順等

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

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（徴候ベース）、原子力災害対策手順書及び事故時操作要領書（シビアアクシデント）に定める（第1.13-1表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第1.13-2表、第1.13-3表）。

（添付資料 1.13.2）

1.13.2 重大事故等時の手順

1.13.2.1 水源を利用した対応手順

(1) サプレッション・チェンバを水源とした対応手順

重大事故等時、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の除熱並びに残留熱代替除去系による除熱を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉压力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉压力容器への注水手段としては高圧原子炉代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系がある。

- (a) 高圧原子炉代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

復水・給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

- i 手順着手の判断基準

復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉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）以上に維持できない場合。

【1.2.2.1 (1) a.】

- ii 操作手順

高圧原子炉代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順（中央制御室操作）については、「1.2.2.1(1) a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動」にて整備する。

- iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

- (b) 高圧原子炉代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

復水・給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合において、中央制御室からの操作により高圧原子炉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原子炉代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

- i 手順着手の判断基準

復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉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）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原子炉代替注水系を起動できない場合。

【1.2.2.1(1) b.】

ii 操作手順

高圧原子炉代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順（現場手動操作）については、「1.2.2.1(1) b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで35分以内で可能である。

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

(c) 原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（中央制御室操作）

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル2））による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

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

【1.2.2.4(1)】

ii 操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順（中央制御室操作）については「1.2.2.4(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

(d) 原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時

冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

【1.2.2.2(1) a.】

ii 操作手順

原子炉隔離時冷却系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（現場手動操作）手順については「1.2.2.2(1) a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員4名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系起動による原子炉圧力容器への注水開始まで1時間以内、緊急時対策要員による排水処理開始まで1時間45分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

原子炉隔離時冷却ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。したがって、原子炉隔離時冷却系タービンランド部からの蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。

(e) 高圧炉心スプレイ系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低

(レベル1 H) 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・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

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

【1.2.2.4(2)】

ii 操作手順

高圧炉心スプレイ系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は, 中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合, 作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

(f) 高圧原子炉代替注水系によるサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 (溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止)

炉心の著しい損傷が発生した場合において, 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は, 常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池, 所内常設直流電源設備 (3系統目) として使用する115V系蓄電池 (3系統目) 又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器より高圧原子炉代替注水系の電源を確保し, 原子炉圧力容器へ注水する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において, 復水・給水系, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず, 高圧原子炉代替注水系が使用可能な場合^{*2}。

※1: 格納容器雰囲気放射線モニタ (CAMS) で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が, 設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合, 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

度で 300℃以上を確認した場合。

※2：原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において，設備に異常がなく，電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) a.】

ii 操作手順

高圧原子炉代替注水系によるサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止）手順については，「1.8.2.2(1) a. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は中央制御室運転員 1 名にて操作を実施した場合，作業開始を判断してから高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで 10 分以内で可能である。

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系がある。

(a) 残留熱除去系による原子炉圧力容器への注水

残留熱除去系（低圧注水モード）が健全な場合は，自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高）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（低圧注水モード）を起動し，サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

また，全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系の電源を復旧し，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで，残留熱除去系（低圧注水モード）にて原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 残留熱除去系（低圧注水モード）が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

復水・給水系，原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系による原子炉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）以上に維持できない場合。

【1.4.2.3(1)】

- (ii) 残留熱除去系（低压注水モード）電源復旧後の原子炉压力容器への注水

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cが受電され，緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し，残留熱除去系（低压注水モード）が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。

※1：設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

【1.4.2.1(2) a. (a)】

ii 操作手順

残留熱除去系が健全な場合の原子炉压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（低压注水モード）による原子炉压力容器への注水」，残留熱除去系電源復旧後の原子炉压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（低压注水モード）電源復旧後の原子炉压力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

- (i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉压力容器への注水

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残留熱除去系（低压注水モード）による原子炉压力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

なお，原子炉压力容器への注水が不要と判断し，原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合，原子炉格納容器へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

- (ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉压力容器への注水

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残留熱除去系（低压注水モード）による原子炉压力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

なお，原子炉压力容器への注水が不要と判断し，原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合，原子炉格納容器へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

- (b) 低压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（原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高）による作動，又は中央制御室からの手動操作により低圧炉心スプレイ系を起動し，サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

また，全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により低圧炉心スプレイ系の電源を復旧し，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで，低圧炉心スプレイ系にて原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 低圧炉心スプレイ系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

復水・給水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉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）以上に維持できない場合。

【1.4.2.3(3)】

(ii) 低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cが受電され，緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し，残留熱除去系（低圧注水モード）が復旧できず，低圧炉心スプレイ系が使用可能な状態に^{*1}復旧された場合。

※1：設備に異常がなく，電源，補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

【1.4.2.1(2) a. (b)】

ii 操作手順

低圧炉心スプレイ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(3)低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」，低圧炉心スプレイ系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. (b)低圧炉心スプレイ系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 低圧炉心スプレイ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1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炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への

注水開始まで2分以内で可能である。

(ii) 低圧炉心スプレィ系電源復旧後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1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炉心スプレィ系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

c. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱

サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱手段としては残留熱除去系がある。

(a) 残留熱除去系による原子炉格納容器内へのスプレィ

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（格納容器冷却モード）を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレィを実施する。

また、全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレィができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系（格納容器冷却モード）の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（格納容器冷却モード）にて原子炉格納容器内にスプレィする。スプレィ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレィの起動／停止を行う。

i 手順着手の判断基準

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱

原子炉格納容器内へのスプレィ起動の判断基準に到達した場合^{※1}

※1：「原子炉格納容器内へのスプレィ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、ドライウエル温度、サプレッション・チェンバ温度又はサプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレィ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.3(1)】

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレィ（炉心損傷前）

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系

(格納容器冷却モード) が使用可能な状態^{※1} に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度、サブプレッション・チェンバ温度又はサブプレッション・プール水位指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(2) a. (a)】

(iii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ (炉心損傷後)

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系(格納容器冷却モード)が使用可能な状態^{※2}に復旧された場合で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源(サブプレッション・チェンバ)が確保されている状態。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度又はサブプレッション・チェンバ温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(2) a. (a)】

ii 操作手順

残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.6.2.3(1)残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器内へのスプレイ」、残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内の除熱(炉心損傷前)手順については、「1.6.2.1(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」、残留熱除去系電源復旧

後の原子炉格納容器内の除熱（炉心損傷後）手順については、「1.6.2.2(2) a. (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉格納容器内の除熱

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残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

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残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

(iii) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

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残留熱除去系（格納容器冷却モード）A系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

(b) 残留熱除去系によるサブプレッション・プール水の除熱

残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を起動し、サブプレッション・プール水の除熱を実施する。

また、全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障により、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の電源を復旧し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）にてサブプレッション・プール水の除熱を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 残留熱除去系が健全な場合のサブプレッション・プール水の除熱

以下のいずれかの状態に該当した場合。

- ・逃がし安全弁開固着
- ・サブプレッション・プール水の温度が規定温度以上
- ・サブプレッション・チェンバの気体温度が規定温度以上

【1.6.2.3(2)】

- (ii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱（炉心損傷前）

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が使用可能な状態^{*1}に復旧された場合。

※1：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

【1.6.2.1(2) a. (b)】

- (iii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により緊急用M/Cを受電した後、緊急用M/Cから非常用所内電気設備であるM/C C系又はM/C D系の受電が完了し、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が使用可能な状態^{*2}に復旧された場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている状態。

【1.6.2.2(2) a. (b)】

ii 操作手順

残留熱除去系が健全な場合のサブプレッション・プール水の除熱手順については、「1.6.2.3(2) 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱」、残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.6.2.1(2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱」及び「1.6.2.2(2) a. (b) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱」にて整備する。

iii 操作の成立性

- (i) 残留熱除去系が健全な場合のサブプレッション・プール水の除熱
上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作

業開始を判断してから残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱開始まで 10 分以内で可能である。

(ii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱（炉心損傷前）

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残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）A系によるサブプレッション・プール水の除熱開始まで 10 分以内で可能である。

(iii) 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱（炉心損傷後）

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施し、作業開始を判断してから残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）A系によるサブプレッション・プール水の除熱開始まで 10 分以内で可能である。

d. サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱

サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手段については、残留熱代替除去系がある。

(a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（炉心損傷前）

炉心損傷前において、残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{*1}前において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{*2}原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件がすべて成立した場合。

- ・残留熱代替除去系が使用可能^{*3}であること。
- ・原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給が可能であること。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、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で 300℃以上を確認した場合。

※2：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3：設備に異常がなく、電源及び水源（サブプレッション・チェ

ンバ) が確保されている場合。

【1.5.2.1(1) a. (a)】

ii 操作手順

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順については、「1.5.2.1(1) a. (a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断した後、残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、30 分以内で可能である。

(b) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（炉心損傷後）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{*2} 原子炉格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件がすべて成立した場合。

- ・残留熱代替除去系が使用可能^{*3}であること。
- ・原子炉補機代替冷却系による補機冷却水供給が可能であること。
- ・原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が 4.4vol%以下^{*4}であること。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、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で 300℃以上を確認した場合。

※2：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3：設備に異常がなく、電源及び水源（サブプレッション・チェーンバ）が確保されている場合。

※4：格納容器酸素濃度にてドライ条件の酸素濃度が 4.4vol%を超過している場合においてウェット条件の酸素濃度が

1.5vol%未満の場合は、残留熱代替除去系によるドライウェルスプレイを実施することで、ドライウェル側とサプレッション・チェンバ側のガスの混合を促進させる。

【1.7.2.1(1) a. (a)】

ii 操作手順

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順については、「1.7.2.1(1) a. (a) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

- ・ S A電源切替盤を使用した原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合
中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、1 時間 5 分以内で可能である。
 - ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合
中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、1 時間 30 分以内で可能である。
 - ・ S A電源切替盤を使用した原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合
中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、45 分以内で可能である。
 - ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合
中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、1 時間以内で可能である。
- 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(c) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保（炉心損傷前）

炉心損傷前において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために残留熱代替除去系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保し、残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器（B）へ供給する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷^{※1}前において、残留熱代替除去系を使用する場合。ただし、原子炉注水手段がない場合は、原子炉注水準備を優先する^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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で300℃以上を確認した場合。

※2：常設設備による注水手段がない場合、又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を実施している場合は大量送水車による注水又は補給準備を実施。

【1.5.2.1(1) a. (b)】

ii 操作手順

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順については、「1.5.2.1(1) a. (b) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合（SA電源切替盤を使用した場合）】

- ・中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員15名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで1時間40分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7時間20分以内で可能である。

【原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合（非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合）】

- ・中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員15名にて作業を実施した場合、運転員操作の系統構成完了まで1時間50分以内、緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7時間20分以内で可能である。

【原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合（SA電源切替盤を使用した場合））】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 40 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間以内で可能である。

【原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合（非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合））】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 50 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間以内で可能である。

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

(d) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保（炉心損傷後）

炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器の過圧破損を防止するために残留熱代替除去系の運転を実施する場合，原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保し，残留熱代替除去系で使用する残留熱除去系熱交換器（B）へ供給する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{*1}において，残留熱代替除去系設備を使用する場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合，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で 300℃以上を確認した場合。

【1.7.2.1(1) a.(b)】

ii 操作手順

残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順については，「1.7.2.1(1) a.(b) 残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合（S A電源切替盤を使用した場合）】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 15 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 40 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間 20 分以内で可能である。

【原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合（非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合）】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 15 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 50 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間 20 分以内で可能である。

【原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合（S A電源切替盤を使用した場合））】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 40 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間以内で可能である。

【原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合（非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合））】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで 1 時間 50 分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで 7 時間以内で可能である。円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。また，速やかに作業が開始できるように，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

(2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時，復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器下部への注水を行う手順を整備する。

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子

炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水としては、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び制御棒駆動水圧系がある。

(a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

復水・給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、サブプレッション・チェンバを水源として使用できない場合において、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

ii 操作手順

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-2 図に、タイムチャートを第 1.13-3 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に復水貯蔵タンクを水源とした原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、トーラス水位高バイパスCOSを「通常」から「バイパス」に切り替える。
- ③中央制御室運転員Aは、中央制御室にて原子炉隔離時冷却系のポンプ復水貯蔵水入口弁を開とする。
- ④中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、ポンプ復水貯蔵水入口弁が開となったことを確認後、ポンプトーラス水入口弁を閉とする。
- ⑤中央制御室運転員Aは、中央制御室からの手動起動操作によりタービン蒸気入口弁、RCIC注水弁及び復水器冷却水入口弁が全開し、原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認した後、当直副長に報告する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告する。
- ⑦当直副長は、運転員に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように、指示する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、中央制御室にて原子炉隔離時冷却系タービ

ン回転数の調整により原子炉隔離時冷却系系統流量を調整することで、原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持し、当直副長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

(b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

復水・給水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、サブプレッション・チェンバを水源として使用できない場合において、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

ii 操作手順

復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13-4図に、タイムチャートを第1.13-5図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に復水貯蔵タンクを水源とした高圧炉心スプレイ・ポンプの手動起動を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、トーラス水位高バイパスCOSを「通常」から「バイパス」に切り替える。
- ③中央制御室運転員Aは、中央制御室にてHPCSポンプ復水貯蔵水入口弁を開とする。
- ④中央制御室運転員Aは、中央制御室にてHPCSポンプ復水貯蔵水入口弁が開となったことを確認後、HPCSポンプトーラス水入口弁を閉とする。
- ⑤中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、手動起動操作により高圧炉心スプレイ・ポンプが起動し、HPCS注水弁が全開となったことを確認した後、当直副長に報告する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。

⑦当直副長は、運転員に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように、指示する。

⑧中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、HPCS注水弁の開閉操作により高圧炉心スプレイ系系統流量を調整することで、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持し、当直副長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

(c) 制御棒駆動水圧系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水（進展抑制）

高圧炉心スプレイ系の機能喪失又は全交流動力電源喪失時において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設代替交流電源設備により制御棒駆動水圧系の電源を確保し、原子炉圧力容器の下部への注水を実施することで、原子炉圧力容器の下部に落下した熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器の破損の進展を抑制する。

i 手順着手の判断基準

(i) 全交流動力電源喪失又は高圧炉心スプレイ系の機能喪失時の制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

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、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、制御棒駆動水圧系が使用可能な場合。

【1.2.2.3(1) a.】

(ii) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、制御棒駆動水圧系が使用可能な場合^{*2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容

器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、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压力容器温度で 300°C 以上を確認した場合。

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

【1.8.2.2(1) c.】

ii 操作手順

全交流動力電源喪失又は高圧炉心スプレイ系の機能喪失時の制御棒駆動水压系による原子炉压力容器への注水手順については「1.2.2.3(1) a. 制御棒駆動水压系による原子炉压力容器への注水」及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための制御棒駆動水压系による原子炉压力容器への注水手順については「1.8.2.2(1) c. 制御棒駆動水压系による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

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压系による原子炉压力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水手段としては、復水輸送系がある。

(a) 復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水

常設の原子炉压力容器への注水設備が機能喪失した場合、残存溶融炉心を冷却し原子炉压力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、復水輸送系を起動し、復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 常設の原子炉压力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系 (常設) の注水機能喪失時の復水輸送系による原子炉压力容器への注水

復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系 (常設) 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) 以上に維持できな

い場合において、復水輸送系及び注入配管が使用可能な場合^{※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。

【1.4.2.1(1) a. (b)】

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための復水輸送系による原子炉压力容器への注水

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用できず、復水輸送系による原子炉压力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (b)】

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための復水輸送系による原子炉压力容器への注水

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水ができず、復水輸送系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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压力容器温度で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。

【1.8.2.2(1) e.】

ii 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復水輸送系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) 復水輸送系による原子炉压力容器への注水」、残存溶融炉心の冷却のための復水輸送系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) 復水輸送系による残存溶融炉心の冷却」及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための復水輸送系による原子炉压力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1) e. 復水輸送系による原子炉压力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 常設の原子炉压力容器への注水設備，低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の復水輸送系による原子炉压力容器への注水

残留熱除去系（A）の注入配管を使用した復水輸送系による原子炉压力容器への注水操作は，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復水輸送系による原子炉压力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

残留熱除去系（B）又は残留熱除去系（C）の注入配管を使用した復水輸送系による原子炉压力容器への注水操作は，中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉压力容器への注水開始まで 30 分以内で可能である。

なお，原子炉压力容器への注水が不要と判断し，原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合，原子炉格納容器へのスプレイ開始まで 30 分以内で可能である。

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

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための復水輸送系による原子炉压力容器への注水

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復水輸送系による原子炉压力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための復水輸送系による原子炉压力容器への注水

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復水輸送系による原子炉压力容器への注水開始まで 20 分以内で可能である。

c. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，復水輸送系がある。

(a) 復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず，格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は，復水貯蔵タンクを水源とした復水輸送系により原子炉格納容器内にスプレイする。

原子炉格納容器内へのスプレイ作動後は格納容器圧力が負圧とならな

いように、スプレイの起動／停止を行う。

i 手順着手の判断基準

(i) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイの判断基準（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、復水輸送系が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。

※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：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (b)】

(ii) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイの判断基準（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、復水輸送系が使用可能な場合^{*2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (b)】

ii 操作手順

復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1) a. (b)復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレー」及び「1.6.2.2(1) a. (b) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレー」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレー（炉心損傷前）

上記の操作のうち、A-残留熱除去系スプレー配管を使用する場合は中央制御室運転員1名にて、B-残留熱除去系スプレー配管を使用する場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレー開始までの想定時間は以下のとおり。

- ・ A-残留熱除去系スプレー配管を使用する場合：20分以内
- ・ B-残留熱除去系スプレー配管を使用する場合：30分以内

なお、原子炉格納容器内へのスプレー実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで30分以内で可能である。

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

(ii) 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレー（炉心損傷後）

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレー開始まで20分以内で可能である。

d. 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、復水輸送系がある。

(a) 復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）により、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水貯蔵タンクを水源とした復水輸送系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。そ

の際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッション・プールの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に余裕をみた流量とする。

なお、復水輸送系（スプレー管使用）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を復水輸送系（スプレー管使用）から復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替えて注水を行う。

i 手順着手の判断基準

[復水輸送系による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

復水輸送系（スプレー管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（スプレー管使用）が使用可能な場合^{※2}。

復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレー管使用）及び消火系（スプレー管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

[原子炉圧力容器破損後の復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

復水輸送系（スプレー管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）及び消火系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（スプレー管使用）が使用可能な場合^{※2}。

復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※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、原子炉圧力容器内の

水位の低下，制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉压力容器下鏡部温度の指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)b.】

ii 操作手順

復水輸送系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)b. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち，作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は，スプレイ管を使用する場合及びペDESTAL注水配管を使用する場合ともに以下のとおり。

[復水輸送系による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

- ・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，20分以内で可能である。

[原子炉压力容器破損後の復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の場合]

- ・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，10分以内で可能である。

[復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉压力容器の破損を判断し，ペDESTAL注水配管が使用可能であり，原子炉格納容器下部への注水を復水輸送系（スプレイ管使用）から復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替える場合]

- ・中央制御室運転員1名にて実施した場合，10分以内で可能である。

(3) 低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手順

重大事故等時，低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉压力容器への注水，原子炉格納容器内の冷却及び原子炉格納容器下部への注水を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

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

なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）である、大量送水車による原子炉圧力容器への注水手段は、低圧原子炉代替注水系（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。

(a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備が機能喪失した場合、残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、低圧原子炉代替注水系（常設）を起動し、低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 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原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系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）以上に維持できない場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (a)】

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (a)】

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため

の低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水
炉心損傷を判断した場合^{※1}において、復水・給水系、原子炉隔離
時冷却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ができ
ない場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能な場合
^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容
器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線
量率の10倍を超えた場合、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压力容器温
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（低圧原子炉代替注水槽）
が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) d.】

ii 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原子炉代
替注水系（常設）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. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力
容器への注水」、残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系
（常設）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. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却」及
び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低
圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水手順につ
いては、「1.8.2.2(1) d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧
力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 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原子
炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水

上記の操作のうち、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系
（常設）による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員数及び
想定時間は以下のとおり。

【SA電源切替盤を使用した場合】

・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場
合、20分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

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

なお、原子炉压力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へ

のスプレイを実施する場合、原子炉格納容器へのスプレイ開始まで10分以内で可能である。

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

上記の操作のうち作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【S A電源切替盤を使用した場合】

・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、20分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

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

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

上記の操作のうち、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【S A電源切替盤を使用した場合】

・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、20分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

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

b. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、格納容器代替スプレイ系（常設）がある。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）である大量送水車による原子炉格納容器内の冷却手段は、格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内への冷却手段と同時並行で準備を開始する。

(a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できない場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内にスプレイを実施する。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動／停止を行う。

i 手順着手の判断基準

(i) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイの判断基準（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、格納容器代替スプレイ系（常設）が使用可能な場合^{※1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (a)】

(ii) 格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器スプレイの判断基準（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、格納容器代替スプレイ系（常設）が使用可能な場合^{※2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (a)】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（常設）による低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1) a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」及び「1.6.2.2(1) a. (a) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子

炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii 操作の成立性

- (i) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

上記の操作のうち、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの操作を、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合の想定時間は以下の通り。

SA電源切替盤を使用した場合：30 分以内

非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：45 分以内

なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで 10 分以内で可能である。

- (ii) 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

上記の操作のうち、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始までの操作を、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合の想定時間は以下の通り。

SA電源切替盤を使用した場合：30 分以内

非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：45 分以内

c. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、ペDESTAL代替注水系（常設）がある。

なお、ペDESTAL代替注水系（可搬型）である大量送水車による原子炉格納容器下部への注水手段は、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手段と同時並行で準備を開始する。

- (a) ペDESTAL代替注水系（常設）による低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の損傷を防止するため、ペDESTAL代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサプレッ

ション・プールの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に余裕をみた流量とする。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合^{※2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下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^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）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、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の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の変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) a.】

ii 操作手順

ペDESTAL代替注水系（常設）による低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1) a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してからペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【SA電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、30 分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、45 分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後のペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の場合]

- ・中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、10 分以内で可能である。

(4) 補助消火水槽を水源とした対応手順

重大事故等時、補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系による補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

常設の原子炉圧力容器への注水設備及び低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能が喪失した場合、残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、消火系を起動し、補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 常設の原子炉圧力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉圧力容器への注水

復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合において、消火系及び注入配管が使用可能な場合※1。

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（補助消火水槽）が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (c)】

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉压力容器への注水

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できず、消火系による原子炉压力容器への注水が可能な場合。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：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (c)】

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉压力容器への注水

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉压力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。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（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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压力容器温度で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（補助消火水槽）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) f.】

ii 操作手順

常設の原子炉压力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系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. (c) 消火系による原子炉压力容器への注水」、残存溶融炉心の冷却のための消火系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. (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却」、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉压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压力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 常設の原子炉压力容器への注水設備，低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉压力容器への注水

作業開始を判断してから，消火系による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

残留熱除去系（A）注入配管使用

・中央制御室運転員 1 名にて想定時間は 25 分以内

残留熱除去系（B）又は（C）注入配管使用

・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて想定時間は 30 分以内

なお，原子炉压力容器への注水が不要と判断し，原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合，原子炉格納容器へのスプレイ開始まで 30 分以内で可能である。

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

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉压力容器への注水

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消火系による原子炉压力容器への注水開始まで 25 分以内で可能である。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉压力容器への注水

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消火系による原子炉压力容器への注水開始まで 25 分以内で可能である。

b. 補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，消火系がある。

(a) 消火系による原子炉格納容器へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず，格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は，補助消火水槽を水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイの起動／停止を行う。

i 手順着手の判断基準

(i) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。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（補助消火水槽）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (c)】

(ii) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合^{*2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。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（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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（補助消火水槽）が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (c)】

ii 操作手順

消火系による補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1) a. (c) 消火系による原子炉格納容器内へのス

プレイ」及び「1.6.2.2(1) a. (c)消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ操作について、A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運転員1名にて、B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

- ・ A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合：25分以内
- ・ B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合：30分以内

なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで30分以内で可能である。

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

(ii) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで25分以内で可能である。

c. 補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては消火系がある。

(a) 消火系による補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の損傷を防止するため、補助消火水槽を水源とした消火系により原子炉格納容器下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、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・プールの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に余裕をみた流量とする。

なお、消火系（スプレイ管使用）にて原子炉格納容器下部への初期水

張りを実施し、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を消火系（スプレイ管使用）から消火系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替えて注水を行う。

i 手順着手の判断基準

[消火系による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

消火系（スプレイ管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（スプレイ管使用）が使用可能な場合^{※2}。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

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。

[原子炉圧力容器破損後の消火系による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

消火系（スプレイ管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及び復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（スプレイ管使用）が使用可能な場合^{※2}。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

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：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽）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、原子炉圧力容器内の

水位の低下，制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の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の変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)c.】

ii 操作手順

消火系による補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については，「1.8.2.1(1)c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち，作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は，スプレイ管を使用する場合及びペDESTAL注水配管を使用する場合ともに以下のとおり。

[消火系による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

・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，25分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後の消火系による原子炉格納容器下部への注水の場合]

・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，10分以内で可能である。

[消火系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し，ペDESTAL注水配管が使用可能であり，原子炉格納容器下部への注水を消火系（スプレイ管使用）から消火系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替える場合]

・中央制御室運転員1名にて実施した場合，10分以内で可能である。

d. 補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水

補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水手段としては，消火系がある。

(a) 消火系による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，補助消火水槽を水源として補助消火ポ

ンプにより，注水用ホース又は復水輸送系ラインを經由して消火系による燃料プールへの注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合]

以下のいずれかの状況に至り，消火系が使用可能な場合^{※1}。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及び燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

※1：設備に異常がなく，電源及び水源(補助消火水槽)が確保されている場合。

[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合]

以下のいずれかの状況に至り，消火系が使用可能な場合^{※2}。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及び燃料プールエリアへアクセスできない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

※2：設備に異常がなく，電源及び水源(補助消火水槽)が確保されている場合。

【1.11.2.1(1) a.】

ii 操作手順

消火系による補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水手順については，「1.11.2.1(1) a. 消火系による燃料プールへの注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち，作業開始を判断してから消火系による燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合]

上記の操作は，中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，40分以内で可能である。

[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合]

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消火系による燃料プールへの注水開始まで 25 分以内で可能である。

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

(5) ろ過水タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、ろ過水タンクを水源とした原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び燃料プールへの注水を行う手順を整備する。

また、ろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、第1ベントフィルタスクラバ容器への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉压力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉压力容器への注水手段としては消火系がある。

(a) 消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉压力容器への注水

常設の原子炉压力容器への注水設備及び低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能が喪失した場合、残存溶融炉心を冷却し原子炉压力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、消火系を起動し、ろ過水タンクを水源とした原子炉压力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 常設の原子炉压力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉压力容器への注水

復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系により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）以上に維持できない場合において、消火系及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。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（ろ過水タンク）が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (c)】

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉压力容器への注水

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用できず、消火系による原子炉压力容器への注水が可能な場合。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：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (c)】

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉压力容器への注水

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉压力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合^{*2}。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（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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压力容器温度で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（ろ過水タンク）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) f.】

ii 操作手順

常設の原子炉压力容器への注水設備、低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系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. (c) 消火系による原子炉压力容器への注水」、残存溶融炉心の冷却のための消火系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. (c) 消火系による残存溶融炉心の冷却」、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉压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压力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 常設の原子炉压力容器への注水設備，低圧原子炉代替注水系（常設）の注水機能喪失時の消火系による原子炉压力容器への注水

作業開始を判断してから，消火系による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

残留熱除去系（A）注入配管使用

・中央制御室運転員 1 名にて想定時間は 25 分以内

残留熱除去系（B）又は（C）注入配管使用

・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名にて想定時間は 30 分以内

なお，原子炉压力容器への注水が不要と判断し，原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合，原子炉格納容器へのスプレイ開始まで 30 分以内で可能である。

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

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための消火系による原子炉压力容器への注水

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消火系による原子炉压力容器への注水開始まで 25 分以内で可能である。

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための消火系による原子炉压力容器への注水

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消火系による原子炉压力容器への注水開始まで，25 分以内で可能である。

b. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては，消火系がある。

(a) 消火系による原子炉格納容器へのスプレイ

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず，格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系により原子炉格納容器内にスプレイできない場合は，ろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように，スプレイの起動／停止を行う。

i 手順着手の判断基準

(i) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。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（ろ過水タンク）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (c)】

(ii) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイができず、消火系が使用可能な場合^{*2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。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(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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（ろ過水タンク）が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (c)】

ii 操作手順

消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1) a. (c)消火系による原子炉格納容器内へのス

プレイ」及び「1.6.2.2(1) a. (c)消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」にて整備する。

iii 操作の成立性

(i) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ操作について、A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運転員1名にて、B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

- ・ A-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合：25分以内
- ・ B-残留熱除去系スプレイ配管を使用する場合：30分以内

なお、原子炉格納容器内へのスプレイ実施中に原子炉圧力容器への注水が必要となった場合、原子炉圧力容器への注水開始まで30分以内で可能である。

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

(ii) 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで25分以内で可能である。

c. ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては消火系がある。

(a) 消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系により原子炉格納容器下部の床面に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の損傷を防止するため、ろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器下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、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉格納容器内の減圧及び除熱操作時にサブプレッション・プールの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に余裕をみた流量とする。

i 手順着手の判断基準

[消火系による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

消火系（スプレー管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（スプレー管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（スプレー管使用）が使用可能な場合^{※2}。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレー管使用）、消火系（スプレー管使用）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

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。

[原子炉圧力容器破損後の消火系による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

消火系（スプレー管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及び復水輸送系（スプレー管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（スプレー管使用）が使用可能な場合^{※2}。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

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：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（ろ過水タンク）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、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の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の変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の

上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)c.】

ii 操作手順

消火系によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は、スプレイ管を使用する場合及びペDESTAL注水配管を使用する場合ともに以下のとおり。

[消火系による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

- ・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、25分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後の消火系による原子炉格納容器下部への注水の場合]

- ・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、10分以内で可能である。

[消火系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を消火系（スプレイ管使用）から消火系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替える場合]

- ・中央制御室運転員1名にて実施した場合、10分以内で可能である。

d. ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水

ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水手段としては、消火系がある。

(a) 消火系による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、ろ過水タンクを水源として消火ポンプにより、注水用ホース又は復水輸送系ラインを経由して消火系による燃料プールへの注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合]

以下のいずれかの状況に至り、消火系が使用可能な場合^{*1}。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及び燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合]

以下のいずれかの状況に至り、消火系が使用可能な場合^{※2}。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及び燃料プールエリアへアクセスができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

【1.11.2.1(1) a.】

ii 操作手順

消火系によるろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水手順については、「1.11.2.1(1) a. 消火系による燃料プールへの注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから消火系による燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合]

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、40分以内で可能である。

[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合]

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、25分以内で可能である。

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

e. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による送水

原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下

部への注水，原子炉ウェルへの注水及び燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に大量送水車による各種注水を行う。

また，第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が低下した場合に大量送水車による補給を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源特定，大量送水車の配置，原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口までのホース接続及び大量送水車による送水までの手順を整備し，原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については，1.13.2.1(5) f. ～1.13.2.1(5) k. に示す。）

水源特定，大量送水車配置，原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口までのホース接続及び送水の一連の流れほどの対応においても同じであり，水源から原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口までの距離によりホース数量が決まる。

原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口の選択は，重大事故等時の対応として優先度が高い原子炉圧力容器への注水において，原子炉建物西側接続口を使用するより圧力損失が小さく，必要注水流量に対して余裕を持った流量を確保できる原子炉建物南側接続口を優先して使用する。なお，原子炉格納容器内へのスプレイ，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイは，原子炉圧力容器への注水手順にて原子炉建物南側に設置する送水ヘッドを介して各接続口までのホースを接続することで，ホース敷設長さを短くでき，作業を効率的に実施可能であることから，原子炉圧力容器への注水と同様，原子炉建物南側接続口を優先して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

低圧原子炉代替注水槽，サブプレッション・チェンバ，復水貯蔵タンク，補助消火水槽，輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合^{*1}。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は，土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

(b) 操作手順

ろ過水タンクを水源とした大量送水車による送水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，ホース敷設図を第1.13-37図及び第1.13-38図に示す。

[大量送水車による原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口への送水を行う場合]

- ①緊急時対策本部は，プラントの被災状況に応じて大量送水車による各種注水を行うことを決定し，各種注水のための原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口の場所を決定する。
- ②緊急時対策本部は，当直長に送水のための接続口の場所を報告する。
- ③緊急時対策本部は，緊急時対策要員に大量送水車によるろ過水タンクを水源とした送水準備のため，接続口の場所を指示する。
- ④緊急時対策要員は，指示を受けた配置箇所へ大量送水車を移動させる。
- ⑤緊急時対策要員は，ろ過水タンクから指示された接続口までのホース敷設，系統構成を行う。
- ⑥緊急時対策要員は，緊急時対策本部に大量送水車による送水準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策本部は，当直長に大量送水車による送水の開始を報告する。
- ⑧緊急時対策本部は，緊急時対策要員に大量送水車による送水開始を指示する。
- ⑨緊急時対策要員は，接続口の弁の全閉を確認後，大量送水車を起動し，ホースの水張り及び空気抜きを行い，ホースに異常のないことを確認する。
- ⑩緊急時対策要員は，ホースに異常のないことを確認後，接続口の弁を開とし，送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪緊急時対策本部は，当直長に大量送水車による送水を開始したことを報告する。
- ⑫緊急時対策要員は，注水中はホースの結合金具付きの可搬型圧力計で圧力を確認しながら大量送水車を操作する。

[大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器接続口への送水を行う場合]

- ①緊急時対策本部は，緊急時対策要員に大量送水車によるろ過水タンクを水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給準備のため，第1ベントフィルタスクラバ容器接続口への送水準備を指示する。
- ②緊急時対策要員は，大量送水車をろ過水タンクに配置し，大量送水車付属の水中ポンプユニットを設置する。
- ③緊急時対策要員は，ろ過水タンクから接続口までのホースを敷設し，第1ベントフィルタスクラバ容器接続口の蓋を開放する。
- ④緊急時対策要員は，接続口へホースの接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は，緊急時対策本部に第1ベントフィルタスクラバ容器への補給の系統構成が完了したことを報告する。

- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大量送水車による送水準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水の開始を報告する。
- ⑧緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による送水開始を指示する。
- ⑨緊急時対策要員は、FCVS補給止め弁の全閉を確認後、大量送水車を起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行い、ホースに異常のないことを確認する。
- ⑩緊急時対策要員は、ホースに異常のないことを確認後、FCVS補給止め弁を開とし、送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水を開始したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからろ過水タンクを水源とした大量送水車による送水開始まで、原子炉建物西側接続口（低圧原子炉代替注水系接続口、格納容器代替スプレイ系接続口、ペDESTAL代替注水系接続口、燃料プールのスプレイ系接続口、原子炉ウェル代替注水系接続口）に接続した場合において2時間30分以内、原子炉建物南側接続口（低圧原子炉代替注水系接続口、格納容器代替スプレイ系接続口、ペDESTAL代替注水系接続口、燃料プールのスプレイ系接続口、原子炉ウェル代替注水系接続口）に接続した場合において2時間30分以内、原子炉建物内接続口（低圧原子炉代替注水系接続口、格納容器代替スプレイ系接続口、ペDESTAL代替注水系接続口）に接続した場合において3時間10分以内、第1ベントフィルタスクラバ容器接続口に接続した場合において2時間30分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮してろ過水タンクから送水先へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4-1)

f. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした大量送

水車による原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧原子炉代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）によるろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

復水・給水系，原子炉隔離時冷却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，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，低圧原子炉代替注水系（可搬型）を起動し，ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 復水・給水系，原子炉隔離時冷却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の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

復水・給水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (d)】

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇及びペDESTAL温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (d)】

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
炉心損傷を判断した場合^{※1}において，復水・給水系，原子炉隔離

時冷却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ができず、低圧原子炉代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) g.】

ii 操作手順

復水・給水系、原子炉隔離時冷却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ができない場合の低圧原子炉代替注水系（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. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」、残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（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. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1) g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

低圧原子炉代替注水系（可搬型）によるろ過水タンクを水源とした原子炉压力容器への注水操作のうち、運転員が実施する各注入配管の系統構成を、交流電源が確保されている場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名、全交流動力電源が喪失している場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合

- ・ SA電源切替盤を使用した場合：25分以内
- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：40分以内

[全交流動力電源が喪失している場合]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）使用の場合：50分以内
低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）使用又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）使用（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）の場合：40分以内

また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合]

緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間30分以内

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）]

緊急時対策要員12名にて実施した場合：3時間10分以内

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで2時間30分以内で可能である。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで3時間10分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合の想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合：10分以内]

[全交流動力電源が喪失している場合：40分以内]

（「1.4.2.1(3) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却（淡水／海水）」、「1.8.2.2(1) g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

g. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉格納容器内の冷却
ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイがある。

(a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動／停止を行う。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により大量送水車の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i 手順着手の判断基準

(i) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*2}。

※1：設備に異常がなく、燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (d)】

(ii) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{*1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{*3}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量

率の 10 倍を超えた場合，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で 300℃以上を確認した場合。

※ 2 : 設備に異常がなく，燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

※ 3 : 「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは，ドライウェル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウェル温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が，原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (d)】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については，「1.6.2.1(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」及び「1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち，運転員が実施する各注入配管の系統構成を，交流電源が確保されている場合は中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名，全交流動力電源が喪失している場合は中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合]

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南），格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合

- ・ SA 電源切替盤を使用した場合：25 分以内
- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：40 分以内

[全交流動力電源が喪失している場合]

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）使用の場合：50 分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）使用又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）使用（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）の場合：40 分

以内

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 30 分以内

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 2 時間 30 分以内で可能である。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 3 時間 10 分以内で可能である。（「1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

h. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給

ろ過水タンクを水源とした第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給手段としては、大量送水車による第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整がある。

- (a) 大量送水車による第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）
残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク

(大気)へ熱を輸送する。

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り、下限水位に到達する前に、大量送水車を起動し、ろ過水タンクを水源として第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。

i 手順着手の判断基準

第1ベントフィルタスクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合。

【1.5.2.1(2) a. (b)】

【1.5.2.1(3) a. (b)】

【1.7.2.1(1) b. (b)】

【1.7.2.1(2) b. (b)】

ii 操作手順

ろ過水タンクを水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)手順について「1.5.2.1(2) a. (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)」及び「1.7.2.1(1) b. (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)」にて整備する。

iii 操作の成立性

ろ過水タンクを水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制定～大量送水車の配備～送水準備～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口使用による大量送水車による注水開始まで2時間30分以内、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)完了まで2時間50分以内で可能である。

事故発生後7日間において、第1ベントフィルタスクラバ容器水の蒸発による第1ベントフィルタスクラバ容器の水位低下は評価上想定されないため、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業が可能である。

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

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

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

i. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉格納容器下部への注水

ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器内の破損を防止するため格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉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に余裕をみた流量とする。

また、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替えて注水を行う。

i 手順着手の判断基準

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下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^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水

系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（ろ過水タンク）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、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の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の変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) d.】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1) d. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【SA電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、25分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、40分以内で可能である。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での格納容器代替スプレイ系（可搬型）による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 30 分以内

【格納容器代替スプレイ系（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 2 時間 30 分以内で可能である。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 3 時間 10 分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の場合]

緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

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

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(b) ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の

注水流量は、原子炉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に余裕をみた流量とする。

また、本手順はプラント状況や周辺の現場状況によりペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替えて注水を行う。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下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^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（ろ過水タンク）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、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の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の変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) e.】

ii 操作手順

ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1) e. ペDESTAL

ル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【S A電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、25 分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、40 分以内で可能である。

また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による初期水張り操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 30 分以内

【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで2 時間 30 分以内で可能である。

また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで3 時間 10 分以内で可能である。

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してか

ら 10 分以内で可能である。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペデスタル注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペデスタル代替注水系（可搬型）に切り替える場合]

ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建物での系統構成を、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 10 分以内で可能である。

また、緊急時対策要員が実施する屋外でのペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作を緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

なお、ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち運転員が実施する原子炉建物での系統構成及び緊急時対策要員が実施する屋外でのペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は並行して実施し、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

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

ペデスタル代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

j. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉ウェルへの注水
ろ過水タンクを水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては、原子炉ウェル代替注水系がある。

(a) 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）
炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物の水素爆発を防止するため、ろ過水タンクを水源として原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガス漏えいを抑制する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合で、原子炉ウェル代替注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（ろ過水タンク）が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)】

ii 操作手順

原子炉ウェル代替注水系によるろ過水タンクを水源とした原子炉ウェルへの注水手順については、「1.10.2.1(1) 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

ろ過水タンクを水源とした原子炉ウェルへの注水操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて原子炉ウェル代替注水系接続口（南）又は原子炉ウェル代替注水系接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから原子炉ウェル代替注水開始まで2時間30分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。原子炉ウェル代替注水系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

なお、一度ドライウェル主フランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、ドライウェル主フランジが冠水する水位を維持することにより、ドライウェル主フランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

k. ろ過水タンクを水源とした大量送水車による燃料プールへの注水／スプレイ

ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手段としては、燃料プールのスプレイ系がある。

(a) 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，ろ過水タンクを水源として大量送水車により，燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1) b.】

ii 操作手順

燃料プールのスプレイ系によるろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については，「1.11.2.1(1) b. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ操作は，中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）又は燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（西）を使用した場合，作業開始を判断してから燃料プールへの注水開始まで2時間30分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールのスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(b) 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は燃料プールの小規模

な水の漏えいが発生した場合に、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水を優先して実施するが、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水ができない場合は、ろ過水タンクを水源として大量送水車により、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水ができない場合。ただし、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1) c.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系によるろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.1(1) c. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は、中央制御室運転員1名、緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールへの注水開始までの想定時間は以下のとおり。

原子炉建物原子炉棟南側扉からの接続の場合：3時間10分以内

原子炉建物原子炉棟西側扉からの接続の場合：3時間10分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(c) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えいにより燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、ろ過水タンクを水源として大量送水車により、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイを実施することで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。

i 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・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。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mm を下回る水位低下を燃料プール水位（SA）にて確認した場合。

【1.11.2.2(1) a.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系によるろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.2(1) a. 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから燃料プールへのスプレイ開始まで 2 時間 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(d) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常

に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）を優先して使用するが、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の機能が喪失した場合は、ろ過水タンクを水源として大量送水車により、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイを実施することで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。

i 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイができない場合。ただし、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・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。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mm を下回る水位低下を燃料プール水位（S A）にて確認した場合。

【1.11.2.2(1) b.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系によるろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.2(1) b. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールへのスプレイまでの想定時間は以下のとおり。

原子炉建物原子炉棟南側扉からの接続の場合：3 時間 10 分以内

原子炉建物原子炉棟西側扉からの接続の場合：3 時間 10 分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(6) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手順

重大事故等時、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、第1ベントフィルタスクラバ容器への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水（淡水／海水）

原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に大量送水車による各種注水を行う。また、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が低下した場合に大量送水車による補給を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源特定、大量送水車の配置、原子炉建物西側接続口、原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口までのホース接続及び大量送水車による送水までの手順を整備し、原子炉建物西側接続口、原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については、1.13.2.1(6)b.～1.13.2.1(6)g.に示す。）

大量送水車による各種注水に使用する水源は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）（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場合は海水による各種注水に切り替えるが、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）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水源の切替えが可能である。

ただし、第1ベントフィルタスクラバ容器への補給は原則淡水補給のみとする。なお、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への淡水補給及び海水補給は、「1.13.2.2(2)a. 輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給」及び「1.13.2.2(2)b. 海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給」の手順にて実施する。

水源特定、大量送水車配置、原子炉建物西側接続口、原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口までのホース接続及び送水の一連の流れはどの対応においても同じであり、水源から原子炉建物西側接続口、原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口までの距離によりホース数量が決まる。

原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口の選択は、重大事故等

時の対応として優先度が高い原子炉圧力容器への注水において、原子炉建物西側接続口を使用するより圧力損失が小さく、必要注水流量に対して余裕を持った流量を確保できる原子炉建物南側接続口を優先して使用する。なお、原子炉格納容器内へのスプレイ、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイは、原子炉圧力容器への注水手順にて原子炉建物南側に設置する送水ヘッドを介して各接続口までのホースを接続することで、ホース敷設長さを短くでき、作業を効率的に実施可能であることから、原子炉圧力容器への注水と同様、原子炉建物南側接続口を優先して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

低圧原子炉代替注水槽、サブプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンク、補助消火水槽及びろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合。また、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回ると判断した場合。

(b) 操作手順

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水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、ホース敷設図を第1.13-39図及び第1.13-40図に示す。

[大量送水車による原子炉建物西側接続口、原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口への送水を行う場合]

- ①緊急時対策本部は、プラントの被災状況に応じて大量送水車による各種注水を行うことを決定し、各種注水のための原子炉建物西側接続口、原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口の場所を決定する。
- ②緊急時対策本部は、当直長に送水のための接続口の場所を報告する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした送水準備のため、接続口の場所を指示する。
- ④緊急時対策要員は、指示を受けた配置箇所へ大量送水車を移動させる。
- ⑤緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から指示された接続口までのホース敷設、系統構成を行う。
- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大量送水車による送水準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水の開始を報告する。
- ⑧緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による送水開始を指示する。
- ⑨緊急時対策要員は、接続口の弁の全閉を確認後、大量送水車を起動し、

ホースの水張り及び空気抜きを行い、ホースに異常のないことを確認する。

- ⑩緊急時対策要員は、ホースに異常のないことを確認後、接続口の弁を開とし、送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水を開始したことを報告する。
- ⑫緊急時対策要員は、注水中はホースの結合金具付きの可搬型圧力計で圧力を確認しながら大量送水車を操作する。

[大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器接続口への送水を行う場合]

- ①緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給準備のため、第1ベントフィルタスクラバ容器接続口への送水準備を指示する。
- ②緊急時対策要員は、大量送水車を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に配置し、大量送水車付属の水中ポンプユニットを設置する。
- ③緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から接続口までのホースを敷設し、第1ベントフィルタスクラバ容器接続口の蓋を開放する。
- ④緊急時対策要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部に第1ベントフィルタスクラバ容器への補給の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大量送水車による送水準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水の開始を報告する。
- ⑧緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による送水開始を指示する。
- ⑨緊急時対策要員は、FCVS補給止め弁の全閉を確認後、大量送水車を起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行い、ホースに異常のないことを確認する。
- ⑩緊急時対策要員は、ホースに異常のないことを確認後、FCVS補給止め弁を開とし、送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水を開始したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源と

した大量送水車による送水開始まで、原子炉建物西側接続口（低圧原子炉代替注水系接続口、格納容器代替スプレイ系接続口、ペDESTAL代替注水系接続口、燃料プールスプレイ系接続口、原子炉ウェル代替注水系接続口）に接続した場合において2時間10分以内、原子炉建物南側接続口（低圧原子炉代替注水系接続口、格納容器代替スプレイ系接続口、ペDESTAL代替注水系接続口、燃料プールスプレイ系接続口、原子炉ウェル代替注水系接続口）に接続した場合において2時間10分以内、原子炉建物内接続口（低圧原子炉代替注水系接続口、格納容器代替スプレイ系接続口、ペDESTAL代替注水系接続口）に接続した場合において3時間10分以内、第1ベントフィルタスクラバ容器接続口に接続した場合において2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。構内のアクセスルート状況を考慮して輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から送水先へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4-2)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧原子炉代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水

復水・給水系、原子炉隔離時冷却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、残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を起動し、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 復水・給水系、原子炉隔離時冷却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の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

復水・給水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (d)】

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇及びペデスタル温度指示値の上昇，ペデスタル水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (d)】

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，復水・給水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧原子炉代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，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で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) g.】

ii 操作手順

復水・給水系，原子炉隔離時冷却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の低圧原子炉代替注水系（可搬型）

による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(1) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」、残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(3) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1) g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建物原子炉棟内での各注入配管の系統構成を、交流電源が確保されている場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名、全交流動力電源が喪失している場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合

- ・ SA電源切替盤を使用した場合：25分以内
- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：40分以内

[全交流動力電源が喪失している場合]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）使用又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）使用（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）の場合：40分以内

また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合]

緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間10分以内

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）]

緊急時対策要員12名にて実施した場合：3時間10分以内

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水操作は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水開始まで2時間10分以内で可能である。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水開始まで3時間10分以内で可能である。

なお、原子炉压力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合の想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合：10分以内]

[全交流動力電源が喪失している場合：40分以内]

（「1.4.2.1(3) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」、「1.8.2.2(1) g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

c. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイがある。

(a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動／停止を行う。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により大量送水車の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i 手順着手の判断基準

(i) 格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレー（淡水／海水）（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合において、格納容器代替スプレー系（可搬型）が使用可能な場合^{※1}で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1：設備に異常がなく、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (d)】

(ii) 格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレー（淡水／海水）（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレーができず、格納容器代替スプレー系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}で、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレー起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (d)】

ii 操作手順

格納容器代替スプレー系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、

「1.6.2.1(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」及び「1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、運転員が実施する各注入配管の系統構成を、交流電源が確保されている場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名、全交流動力電源が喪失している場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合]

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合

- ・ SA電源切替盤を使用した場合：25分以内
- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：40分以内

[全交流動力電源が喪失している場合]

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）使用の場合：50分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）使用（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）の場合：40分以内
また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合]

緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間10分以内

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）]

緊急時対策要員12名にて実施した場合：3時間10分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業

開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで2時間 10 分以内で可能である。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで3時間 10 分以内で可能である。（「1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

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

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

d. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給手段としては、大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整がある。

(a) 大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）

残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り、下限水位に到達する前に、大量送水車を起動し、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。

i 手順着手の判断基準

第1ベントフィルタスクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合。

【1.5.2.1(2) a. (b)】

【1.5.2.1(3) a. (b)】

【1.7.2.1(1) b. (b)】

【1.7.2.1(2) b. (b)】

ii 操作手順

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした第1ベント

フィルタスクラバ容器水位調整（水張り）手順について「1.5.2.1(2) a. (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）」及び「1.7.2.1(1) b. (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）」にて整備する。

iii 操作の成立性

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制定～大量送水車の配備～送水準備～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口使用による大量送水車による注水開始まで2時間10分以内、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）完了まで2時間30分以内で可能である。

事故発生後7日間において、第1ベントフィルタスクラバ容器水の蒸発による第1ベントフィルタスクラバ容器の水位低下は評価上想定されないため、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業が可能である。

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

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

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

e. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器内の破損を防止するため格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉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に余裕をみた流量とする。

また、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替えて注水を行う。

i 手順着手の判断基準

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下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^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））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、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の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の変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) d.】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1) d. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【SA電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、25分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、40分以内で可能である。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での格納容器代替スプレイ系（可搬型）による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】

緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間10分以内

【格納容器代替スプレイ系（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】

緊急時対策要員12名にて実施した場合：3時間10分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで2時間10分以内で可能である。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで3時間10分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原

子炉格納容器下部への注水の場合]

緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

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

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(b) ペDESTAL代替注水系（可搬型）による輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉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に余裕をみた流量とする。

また、本手順はプラント状況や周辺の現場状況によりペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替えて注水を行う。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下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^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））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、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の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の変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) e.】

ii 操作手順

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1) e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【SA電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、25分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、40分以内で可能である。

また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による初期水張り操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 10 分以内

【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 2 時間 10 分以内で可能である。

また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 3 時間 10 分以内で可能である。

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替える場合]

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建物での系統構成を、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 10 分以内で可能である。

また、緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作を緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

なお、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部へ

の注水操作のうち運転員が実施する原子炉建物での系統構成及び緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は並行して実施し、作業開始を判断してから10分以内で可能である。

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

ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

f. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉ウエルへの注水

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉ウエルへの注水手段としては、原子炉ウエル代替注水系がある。

(a) 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物の水素爆発を防止するため、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として原子炉ウエル代替注水系により原子炉ウエルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガス漏えいを抑制する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合で、原子炉ウエル代替注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)】

ii 操作手順

原子炉ウエル代替注水系による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉ウエルへの注水手順については、

「1.10.2.1(1)原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉ウェルへの注水操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて原子炉ウェル代替注水系接続口（南）又は原子炉ウェル代替注水系接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから原子炉ウェル代替注水開始まで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。原子炉ウェル代替注水系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

なお、一度ドライウェル主フランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、ドライウェル主フランジが冠水する水位を維持することにより、ドライウェル主フランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

g. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレー

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレー手段としては、燃料プールのスプレー系がある。

(a) 燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車により、燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）による燃料プールへの注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1) b.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.1(1) b. 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから燃料プールへの注水開始まで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(b) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水を優先して実施するが、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水が実施できない場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車により、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水ができない場合。ただし、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1) c.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.1(1)c. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は、中央制御室運転員1名、緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールへの注水開始までの想定時間は以下のとおり。

原子炉建物原子炉棟南側扉からの接続の場合：2時間50分以内

原子炉建物原子炉棟西側扉からの接続の場合：2時間50分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(c) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えいにより燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車により、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへのスプレイを実施することで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。

i 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・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。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mmを下回る水位低下を燃料プール水位（SA）にて確認した場合。

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.2(1) a. 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから燃料プールへのスプレイ開始まで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(d) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）を優先して使用するが、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の機能が喪失した場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車により、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイを実施することで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。

i 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイができない場合。ただし、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・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。

- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mm を下回る水位低下を燃料プール水位 (SA) にて確認した場合。

【1.11.2.2(1)b.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ手順については、「1.11.2.2(1)b. 燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへのスプレイ (淡水/海水)」にて整備する。

iii 操作の成立性

燃料プールスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへのスプレイ操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールへのスプレイまでの想定時間は以下のとおり。

原子炉建物原子炉棟南側扉からの接続の場合：2時間50分以内

原子炉建物原子炉棟西側扉からの接続の場合：2時間50分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(7) 純水タンクを水源とした対応手順

重大事故時等、純水タンクを水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、第1ベントフィルタスクラバ容器への補給、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水/スプレイを行う手順を整備する。

a. 純水タンクを水源とした大量送水車による送水

原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に大量送水車による各種注水を行う。

また、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位が低下した場合に大量送水車による補給を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源特定、大量送水車の配置、原子炉

建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口までのホース接続及び大量送水車による送水までの手順を整備し，原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。(手順のリンク先については，1.13.2.1(7)b.～1.13.2.1(7)g.に示す。)

水源特定，大量送水車配置，原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口までのホース接続及び送水の一連の流れほどの対応においても同じであり，水源から原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口及び第1ベントフィルタスクラバ容器接続口までの距離によりホース数量が決まる。

原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口の選択は，重大事故等時の対応として優先度が高い原子炉圧力容器への注水において，原子炉建物西側接続口を使用するより圧力損失が小さく，必要注水流量に対して余裕を持った流量を確保できる原子炉建物南側接続口を優先して使用する。なお，原子炉格納容器内へのスプレイ，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイは，原子炉圧力容器への注水手順にて原子炉建物南側に設置する送水ヘッダを介して各接続口までのホースを接続することで，ホース敷設長さを短くでき，作業を効率的に実施可能であることから，原子炉圧力容器への注水と同様，原子炉建物南側接続口を優先して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

低圧原子炉代替注水槽，サブプレッション・チェンバ，復水貯蔵タンク，補助消火水槽，輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合^{*1}。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は，土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

(b) 操作手順

純水タンクを水源とした大量送水車による送水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13-10図に，タイムチャートを第1.13-11図に，ホース敷設図を第1.13-41図及び第1.13-42図に示す。

[大量送水車による原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口への送水を行う場合]

①緊急時対策本部は，プラントの被災状況に応じて大量送水車による各種注水を行うことを決定し，各種注水のための原子炉建物西側接続口，

原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口の場所を決定する。

- ②緊急時対策本部は、当直長に送水のための接続口の場所を報告する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による純水タンクを水源とした送水準備のため、接続口の場所を指示する。
- ④緊急時対策要員は、指示を受けた配置箇所へ大量送水車を移動させる。
- ⑤緊急時対策要員は、純水タンクから指示された接続口までのホース敷設、系統構成を行う。
- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大量送水車による送水準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水の開始を報告する。
- ⑧緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による送水開始を指示する。
- ⑨緊急時対策要員は、接続口の弁の全閉を確認後、大量送水車を起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行い、ホースに異常のないことを確認する。
- ⑩緊急時対策要員は、ホースに異常のないことを確認後、接続口の弁を開とし、送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水を開始したことを報告する。
- ⑫緊急時対策要員は、注水中はホースの結合金具付きの可搬型圧力計で圧力を確認しながら大量送水車を操作する。

[大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器接続口への送水を行う場合]

- ①緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による純水タンクを水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給準備のため、第1ベントフィルタスクラバ容器接続口への送水準備を指示する。
- ②緊急時対策要員は、大量送水車を純水タンクに配置し、大量送水車付属の水中ポンプユニットを設置する。
- ③緊急時対策要員は、純水タンクから接続口までのホースを敷設し、第1ベントフィルタスクラバ容器接続口の蓋を開放する。
- ④緊急時対策要員は、接続口へホースの接続を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部に第1ベントフィルタスクラバ容器への補給の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大量送水車による送水準備完了を報告する。
- ⑦緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水の開始を報告する。
- ⑧緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による送水開始を指示する。

- ⑨緊急時対策要員は、FCVS補給止め弁の全閉を確認後、大量送水車を起動し、ホースの水張り及び空気抜きを行い、ホースに異常のないことを確認する。
- ⑩緊急時対策要員は、ホースに異常のないことを確認後、FCVS補給止め弁を開とし、送水を開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑪緊急時対策本部は、当直長に大量送水車による送水を開始したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから純水タンクを水源とした大量送水車による送水開始まで、原子炉建物西側接続口（低圧原子炉代替注水系接続口、格納容器代替スプレイ系接続口、ペDESTAL代替注水系接続口、燃料プールのスプレイ系接続口、原子炉ウェル代替注水系接続口）に接続した場合において 2 時間以内、原子炉建物南側接続口（低圧原子炉代替注水系接続口、格納容器代替スプレイ系接続口、ペDESTAL代替注水系接続口、燃料プールのスプレイ系接続口、原子炉ウェル代替注水系接続口）に接続した場合において 2 時間以内、原子炉建物内接続口（低圧原子炉代替注水系接続口、格納容器代替スプレイ系接続口、ペDESTAL代替注水系接続口）に接続した場合において 3 時間 10 分以内、第 1 ベントフィルタスクラバ容器接続口に接続した場合において 2 時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。構内のアクセスルート状況を考慮して純水タンクから送水先へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4-3)

b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧原子炉代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水

復水・給水系、原子炉隔離時冷却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、残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を起動し、純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 復水・給水系，原子炉隔離時冷却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の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

復水・給水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく，燃料及び水源（純水タンク）が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (d)】

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇及びペDESTAL温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (d)】

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心損傷を判断した場合^{※1}において，復水・給水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，低圧原子炉代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，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で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく，電源，燃料及び水源（純水タンク）が確保されている場合。

【1.8.2.2(1) g.】

ii 操作手順

復水・給水系，原子炉隔離時冷却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の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(1) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」，残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.4.2.1(3) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については，「1.8.2.2(1) g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水操作のうち，運転員が実施する原子炉建物原子炉棟内での各注入配管の系統構成を，交流電源が確保されている場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名，全交流動力電源が喪失している場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南），低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合

- ・ S A 電源切替盤を使用した場合：25分以内
- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：40分以内

[全交流動力電源が喪失している場合]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）使用の場合：50分以内

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）使用又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）使用（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）の場合：40分以内

また，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作のうち，緊急時対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間以内

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水操作は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水開始まで2 時間以内で可能である。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水開始まで3 時間 10 分以内で可能である。

なお、原子炉压力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合の想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合：10 分以内]

[全交流動力電源が喪失している場合：40 分以内]

（「1.4.2.1(3) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶解炉心の冷却（淡水／海水）」、「1.8.2.2(1) g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

c. 純水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

純水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイがある。

(a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による純水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納

容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動／停止を行う。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により大量送水車の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i 手順着手の判断基準

(i) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1：設備に異常がなく、燃料及び水源（純水タンク）が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (d)】

(ii) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（純水タンク）が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウエル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、

原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (d)】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による純水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」及び「1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による純水タンクを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、運転員が実施する各注入配管の系統構成を、交流電源が確保されている場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名、全交流動力電源が喪失している場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合]

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合

- ・ S A 電源切替盤を使用した場合：25 分以内
- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：40 分以内

[全交流動力電源が喪失している場合]

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）使用の場合：50 分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）使用又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）使用（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）の場合：40 分以内

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間以内

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある

場合)]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作は，格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合，作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 2 時間以内で可能である。また，格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合，作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで 3 時間 10 分以内で可能である。

（「1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に実施可能である。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

d. 純水タンクを水源とした第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給

純水タンクを水源とした第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給手段としては，大量送水車による第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整がある。

(a) 大量送水車による第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）

残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

第 1 ベントフィルタスクラバ容器の水位が通常水位を下回り，下限水位に到達する前に，大量送水車を起動し，純水タンクを水源として第 1 ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。

i 手順着手の判断基準

第 1 ベントフィルタスクラバ容器水位の水位低警報が発報した場合。

【1.5.2.1(2) a. (b)】

【1.5.2.1(3) a. (b)】

【1.7.2.1(1) b. (b)】

ii 操作手順

純水タンクを水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）手順について「1.5.2.1(2) a. (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）」及び「1.7.2.1(1) b. (b) 第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）」にて整備する。

iii 操作の成立性

純水タンクを水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制水車～大量送水車の配備～送水準備～第1ベントフィルタスクラバ容器補給用接続口使用による大量送水車による注水開始まで2時間以内、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）完了まで2時間20分以内で可能である。事故発生後7日間において、第1ベントフィルタスクラバ容器水の蒸発による第1ベントフィルタスクラバ容器の水位低下は評価上想定されないため、第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）操作を実施することはないと考えられるが、作業時の被ばくによる影響を低減するため、緊急時対策要員を交替して対応することで、作業が可能である。

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

第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

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

e. 純水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

純水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による純水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器内の破損を防止するため格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却

を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉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に余裕をみた流量とする。

また、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替えて注水を行う。

i 手順着手の判断基準

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下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^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（純水タンク）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、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の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の変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の

上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) d.】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による純水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1) d. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【SA電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、25分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、40分以内で可能である。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での格納容器代替スプレイ系（可搬型）による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】

緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間以内

【格納容器代替スプレイ系（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】

緊急時対策要員12名にて実施した場合：3時間10分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで2時間以内で可能である。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開

始を確認するまで3時間10分以内で可能である。

[原子炉压力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の場合]

緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから10分以内で可能である。

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

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(b) ペDESTAL代替注水系（可搬型）による純水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉压力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

原子炉压力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉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に余裕をみた流量とする。

また、本手順はプラント状況や周辺の現場状況によりペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、原子炉压力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替えて注水を行う。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期

水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下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^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（純水タンク）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、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の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の変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) e.】

ii 操作手順

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による純水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1) e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【SA電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、25分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、40分以内で可能である。

また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による初期水張り操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間以内

【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで2 時間以内で可能である。

また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで3 時間 10 分以内で可能である。

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替える場合]

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建物での系統構成を、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 10 分以内で可能である。

また、緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作を緊急時対策要員 2 名に

て作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

なお、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち運転員が実施する原子炉建物での系統構成及び緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は並行して実施し、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

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

ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

f. 純水タンクを水源とした原子炉ウェルへの注水

純水タンクを水源とした原子炉ウェルへの注水手段としては、原子炉ウェル代替注水系がある。

(a) 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物の水素爆発を防止するため、純水タンクを水源として原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガス漏えいを抑制する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度が 171℃を超えるおそれがある場合で、原子炉ウェル代替注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合、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压力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（純水タンク）が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)】

ii 操作手順

原子炉ウェル代替注水系による純水タンクを水源とした原子炉ウェルへの注水手順については、「1. 10. 2. 1(1) 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

純水タンクを水源とした原子炉ウェルへの注水操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて原子炉ウェル代替注水系接続口（南）又は原子炉ウェル代替注水系接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから原子炉ウェル代替注水開始まで 2 時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。原子炉ウェル代替注水系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

なお、一度ドライウェル主フランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、ドライウェル主フランジが冠水する水位を維持することにより、ドライウェル主フランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

g. 純水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ

純水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手段としては、燃料プールのスプレイ系がある。

(a) 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、純水タンクを水源として大量送水車により、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1. 11. 2. 1(1) b.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による純水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.1(1) b. 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

純水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから燃料プールへの注水開始まで2時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(b) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水を優先して実施するが、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水が実施できない場合は、純水タンクを水源として大量送水車により、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水ができない場合。ただし、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1) c.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による純水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1. 11. 2. 1(1) c. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水操作は、中央制御室運転員 1 名、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールへの注水開始までの想定時間は以下のとおり。

原子炉建物原子炉棟南側扉からの接続の場合：2 時間 50 分以内

原子炉建物原子炉棟西側扉からの接続の場合：2 時間 50 分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(c) 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えいにより燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、純水タンクを水源として大量送水車により、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイを実施することで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。

i 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・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。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mm を下回る水位低下を燃料プール水位（S A）にて確認した場合。

【1. 11. 2. 2(1) a.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による純水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.2(1) a. 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから燃料プールへのスプレイ開始まで2時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(d) 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）を優先して使用するが、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の機能が喪失した場合は、純水タンクを水源として大量送水車により、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイを実施することで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。

i 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイができない場合。ただし、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・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。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mmを下回る水位低下を燃料プール水位

(S A) にて確認した場合。

【1. 11. 2. 2(1) b.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による純水タンクを水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1. 11. 2. 2(1) b. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールへのスプレイまでの想定時間は以下のとおり。

原子炉建物原子炉棟南側扉からの接続の場合：2 時間 50 分以内

原子炉建物原子炉棟西側扉からの接続の場合：2 時間 50 分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(8) 海を水源とした対応手順

重大事故等時、海を水源とした原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイを行う手順を整備する。

重大事故等時、海を水源とした原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却水の確保、最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送、大気への放射性物質の拡散抑制及び航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

a. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）による送水

原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、原子炉ウェルへの注水及び燃料プールの冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に大量送水車による各種注水を行う。

本手順では緊急時対策要員による水源の確保として大量送水車又は大型

送水ポンプ車の配置，原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口までのホース接続及び大量送水車による送水までの手順を整備し，建物接続口から注水等が必要な箇所までの操作手順については各条文にて整備する。（手順のリンク先については，1.13.2.1(8) b. ～ 1.13.2.1(8) f. に示す。）

水源の確保，大量送水車又は大型送水ポンプ車の配置，大量送水車の配置，原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口までのホース接続及び送水の一連の流れほどの対応においても同じであり，水源から原子炉建物西側接続口，原子炉建物南側接続口又は原子炉建物内接続口までの距離によりホース数量が決まる。

原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口の選択は，重大事故等時の対応として優先度が高い原子炉圧力容器への注水において，原子炉建物西側接続口を使用するより圧力損失が小さく，必要注水流量に対して余裕を持った流量を確保できる原子炉建物南側接続口を優先して使用する。なお，原子炉格納容器内へのスプレイ，原子炉格納容器下部への注水，原子炉ウェルへの注水及び燃料プールへの注水／スプレイは，原子炉圧力容器への注水手順にて原子炉建物南側に設置する送水ヘッダを介して各接続口までのホースを接続することで，ホース敷設長さを短くでき，作業を効率的に実施可能であることから，原子炉圧力容器への注水と同様，原子炉建物南側接続口を優先して使用する。原子炉建物内接続口は，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合に使用する。

(a) 手順着手の判断基準

低圧原子炉代替注水槽，サプレッション・チェンバ，復水貯蔵タンク，補助消火水槽，ろ過水タンク，輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水ができない場合^{*1}。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は，土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

(b) 操作手順

海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による送水手順の概略は以下のとおり。概要図を第 1.13-12 図に，タイムチャートを第 1.13-13 図に，ホース敷設図を第 1.13-43 図に示す。

[水源確保（大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水）]

①緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。

- ②緊急時対策要員は、大量送水車又は大型送水ポンプ車を海水取水箇所
に移動させる。
- ③緊急時対策要員は、大量送水車による大量送水車への送水の場合、海
水取水箇所から中継する大量送水車接続口までのホース等の敷設を行
う。
- ④緊急時対策要員は、緊急時対策本部に建物内の系統構成が完了したこ
とを報告する。
- ⑤緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大量送水車又は大型送水ポンプ
車による大量送水車への送水の準備完了を報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、大量送水車又は大
型送水ポンプ車を起動し大量送水車への送水を実施する。
- ⑦緊急時対策要員は、大量送水車又は大型送水ポンプ車の吐出圧力によ
り必要流量が確保されていることを確認する。
- ⑧緊急時対策要員は、大量送水車又は大型送水ポンプ車の運転状態を継
続して監視する。

[海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）
による送水]

- ①緊急時対策本部は、プラントの被災状況に応じて大量送水車による各
種注水を行うことを決定し、各種注水のための建物接続口の場所及び
大量送水車の配置箇所を決定する。
- ②緊急時対策要員は、指示を受けた配置箇所へ大量送水車を移動させる。
- ③緊急時対策要員は、ホース接続継手から建物接続口までのホース敷設
と系統構成を行う。
- ④緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車による大量送水車への送水の場合、
大量送水車接続口から海水取水箇所までのホース等の敷設を行う。
- ⑤緊急時対策要員は、「大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送
水車への送水」作業が完了していることを確認する。
- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部に大量送水車による送水準備完了
を報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、緊急時対策本部の指示を受け、大量送水車を起動
し注水／補給を実施する。注水／補給中はホースの結合金具付きの可
搬型圧力計で圧力を確認しながら大量送水車を操作する。

(c) 操作の成立性

[水源確保（大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送
水）]

上記の操作は、緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開
始を判断してから海を水源とした大量送水車による大量送水車への送水

まで2時間 10 分以内，大型送水ポンプ車による大量送水車への送水まで2時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車又は大型送水ポンプ車からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して海から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

なお，炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し，モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1. 13. 4-4)

[海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による送水]

上記の操作は，大量送水車1台の操作を緊急時対策要員6名にて実施した場合，作業開始を判断してから送水開始まで，建物近傍の送水ラインと直接接続し，各接続口に接続する。大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水から大量送水車による送水の一連の作業は，中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから「大量送水車（2台）使用の場合」2時間10分以内，「大型送水ポンプ車及び大量送水車使用の場合」2時間10分以内で可能である。

大量送水車（2台）を使用し原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口に接続する場合，2時間10分以内，大型送水ポンプ車及び大量送水車を使用し原子炉建物西側接続口又は原子炉建物南側接続口に接続する場合，2時間10分以内，原子炉建物内接続口に接続する場合，3時間10分以内である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホース接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して海から送水先へホースを敷設し，送水ルートを確保する。

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1. 13. 4-5)

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

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては、低圧原子炉代替注水系（可搬型）がある。

(a) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉圧力容器への注水

復水・給水系，原子炉隔離時冷却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，残存溶融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，低圧原子炉代替注水系（可搬型）を起動し，海を水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

(i) 復水・給水系，原子炉隔離時冷却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の低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

復水・給水系，原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において，低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく，燃料が確保されている場合。

【1.4.2.1(1) a. (d)】

(ii) 残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系及び消火系が使用できず，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が可能な場合。

※1：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.4.2.1(3) a. (d)】

(iii) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水
炉心損傷を判断した場合^{※1}において，復水・給水系，原子炉隔離

時冷却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ができず、低圧原子炉代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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压力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び燃料が確保されている場合。

【1.8.2.2(1)g.】

ii 操作手順

復水・給水系、原子炉隔離時冷却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ができない場合の低圧原子炉代替注水系（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.(d)低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」、残存溶融炉心の冷却のための低圧原子炉代替注水系（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.(d)低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1)g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建物原子炉棟内での各注入配管の系統構成を、交流電源が確保されている場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名、全交流動力電源が喪失している場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合

- ・SA電源切替盤を使用した場合：25分以内
- ・非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：40分以内

[全交流動力電源が喪失している場合]

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）使用の場合：50分以

内

低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）使用又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）使用（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）の場合：40分以内

また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 10 分以内

[低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水操作は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで 2 時間 10 分以内で可能である。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始まで 3 時間 10 分以内で可能である。

なお、原子炉圧力容器への注水が不要と判断し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合の想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合：10 分以内]

[全交流動力電源が喪失している場合：40 分以内]

（「1.4.2.1(3) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）」、「1.8.2.2(1) g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

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

低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

c. 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手段としては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイがある。

(a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却

残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障により使用できず、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系及び消火系により原子炉格納容器内にスプレイができない場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレイする。

スプレイ作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレイの起動／停止を行う。

なお、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により大量送水車の接続先を複数ある接続口から任意に選択できる構成としている。

i 手順着手の判断基準

(i) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷前）

残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイが使用できない場合において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※1}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※2}。

※1：設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

※2：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合。

【1.6.2.1(1) a. (d)】

(ii) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（炉心損傷後）

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}で、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

※3：「原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル温度又は原子炉压力容器下鏡部温度指示値が、原子炉格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

【1.6.2.2(1) a. (d)】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器内の冷却手順については、「1.6.2.1(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」及び「1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、運転員が実施する各注入配管の系統構成を、交流電源が確保されている場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名、全交流動力電源が喪失している場合は中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合の想定時間は以下のとおり。

[交流電源が確保されている場合]

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合

- ・ S A 電源切替盤を使用した場合：25 分以内
- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合：40 分以内

[全交流動力電源が喪失している場合]

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）使用の場合：50 分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）使用又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）使用（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）の場合：40 分以内

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での大量送水車による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替ス

プレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 10 分以内

[格納容器代替プレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合
（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある
場合）]

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

格納容器代替プレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのプレイ操作は、格納容器代替プレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替プレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから格納容器代替プレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのプレイ開始まで 2 時間 10 分以内で可能である。また、格納容器代替プレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから格納容器代替プレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのプレイ開始まで 3 時間 10 分以内で可能である。（「1.6.2.2(1) a. (d) 格納容器代替プレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのプレイ（淡水／海水）」は炉心損傷状態での手順のため全交流動力電源喪失時は使用できない。）

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

格納容器代替プレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

d. 海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

海を水源とした原子炉格納容器下部への注水手段としては、格納容器代替プレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）がある。

(a) 格納容器代替プレイ系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器内の破損を防止するため格納容器代替プレイ系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉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に余裕をみた流量とする。

また、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替えて注水を行う。

i 手順着手の判断基準

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下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^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び燃料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、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の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の変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1) d.】

ii 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納

容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1) d. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【S A電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、25 分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、40 分以内で可能である。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での格納容器代替スプレイ系（可搬型）による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 10 分以内

【格納容器代替スプレイ系（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 2 時間 10 分以内で可能である。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 3 時間 10 分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の場合]

緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

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

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(b) ペDESTAL代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、原子炉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に余裕をみた流量とする。

また、本手順はプラント状況や周辺の現場状況によりペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替えて注水を行う。

i 手順着手の判断基準

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{*1}で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{*2}。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下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^{*3}及び破損によるパラメータの変化^{*4}

により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び燃料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、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の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の変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

【1.8.2.1(1)e.】

ii 操作手順

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による海を水源とした原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1)e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【SA電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、25分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、40分以内で可能である。

また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による初期水張り操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】

緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間10分以内

【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部初期注水の開始を確認するまで2 時間 10 分以内で可能である。

また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部初期注水の開始を確認するまで3 時間 10 分以内で可能である。

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替える場合]

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建物での系統構成を、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 10 分以内で可能である。

また、緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作を緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

なお、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち運転員が実施する原子炉建物での系統構成及び緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は並行して実施し、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

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

ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

e. 海を水源とした原子炉ウエルへの注水

海を水源とした原子炉ウエルへの注水手段としては原子炉ウエル代替注水系がある。

(a) 原子炉ウエル代替注水系による海を水源とした原子炉ウエルへの注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物の水素爆発を防止するため、海を水源として原子炉ウエル代替注水系により原子炉ウエルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガス漏えいを抑制する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合で、原子炉ウエル代替注水系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、燃料が確保されている場合。

【1.10.2.1(1)】

ii 操作手順

原子炉ウエル代替注水系による海を水源とした原子炉ウエルへの注水手順については、「1.10.2.1(1)原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて原子炉ウエル代替注水系接続口（南）又は原子炉ウエル代替注水系接続口（西）を使用した場合、作業開始判断から原子炉ウエル代替注水系に

よる原子炉ウェル注水開始まで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路の確保、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。原子炉ウェル代替注水系として使用する大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、一度ドライウェル主フランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、ドライウェル主フランジが冠水する水位を維持することにより、ドライウェル主フランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

f. 海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ

海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手段としては、燃料プールスプレイ系がある。

(a) 海を水源とした燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、海を水源として大量送水車により、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1) b.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.1(1) b. 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）又は燃料プ

ールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特典、大量送水車の配置、送水準備及び燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口使用による注水まで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールのスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(b) 海を水源とした燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水を優先して実施するが、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水が実施できない場合は、海を水源として大量送水車により、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を実施する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水ができない場合。ただし、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

【1.11.2.1(1) c.】

ii 操作手順

燃料プールのスプレイ系による海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.1(1) c. 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水開始までの想定時間は以下のとおり。

原子炉建物原子炉棟南側扉からの接続の場合：2時間50分以内

原子炉建物原子炉棟西側扉からの接続の場合：2時間50分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるように、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(c) 海を水源とした燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えいにより燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、海を水源として大量送水車により、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイを実施することで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。

i 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・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。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mmを下回る水位低下を燃料プール水位（SA）にて確認した場合。

【1.11.2.2(1) a.】

ii 操作手順

燃料プールスプレイ系による海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.2(1) a. 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから水源と送水ルートの特定制、大量送水車の配置、

送水準備及び燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口使用による大量送水車によるスプレイまで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールのスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(d) 海を水源とした燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）を優先して使用するが、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）の機能が喪失した場合は、海を水源として大量送水車により、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイを実施することで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。

i 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイができない場合。ただし、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・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。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mmを下回る水位低下を燃料プール水位（SA）にて確認した場合。

【1.11.2.2(1)b.】

ii 操作手順

燃料プールのスプレイ系による海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ手順については、「1.11.2.2(1)b. 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プールのスプレイ系

(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへのスプレイ開始までの想定時間は以下のとおり。

原子炉建物原子炉棟南側扉からの接続の場合：2時間50分以内

原子炉建物原子炉棟西側扉からの接続の場合：2時間50分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

g. 海を水源とした原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却水の確保

海を水源とした原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）への冷却水を確保する手段としては、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）がある。

(a) 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が健全な場合は、自動起動信号による作動、又は中央制御室からの手動操作により原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を起動し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却水確保を行う。

i 手順着手の判断基準

残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の除熱が必要な場合。

【1.5.2.3(1)】

ii 操作手順

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却水の確保手順については、「1.5.2.3(1) 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱開始まで3分以内で可能である。

h. 海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送

海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手段としては原子炉補機冷却系と原子炉補機代替冷却系がある。

(a) 海を水源とした原子炉補機代替冷却系による除熱

原子炉補機冷却系の機能が喪失した場合，残留熱除去系を使用した発電用原子炉からの除熱，原子炉格納容器内の除熱及び燃料プール水の除熱ができなくなるため，原子炉補機代替冷却系を用いた除熱のため，原子炉補機冷却系の系統構成を行い，原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系の電源が確保されている場合に，冷却水通水確認後，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又は残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）を起動し，最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

i 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障又は全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）を使用できない場合。ただし，原子炉注水手段がない場合は，原子炉注水準備を優先する^{※1}。

※1：常設設備による注水手段がない場合，又は低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を実施している場合は大量送水車による注水又は補給準備を実施。

【1.5.2.2(1) a.】

ii 操作手順

原子炉補機代替冷却系による海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手順については，「1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作のうち，作業開始を判断してから残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合（SA電源切替盤を使用した場合）】

- ・中央制御室運転員1名，現場運転員4名及び緊急時対策要員15名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで1時間40分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供

給開始まで7時間20分以内で可能である。

【原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保の場合（非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合）】

- ・中央制御室運転員1名，現場運転員4名及び緊急時対策要員15名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで1時間50分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7時間20分以内で可能である。

【原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合（SA電源切替盤を使用した場合））】

- ・中央制御室運転員1名，現場運転員4名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで1時間40分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7時間以内で可能である。

【原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合（非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合））】

- ・中央制御室運転員1名，現場運転員4名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合，運転員操作の系統構成完了まで1時間50分以内，緊急時対策要員操作の補機冷却水供給開始まで7時間以内で可能である。

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

また，車両の作業用照明，ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

(b) 大型送水ポンプ車による除熱

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合，残留熱除去系を使用した除熱戦略ができなくなるため，原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保するが，移動式代替熱交換設備が機能喪失した場合は，原子炉補機冷却系の系統構成を行い，大型送水ポンプ車により，原子炉補機冷却系に海水を注入することで補機冷却水を供給する。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により残留熱除去系の電源が確保されている場合に，冷却水通水確認後，目的に応

じた運転モードで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）を起動し、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

i 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）機能喪失又は全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が機能喪失した場合で、移動式代替熱交換設備が故障等により使用できない場合。

【1.5.2.2(1) b.】

ii 操作手順

原子炉補機代替冷却系による海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送手順については、「1.5.2.2(1) b. 大型送水ポンプ車による除熱」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員4名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから運転員による系統構成完了まで1時間20分以内、緊急時対策要員による大型送水ポンプ車を使用した補機冷却水供給開始まで7時間以内で可能である。

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

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

i. 海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制

海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制手段としては大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制がある。

(a) 海を水源とした大型送水ポンプ車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、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱や格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器の減圧及び除熱させる手段がある。

また、燃料プールからの大量の水の漏えいにより燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール注水設備で注水しても水位が維持できない場合は、燃料プールへのスプレイにより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、原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合を想定し、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。

i 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合とする。

- ・炉心損傷を判断した場合^{※1}において、あらゆる注水手段を講じても発電用原子炉への注水が確認できない場合。
- ・燃料プール水位が低下した場合において、あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合。
- ・大型航空機の衝突など、原子炉建物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(CAMS)で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、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で300℃以上を確認した場合。

【1.12.2.1(1)a.】

ii 操作手順

大型送水ポンプ車及び放水砲による海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制手順については、「1.12.2.1(1)a. 大型送水ポンプ車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。

iii 操作の成立性

上記の現場対応は緊急時対策要員12名にて実施し、想定時間は、複数あるホース敷設ルートのうち、人力で設置する作業がない原子炉建物西側連絡ルートを優先的に選択することで、作業開始を判断してから大気への放射性物質の拡散抑制の準備完了まで4時間30分以内で可能である。(ホースを人力で設置する排気筒南側連絡ルートでホースを敷設した場合は、4時間30分以内で大気への放射性物質の拡散抑制の準備を完了することとしている。)

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。作業環境の周辺温度は外気温と同程度である。大型送水ポンプ車からのホース接続は、速やかに作業ができるように大型送水ポンプ車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、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

緊急時対策本部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。緊急時対策要員 5 名にて実施し、大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制の実施指示から 10 分以内で放水することが可能である。

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物破損口等の放射性物質の放出箇所に向けて放水する。

なお、原子炉建物への放水に当たっては、原子炉建物から漏えいする放射性物質や熱を検出する手段として、必要に応じてガンマカメラ又はサーモカメラを活用する。原子炉建物の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合は、原子炉建物の中心に向けて放水する。

放水砲による放水は、噴射ノズルを調整することで、放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると、直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。

また、直線状で放水する場合も到達点では、噴霧状になっているため放射性物質の抑制効果がある。

なお、大型送水ポンプ車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、ホースの敷設時間等を考慮し、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。

j. 海を水源とした航空機燃料火災への泡消火

海を水源とした航空機燃料火災への泡消火手段としては大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火がある。

(a) 大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建物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は、大型送水ポンプ車及び放水砲により、海水を水源として、航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

i 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

【1. 12. 2. 2(2) a.】

ii 操作手順

大型送水ポンプ車及び放水砲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. 大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火」にて整備する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業

開始を判断してから大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火開始まで5時間10分以内で可能である。

放水段階では緊急時対策要員5名にて実施する。1%水成膜泡消火薬剤を5,000L配備し、放水開始から約22分の泡消火が可能である。

泡消火薬剤は、放水流量(22,000L/min)の1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大型送水ポンプ車からのホース接続は、速やかに作業ができるように大型送水ポンプ車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、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(9) ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手順

重大事故等時、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/注水手順を整備する。

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入

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段としては、ほう酸水注入系がある。

(a) 事故時操作要領書(徴候ベース)「反応度制御」

A T W S発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。

i 手順着手の判断基準

事故時操作要領書(徴候ベース)「スクラム」(原子炉出力)の操作を実施しても、制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入の場合。

なお、制御棒手動操作・監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合もA T W Sと判断する。

【1.1.2.1(2)】

ii 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) E O P 「反応度制御」」にて整備する。

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、ほう酸水注入系起動操作完了まで5分30秒以内で対応可能である。

(b) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水

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

さらに、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する。

また、復水輸送系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給することで、ほう酸水注入系テストタンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水も可能である。

i 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の状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合。

【1.2.2.3(1) b.】

ii 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水手順については、「1.2.2.3(1) b. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

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ほう酸水注入は、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原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで10分以内で可能である。

さらに、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給し、原子炉圧力容器へ継続注水を行う場合は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への継続注水準備完了まで1時間以内で可能である。

また、復水輸送系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給し、原子炉圧力容器へ注水を行う場合は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への注水開始まで1時間15分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信

連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

- (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
損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並
行して実施する。

i 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、損傷炉心へ注水する場合で、
ほう酸水注入系が使用可能な場合^{※2}。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタ(CAMS)で原子炉格納容器
内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量
率の10倍を超えた場合、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。

【1.8.2.2(1)b.】

ii 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)b. 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。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、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10分以内で可能である。

1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順

(1) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手順

a. 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給(淡水/海水)

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を
実施している場合に、低圧原子炉代替注水槽への補給手段がないと低圧原
子炉代替注水槽水位は低下し、水源が枯渇するため、大量送水車による低
圧原子炉代替注水槽への補給を実施する。

大量送水車の水源は、輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を優
先して使用する。淡水による低圧原子炉代替注水槽への補給が枯渇等によ
り継続できない場合は、海水による低圧原子炉代替注水槽への補給に切り
替えるが、輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)を經由して低圧原

子炉代替注水槽へ補給することにより、低圧原子炉代替注水槽への補給を継続しながら淡水から海水への切替えが可能である。なお、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への淡水補給は、「1.13.2.2(2)a. 輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給」の手順にて、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給は、「1.13.2.2(2)b. 海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給」の手順にて実施する。

また、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として低圧原子炉代替注水槽へ補給している場合は、あらかじめ大量送水車又は大型送水ポンプ車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(2)淡水から海水への切替え」の手順にて実施する。

(a) 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給

i 手順着手の判断基準

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉压力容器への注水等の各種注水が必要で、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）が使用可能な場合。

ii 操作手順

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13-14図、タイムチャートを第1.13-15図に、ホース敷設図を第1.13-44図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備のため、大量送水車の配置及びホース接続を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、プラントの被災状況の結果から水源を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に決定し、緊急時対策要員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備を指示する。
- ④緊急時対策要員は、大量送水車を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に配置し、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の蓋を開放後、大量送水車付属の水中ポンプユニットを設置する。
- ⑤緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽までのホース敷設を行う。
- ⑥中央制御室運転員Aは、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への

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緊急時対策要員は、大量送水車の配置、低圧原子炉代替注水槽の蓋開放及びホースの挿入を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給開始を依頼する。
- ⑨当直副長は、中央制御室運転員に低圧原子炉代替注水槽水位の監視を指示する。
- ⑩緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給開始を指示する。
- ⑪緊急時対策要員は、大量送水車の起動後、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は、当直長に報告する。
- ⑫中央制御室運転員 A は、低圧原子炉代替注水槽への補給が開始されたことを低圧原子炉代替注水槽水位指示上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭中央制御室運転員 A は、低圧原子炉代替注水槽の水位が規定水位に到達したことを当直副長に報告する。
- ⑮当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧原子炉代替注水槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。
また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水槽への補給停止を指示する。
- ⑯緊急時対策要員は、大量送水車を停止し、低圧原子炉代替注水槽への補給停止について緊急時対策本部に報告する。
また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から低圧原子炉代替注水槽への補給開始まで 2 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から低圧原子炉代替注水槽へホースを敷設し、送水ルー

トを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.4-6)

(b) 淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給

i 手順着手の判断基準

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が必要となった場合で、淡水タンクが使用可能で、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽への補給ができない場合^{※1}。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

ii 操作手順

淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-16 図、タイムチャートを第 1.13-17 図に、ホース敷設図を第 1.13-45 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備のため、大量送水車の配備及びホース接続を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、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、緊急時対策要員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備を指示する。
- ④緊急時対策要員は、大量送水車を淡水タンクに配置し、淡水タンク接続口から大量送水車吸入口へホースを接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽までのホース敷設を行う。
- ⑥中央制御室運転員 A は、大量送水車による低圧原子炉代替注水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緊急時対策要員は、大量送水車の配置、低圧原子炉代替注水槽の蓋開放及びホースの挿入を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給開始を依頼する。

- ⑨当直副長は、中央制御室運転員に低圧原子炉代替注水槽水位の監視を指示する。
- ⑩緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給開始を指示する。
- ⑪緊急時対策要員は、淡水タンクの弁を全開後、大量送水車の起動操作を行い、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑫中央制御室運転員 A は、低圧原子炉代替注水槽への補給が開始されたことを低圧原子炉代替注水槽水位指示上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、大量送水車による淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭中央制御室運転員 A は、低圧原子炉代替注水槽の水位が規定水位に到達したことを当直副長に報告する。
- ⑮当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧原子炉代替注水槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。
また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水槽への補給停止を指示する。
- ⑯緊急時対策要員は、大量送水車を停止し、低圧原子炉代替注水槽への補給停止について緊急時対策本部に報告する。
また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽への補給開始まで 2 時間 30 分以内で可能である。

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

大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4-6)

(c) 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給

i 手順着手の判断基準

低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が必要で、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに淡水タンクが使用できない場合^{※1}。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

ii 操作手順

海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.13-18図に、タイムチャートを第1.13-19図に、ホース敷設図を第1.13-46図に示す。

[水源確保（大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水）]

「1.13.2.1(8) a. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による送水」の操作手順と同様である。

[海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による送水]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給の準備のため、大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）の配置とホースの接続を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し、緊急時対策要員に大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給準備を指示する。
- ④緊急時対策要員は、大量送水車又は大型送水ポンプ車を海水取水箇所配置し、大量送水車又は大型送水ポンプ車付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所へ設置する。
- ⑤緊急時対策要員は、海水取水箇所から低圧原子炉代替注水槽までのホース敷設を行う。
- ⑥中央制御室運転員Aは、大量送水車による低圧原子炉代替注水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緊急時対策要員は、大量送水車の配置、低圧原子炉代替注水槽の蓋開放及びホースの挿入を行う。
- ⑧緊急時対策要員は、「大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水準備」作業が完了していることを確認し、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給開始を依頼する。
- ⑩当直副長は、中央制御室運転員に低圧原子炉代替注水槽水位の監視を指示する。
- ⑪緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給開始を指示する。
- ⑫緊急時対策要員は、大量送水車の起動操作を行い、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑬中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水槽への補給が開始されたことを低圧原子炉代替注水槽水位指示上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑭当直長は、当直副長からの依頼に基づき、大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑮中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水槽の水位が規定水位に到達したことを当直副長に報告する。
- ⑯当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧原子炉代替注水槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。
また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水槽への補給停止を指示する。
- ⑰緊急時対策要員は、大量送水車を停止し、低圧原子炉代替注水槽への補給停止について緊急時対策本部に報告する。
また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

iii 操作の成立性

[水源確保（大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水）]

上記の操作は、緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による大量送水車への送水まで2時間10分以内、大型送水ポンプ車による大量送水車への送水まで2時間

10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車又は大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して海水取水箇所から中継する大量送水車へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4-4)

[海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による送水]

上記の操作は、緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車（2台）を使用する場合、2時間10分以内、大型送水ポンプ車及び大量送水車を使用する場合、2時間10分以内で可能である。

大量送水車又は大型送水ポンプ車による大量送水車への送水から大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給の一連の作業は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから「大量送水車（2台）使用の場合」2時間10分以内、「大型送水ポンプ車及び大量送水車使用の場合」2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して大量送水車から低圧原子炉代替注水槽へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.4-5)

(2) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ水を補給するための対応手順

a. 輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合に輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の水が枯渇する前に輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）の水を輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水等の各種注水を行う場合で、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の水が枯渇するおそれがある場合。

(b) 操作手順

輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-20 図に、タイムチャートを第 1.13-21 図に、ホース敷設図を第 1.13-47 図に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給を指示する。
- ②緊急時対策要員は、大量送水車の配置及びホース等の接続を行う。
- ③緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）までのホース敷設を行う。
- ④緊急時対策要員は、大量送水車の配置、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の蓋開放並びにホース挿入を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑤緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給開始を指示する。
- ⑥緊急時対策要員は、大量送水車を起動後、輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）及び輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）の水位を目視により確認し、補給が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 6 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）に水を補給す

るまで1時間20分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4-7)

b. 海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給

(a) 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給

輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）の水が枯渇により輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給ができなくなるおそれがある場合に、大型送水ポンプ車により海水を輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する。

i 手順着手の判断基準

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）を水源とした補給ができない場合。

ii 操作手順

海を水源とした大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給手順の概略は以下のとおり。概略図を第1.13-22図に、タイムチャートを第1.13-23図に、ホース敷設図を第1.13-48図に示す。

①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。

②緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を海水取水箇所に配置し、大型送水ポンプ車付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所に設置する。

③緊急時対策要員は、海水取水箇所から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）までのホース敷設を行う。

- ④緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の配置、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の蓋開放並びにホースの挿入を行い、大型送水ポンプ車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑤緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給開始を指示する。
- ⑥緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を起動後、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）の水位を目視により確認し、補給が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大型送水ポンプ車による海水取水箇所から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給開始まで 3 時間 20 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して海から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、炉心損傷により屋外放射線量が高い場合は屋内に待機し、モニタ指示を確認しながら作業を実施する。

(添付資料 1.13.4-8)

(b) 大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への海水補給

輪谷貯水槽（東 1）及び輪谷貯水槽（東 2）の水が枯渇により輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給ができなくなるおそれがある場合に、大量送水車により海水を輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へ補給する。

i 手順着手の判断基準

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、淡水を水源とした補給ができない場合。

ii 操作手順

海を水源とした大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への海水補給手順の概略は以下のとおり。概略図を第 1.13-24 図に、タイムチャートを第 1.13-25 図に、ホース敷設図を第 1.13-48 図に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への海水補給を実施するよう緊急時対策要員へ指示する。
- ②緊急時対策要員は、大量送水車を海水取水箇所配置し、大量送水車付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所に設置する。
- ③緊急時対策要員は、海水取水箇所から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）までのホース敷設を行う。
- ④緊急時対策要員は、大量送水車の配置、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の蓋開放並びにホースの挿入を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑤緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給開始を指示する。
- ⑥緊急時対策要員は、大量送水車を起動後、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）の水位を目視により確認し、補給が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

iii 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による海水取水箇所から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給開始まで 2 時間 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して海から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）へホースを敷設し、送水ルートを確認する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1.13.4-9)

(3) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順

a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から復水貯蔵タンクへの補給

復水貯蔵タンクを水源として、各種注水を行う場合で、復水貯蔵タンクの水が枯渇するおそれがある場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を復水貯蔵タンクへ補給する。

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）が使用可能な場合。

(b) 操作手順

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図は第1.13-26図に、タイムチャートを第1.13-27図に、ホース敷設図を第1.13-49図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給の準備のため、大量送水車の配置及びホース接続を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、プラントの被災状況の結果から水源を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に決定し、緊急時対策要員に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給の準備を指示する。
- ④緊急時対策要員は、大量送水車を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に配置し、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の蓋を開放後、大量送水車付属の水中ポンプユニットを設置する。
- ⑤緊急時対策要員は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から復水貯蔵タンクまでのホース敷設を行う。
- ⑥中央制御室運転員Aは、大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦緊急時対策要員は、大量送水車の配置及び復水貯蔵タンクへのホース接続を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給開始を依頼する。
- ⑨当直副長は、中央制御室運転員に復水貯蔵タンク水位の監視を指示する。
- ⑩緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による復水貯蔵タンク

クへの補給開始を指示する。

- ⑪緊急時対策要員は、大量送水車を起動し、復水貯蔵タンク接続口元弁を全開にし、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は、当直長に報告する。
- ⑫中央制御室運転員Aは、復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを復水貯蔵タンク水位指示上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭中央制御室運転員Aは、復水貯蔵タンクの水位が規定水位に到達したことを当直副長に報告する。
- ⑮当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水貯蔵タンクへの補給停止を緊急時対策本部に依頼する。
また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員に復水貯蔵タンクへの補給停止を指示する。
- ⑯緊急時対策要員は、復水貯蔵タンク接続口元弁の全閉操作を実施し、復水貯蔵タンクへの補給停止について緊急時対策本部に報告する。
また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から復水貯蔵タンクへの補給開始まで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から復水貯蔵タンクへホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

b. 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、淡水タンクが使用可能で、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から復水貯蔵タンクへの補給ができない場合^{*1}。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生に

より水源として使用できない場合を含む。

(b) 操作手順

淡水タンクを水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図は第 1.13-28 図、タイムチャートを第 1.13-29 図に、ホース敷設図を第 1.13-50 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給の準備のため、大量送水車の配置及びホース接続を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、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、緊急時対策要員に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給の準備を指示する。
- ④緊急時対策要員は、大量送水車を淡水タンクに配置し、淡水タンク接続口から大量送水車吸入口へホースを接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、淡水タンクから復水貯蔵タンクまでのホース敷設を行う。
- ⑥中央制御室運転員 A は、大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦緊急時対策要員は、大量送水車の配置及び復水貯蔵タンクへのホース接続を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。
また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給開始を依頼する。
- ⑨当直副長は、中央制御室運転員に復水貯蔵タンク水位の監視を指示する。
- ⑩緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給開始を指示する。
- ⑪緊急時対策要員は、淡水タンクの弁及び復水貯蔵タンク接続口元弁を全開にし、大量送水車の起動操作を行い、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑫中央制御室運転員 A は、復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを復水貯蔵タンク水位指示上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭中央制御室運転員 A は、復水貯蔵タンクの水位が規定水位に到達したことを当直副長に報告する。

⑮当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水貯蔵タンクへの補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員に復水貯蔵タンクへの補給停止を指示する。

⑯緊急時対策要員は、復水貯蔵タンク接続口元弁の全閉操作を実施し、復水貯蔵タンクへの補給停止について緊急時対策本部に報告する。

また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大量送水車による淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給開始まで 2 時間 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルート状況を考慮して淡水タンクから復水貯蔵タンクへホースを敷設し、送水ルートを確保する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

c. 海から復水貯蔵タンクへの補給

(a) 手順着手の判断基準

復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水等の各種注水が開始され、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）並びに淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給ができない場合^{*1}。

※1：輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

(b) 操作手順

海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図は第 1.13-30 図、タイムチャートを第 1.13-31 図に、ホース敷設図を第 1.13-51 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの海水補給の準備開始を指示する。

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの海水補給の準備のため、大量送水車又は大型送水ポンプ車の配置及びホース接続を依頼

する。

- ③緊急時対策本部は、プラントの被災状況の結果から水源を海に決定し、緊急時対策要員に大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給の準備を指示する。
- ④緊急時対策要員は、大量送水車又は大型送水ポンプ車を海水取水箇所配置し、大量送水車又は大型送水ポンプ車付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所へ設置する。
- ⑤緊急時対策要員は、海水取水箇所から復水貯蔵タンクまでのホース敷設を行う。
- ⑥中央制御室運転員Aは、大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの海水補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑦緊急時対策要員は、大量送水車又は大型送水ポンプ車の配置及び復水貯蔵タンクへのホース接続を行い、大量送水車又は大型送水ポンプ車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給開始を依頼する。
- ⑨当直副長は、中央制御室運転員に復水貯蔵タンク水位の監視を指示する。
- ⑩緊急時対策本部は、緊急時対策要員に大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給開始を指示する。
- ⑪緊急時対策要員は、大量送水車又は大型送水ポンプ車を起動し、復水貯蔵タンク接続口元弁を全開にし、補給開始したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑫中央制御室運転員Aは、復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを復水貯蔵タンク水位指示上昇により確認し、当直副長に報告する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭中央制御室運転員Aは、復水貯蔵タンクの水位が規定水位に到達したことを当直副長に報告する。
- ⑮当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水貯蔵タンクへの補給停止を緊急時対策本部に依頼する。
また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員に復水貯蔵タンクへの補給停止を指示する。
- ⑯緊急時対策要員は、復水貯蔵タンク接続口元弁の全閉操作を実施し、復水貯蔵タンクへの補給停止について緊急時対策本部に報告する。

また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから「大量送水車使用の場合」2 時間 10 分以内、「大型送水ポンプ車使用の場合」3 時間 20 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車又は大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

構内のアクセスルートの状況を考慮して大量送水車又は大型送水ポンプ車から復水貯蔵タンクへホースを敷設し、送水ルートを確認する。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え

サブプレッション・プール水枯渇、サブプレッション・チェンバ破損又はサブプレッション・プール水温上昇等によりサブプレッション・チェンバが使用できない場合において、復水貯蔵タンクの水位計が健全であり、水位が確保されている場合は、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、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源を切り替える。

なお、水源切替えにおいては、運転中の原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧炉心スプレイ・ポンプを停止することなく水源を切り替えることが可能である。

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時において、復水貯蔵タンクが使用可能な場合は、サブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ水源を切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

サブプレッション・チェンバが以下のいずれかの状態となり、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

- ・サブプレッション・プール水位指示値が、通常水位－50cm 以下となった場合。
- ・サブプレッション・プール水温度が、原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えるおそれがある場合。

(b) 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-32 図に、タイムチャートを第 1.13-33 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員にサブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源の切替え、その後の原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、中央制御室にて、トーラス水位高バイパス C O S を「通常」から「バイパス」に切り替える。
- ③中央制御室運転員 A は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系のポンプ復水貯蔵水入口弁を全開操作する。
- ④中央制御室運転員 A は、中央制御室にて、原子炉隔離時冷却系のポンプ復水貯蔵水入口弁が全開となったことを確認後、ポンプトーラス水入口弁を全閉操作し、水源がサブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替わることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、中央制御室にて、水源切替え後における原子炉隔離時冷却系の運転状態に異常がないことを確認し、当直副長に水源切替えが完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えるまで 5 分以内で可能である。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.13.4-10)

- b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え
高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時において、サブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ水源を切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

サブプレッション・チェンバが以下のいずれかの状態となり、復水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。

- ・サブプレッション・プール水位指示値が、通常水位-50cm 以下となった場合。
- ・サブプレッション・プール水温度が、高圧炉心スプレイ系の設計温度を超えるおそれがある場合。

(b) 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.13-34 図に、タイムチャートを第 1.13-35 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧炉心スプレイ系の水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切替え、その後の高圧炉心スプレイ系の運転状態に異常がないことを確認するよう指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、中央制御室にて、トーラス水位高バイパス C O S を「通常」から「バイパス」に切り替える。
- ③中央制御室運転員 A は、中央制御室にて、高圧炉心スプレイ系の H P C S ポンプ復水貯蔵水入口弁を全開操作する。
- ④中央制御室運転員 A は、中央制御室にて、H P C S ポンプ復水貯蔵水入口弁が全開となったことを確認後、H P C S ポンプトーラス水入口弁を全閉操作し、水源がサブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替わることを確認する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、中央制御室にて水源切替え後における高圧炉心スプレイ系の運転状態に異常がないことを確認し、当直副長に水源切替えが完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから水源をサブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへ切り替えるまで 5 分以内で可能である。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。屋内作業の室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.13.4-10)

(2) 淡水から海水への切替え

a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした送水中の場合

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、低圧原子炉代替注水槽への淡水供給が継続できない場合^{※1}は淡水補給から海水補給へ切り替える。

低圧原子炉代替注水槽への補給は、「1.13.2.2(1) a. 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 (淡水/海水)」の手順にて整備する。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

(添付資料 1.13.4-11)

b. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車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、輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への淡水供給が継続できない場合は淡水補給から海水補給へ切り替える。

輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への海水補給は、「1. 13. 2. 2(2) b. 海から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給」の手順にて整備する。

(添付資料 1. 13. 4-12)

c. 復水貯蔵タンクを水源とした送水中の場合

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、復水貯蔵タンクへの淡水供給が継続できない場合^{*1}は淡水補給から海水補給へ切り替える。

復水貯蔵タンクへの海水補給は、「1. 13. 2. 2(3) c. 海から復水貯蔵タンクへの補給」の手順にて整備する。

※1：輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

(3) 海水から淡水への切替え

土石流の発生により、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした原子炉圧力容器等への注水ができない場合は、海を水源とした原子炉圧力容器等への注水を実施するが、その後、淡水タンクが使用可能であることを確認できた場合は、海水から淡水へ水源を切り替える。

ろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉圧力容器等への注水は、1. 13. 2. 1. (5) e. ～ k. の手順にて整備する。

純水タンクを水源とした大量送水車による原子炉圧力容器等への注水は、1. 13. 2. 1. (7) a. ～ g. の手順にて整備する。

(4) 外部水源から内部水源への切替え

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に内部水源（サブプレッション・チェンバ）を水源とした高圧注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施し、外部水源（低圧原子炉代替注水槽）を水源とした低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水又は外部水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））を水源としたペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を行うが、その後、事故収束に必要な対応として、外部水源（低圧原子炉代替注水槽又は輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への切替えを行う。

a. 外部水源（低圧原子炉代替注水槽）から内部水源（サブプレッション・チ

エンバ) への切替え

有効性評価において想定する事故シーケンスグループ等である格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」発生時の事故の収束に必要な対応として、外部水源（低圧原子炉代替注水槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）へ水源を切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷時、外部水源（低圧原子炉代替注水槽）を使用した低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を実施している状態にて、原子炉水位がL0以上と判断され、かつ、残留熱代替除去系が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

(b) 操作手順

外部水源（低圧原子炉代替注水槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え手順の概要は以下のとおり。

なお、内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.7.2.1(1)a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。また、外部水源（低圧原子炉代替注水槽）を使用した低圧原子炉代替注水系（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)低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に外部水源（低圧原子炉代替注水槽）を使用した低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段から、内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱手段へ切り替えるため、残留熱代替除去ポンプの起動を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱が開始されたことを確認し、当直副長に報告する。
- ③当直副長は、内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱開始を確認後、中央制御室運転員に外部水源（低圧原子炉代替注水槽）を使用した低圧原子炉代替注水系の停止操作を行うため、低圧原子炉代替注水ポンプ停止を指示する。

- ④中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、低圧原子炉代替注水ポンプを停止する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、当直副長に低圧原子炉代替注水ポンプが停止したことを報告する。

(c) 操作の成立性

内部水源（サブプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱操作の成立性については、「1.13.2.1(3) d. (b) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整理する。

外部水源（低圧原子炉代替注水槽）を使用した低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器内の注水操作の成立性については、「1.13.2.1(1) a. (a) 低圧原子炉代替注水系（常設）による低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水」にて整理する。

b. 外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への切替え

有効性評価において想定する事故シーケンスグループ等である格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」発生時の事故の収束に必要な対応として、外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から内部水源（サブプレッション・チェンバ）へ水源を切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器破損後、外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施している状態にて、残留熱代替除去系が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく、電源、冷却水及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

(b) 操作手順

外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への切替え手順の概要は以下のとおり。

なお、内部水源（サブプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱手順については、「1.7.2.1(1) a. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。また、外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手順については、「1.8.2.1(1) e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）」にて整備する。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手段から、内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱手段へ切り替えるため、残留熱代替除去ポンプの起動を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱が開始されたことを確認し、当直副長に報告する。
- ③中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、ペDESTAL代替注水系（可搬型）の停止基準である、格納容器圧力 384kPa[gage]以下及びドライウェル水位がベント管下端位置（ドライウェル床面+1m）に到達したことを当直副長へ報告する。
- ④当直副長は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）の停止基準到達を確認後、中央制御室運転員に外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）の停止操作を行うため、原子炉格納容器下部への注水停止を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、MUW PCV代替冷却外側隔離弁の全閉操作を実施する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、当直副長に原子炉格納容器下部への注水が停止したことを報告する。

(c) 操作の成立性

内部水源（サプレッション・チェンバ）を使用した残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱操作の成立性については、「1.13.2.1(3) d. (b) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整理する。

外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作の成立性については、「1.13.2.1(6) e. (b) ペDESTAL代替注水系（可搬型）による輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水」にて整理する。

1.13.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

大量送水車による各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、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて、それぞれ整備する。

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、大量送水車及び大型送水ポンプ車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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。

なお、大量送水車による送水に使用するホース結合金具付きの可搬型圧力計は、送水時に圧力を確認しながらポンプの回転数を操作し、送水圧力の調整を実施するため、使用する圧力計は健全性が確認されたものを使用する。

1.13.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.13-36 図に示す。

(1) 水源を利用した対応手段

重大事故等時には、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器内の減圧及び除熱等のサブプレッション・チェンバ又は復水貯蔵タンクを水源とした注水をするため、必要となる十分な量の水をサブプレッション・チェンバ又は復水貯蔵タンクに確保する。

サブプレッション・チェンバ及び復水貯蔵タンクを水源とした注水ができない場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器等への各種注水を実施する。

サブプレッション・チェンバ、復水貯蔵タンク及び低圧原子炉代替注水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、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源として消火系による原子炉圧力容器等への注水を実施する。

補助消火水槽及びろ過水タンクを水源として利用できない場合は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源として大量送水車により原子炉圧力容器等へ注水するため、必要となる十分な量の水を輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）に確保する。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源として利用できない場合^{*1}は、純水タンクを水源とした大量送水車により原子炉圧力容器等への注水を実施する。

純水タンクを水源として使用できない場合は、海を利用して大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）により原子炉圧力容器等へ注水することとなる。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

a. 送水に利用する水源の優先順位

(a) 大量送水車による送水（注水等）に利用する水源の優先順位

重大事故等時、常設設備による注水等ができない場合は、大量送水車による送水（注水等）を実施する。

大量送水車による送水（注水等）には、複数の水源から選択する必要があることから、送水（注水等）に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては、注水継続性（可搬型設備による送水時の有効水源容量）及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。なお、淡水タンクは湧水等を水源とする輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）からの補給以外に現実的な水源補給の手段がなく、継続的な注水確保の観点からは有効な水源でないことから、補給用水源として位置付ける。

可搬型設備による送水（注水等）に利用する水源は、低圧原子炉代替注水槽よりも注水継続性がある輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を優先することから、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び燃料プールへの注水／スプレーを実施するため、必要となる十分な量の水を輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に確保する。

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として利用できない場合※1は、最終的な水源である海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による原子炉压力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び燃料プールへの注水／スプレーを実施する。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

(2) 水源へ水を補給するための対応手段

重大事故等時には、注水等に使用している水源が枯渇しないように、大量送水車又は大型送水ポンプ車により、注水等に使用している水源への補給を実施する。なお、補給手段における水源と可搬型設備の組み合わせは、以下のようになる。

- ・ 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とする場合は、大量送水車を使用する。
- ・ 輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）を水源とする場合は、大量

送水車を使用する。

- ・淡水タンクを水源とする場合は、大量送水車を使用する。
- ・海を水源とする場合は、大量送水車又は大型送水ポンプ車を使用する。

a. 補給に利用する水源の優先順位

重大事故等時、注水等に使用している水源への補給には、複数の水源から選択する必要があることから、大量送水車又は大型送水ポンプ車による補給に利用する水源の優先順位の考え方を以下に示す。

水源の優先順位を決定するに当たっては、信頼性（耐震性）及び水質による機器への影響（淡水／海水）を考慮する。また、淡水タンクにおいては、消火系の水源であることを考慮する。

(a) 低圧原子炉代替注水槽への補給に利用する水源の優先順位

低圧原子炉代替注水槽を水源として、原子炉圧力容器への注水等の各種注水時において、大量送水車が使用可能な場合は、大量送水車により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は淡水タンクから低圧原子炉代替注水槽へ補給する。

低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水ポンプによる原子炉圧力容器への注水等の各種注水時において、淡水タンクは消火系の水源として確保する必要があるため、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は淡水タンクより信頼性が高いことから、大量送水車により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代替注水槽へ補給する。

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに淡水タンクを水源として利用できない場合^{*1}は、海を利用して大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）により低圧原子炉代替注水槽へ補給する。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

(b) 輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給に利用する水源の優先順位

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水及び燃料プールへの注水／スプレーにおいて、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）が枯渇しないように、大量送水車又は大型送水ポンプ車により、各水源からの補給を実施する。

輪谷貯水槽（東1）及び輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給できない場合は、海を利用して大量送水車又は大型送水ポンプ車により補給する。

(c) 復水貯蔵タンクへの補給に利用する水源の優先順位

復水貯蔵タンクを水源として、原子炉圧力容器への注水等の各種注水時において、外部電源喪失により交流電源が確保できない場合で大量送水車が使用可能な場合は、大量送水車により輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）又は淡水タンクから復水貯蔵タンクへ補給する。輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）並びに淡水タンクを水源として利用できない場合^{※1}は、海を利用して大量送水車又は大型送水ポンプ車により復水貯蔵タンクへ補給する。

※1：輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は、土石流の発生により水源として使用できない場合を含む。

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、対処設備及び手順書一覧(1 / 15)

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・チェンバを水源とした対応	復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時) 原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系 (高圧原子炉代替注水ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却ポンプ) 高圧炉心スプレー系 (高圧炉心スプレー・ポンプ)	(設計基準拡張) 重大事故等対処設備	
		(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			低圧炉心スプレー系 (低圧炉心スプレー・ポンプ) 残留熱除去系 (残留熱除去ポンプ)	(設計基準拡張) 重大事故等対処設備	
	原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ	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 (残留熱除去ポンプ)	(設計基準拡張) 重大事故等対処設備		
	-	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 (残留熱代替除去ポンプ)	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。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段、対処設備及び手順書一覧(2 / 15)

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	サブプレッション・チェンバ	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系配管 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{※1}	自主対策設備 事故時操作要領書(徴候ベース) 「水位確保」等
		高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ・ポンプ 原子炉圧力容器 主蒸気系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉浄化系 配管 非常用交流電源設備 ^{※1}	自主対策設備 事故時操作要領書(徴候ベース) 「水位確保」等
		制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系(制御棒駆動水圧ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶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。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対処設備及び手順書一覧（3 / 15）

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	サブプレッション・チェンバ	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵タンク 復水輸送系（復水輸送ポンプ）	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵タンク 復水輸送系（復水輸送ポンプ）	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。
	—	原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク 復水輸送系（復水輸送ポンプ）	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。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段、対処設備及び手順書一覧(4 / 15)

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
低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水槽 低圧原子炉代替注水系(常設)(低圧原子炉代替注水ポンプ)	重大事故等対処設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	低圧原子炉代替注水槽 格納容器代替スプレイ系(常設)(低圧原子炉代替注水ポンプ)	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。
	—	原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水槽 ベデスタル代替注水系(常設)(低圧原子炉代替注水ポンプ)	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。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段， 対処設備及び手順書一覧(5 / 15)

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
補助消火水槽を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	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。
	-	原子炉格納容器下部への注水	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	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。
	-	燃料プールへの注水	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	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。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

対応手段、対処設備及び手順書一覧(6 / 15)

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	
ろ過水タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	ろ過水タンク 消火系(消火ポンプ)	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 消火系(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。
		原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク 消火系(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。
		燃料プールへの注水	ろ過水タンク 消火系(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。
		ろ過水タンクを水源とした送水	ろ過水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備*1	自主対策設備	原子力災害対策手順書「大量送水車を使用した送水」
		原子炉圧力容器への注水(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	ろ過水タンク 低圧原子炉代替注水系(可搬型)(大量送水車,ホース・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車,ホース・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		第1ベントパイプへの補給	ろ過水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備*1	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク 格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車,ホース・接続口等) ベDESTAL代替注水系(可搬型)(大量送水車,ホース・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウエルへの注水	ろ過水タンク 原子炉ウエル代替注水系(大量送水車,ホース・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
燃料プールへの注水/スプレイ	ろ過水タンク 燃料プールのスプレイ系(大量送水車,ホース・接続口等)	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。		

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段、対処設備及び手順書一覧(7 / 15)

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		
輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした送水	大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備*1 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備*1 可搬型代替交流電源設備*1	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	
			輪谷貯水槽(西1)*2 輪谷貯水槽(西2)*2	自主対策 設備		
		原子炉圧力容器(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)への注水	低圧原子炉代替注水系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備		手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			輪谷貯水槽(西1)*2 輪谷貯水槽(西2)*2	自主対策 設備		
		原子炉格納容器内の冷却	格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備		手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
			輪谷貯水槽(西1)*2 輪谷貯水槽(西2)*2	自主対策 設備		
	第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	大量送水車 ホース・接続口 輪谷貯水槽(西1)*2 輪谷貯水槽(西2)*2	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。		
					原子炉格納容器下部への注水	格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等) ベダスタル代替注水系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)
		輪谷貯水槽(西1)*2 輪谷貯水槽(西2)*2	自主対策 設備			
		原子炉ウエルへの注水	原子炉ウエル代替注水系(大量送水車, ホース・接続口等) 輪谷貯水槽(西1)*2 輪谷貯水槽(西2)*2	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。	
			燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プールのスプレイ系(大量送水車, ホース・接続口等) 輪谷貯水槽(西1)*2 輪谷貯水槽(西2)*2		重大事故等 対処設備
		輪谷貯水槽(西1)*2 輪谷貯水槽(西2)*2		自主対策 設備		

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段、対応設備及び手順書一覧(8 / 15)

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
純水タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	純水タンクを水源とした送水	純水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備*1	自主対策設備 「大量送水車を使用した送水」
		(原子炉炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	純水タンク 低圧原子炉代替注水系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	純水タンク 格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	純水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備*1	自主対策設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	純水タンク 格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等) ペダスタル代替注水系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウエルへの注水	純水タンク 原子炉ウエル代替注水系(大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水	純水タンク 燃料プールのスプレイ系(大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段、対応設備及び手順書一覧(9 / 15)

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		
海を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	海を水源とした送水	大量送水車 ホース・接続口 非常用取水設備 燃料補給設備*1	重大事故等 対応設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	
			大型送水ポンプ車	自主対策 設備		
		原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力 バウンダリ低圧時)	低圧原子炉代替注水系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対応設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。	
		原子炉格納容器 内の冷却	格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対応設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	-		原子炉格納容器 下部への注水	格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等) ベダスタル代替注水系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対応設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉ウエル への注水	原子炉ウエル代替注水系(大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
			燃料プールへの 注水/スプレイ	燃料プールの注水/スプレイ系(大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対応設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段、対応設備及び手順書一覧(10/15)

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	対応設備	手順書
海を水源とした対応	-	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)による冷却水の確保	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) (原子炉補機冷却水ポンプ, 原子炉補機海水ポンプ)	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送	原子炉補機代替冷却系(移動式代替熱交換設備, 大型送水ポンプ車, ホース・接続口等)	重大事故等対応設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 放水砲 ホース 燃料補給設備*1	重大事故等対応設備	手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 泡消火薬剤容器 燃料補給設備*1	重大事故等対応設備	手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	-	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系(ほう酸水注入ポンプ)	重大事故等対応設備	手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」及び「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段、対応設備及び手順書一覧(11/15)

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
低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応	—	輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした補給(淡水/海水)	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ^{*1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{*1} 可搬型代替交流電源設備 ^{*1}	重大事故等対応設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」
			輪谷貯水槽(西1) ^{*2} 輪谷貯水槽(西2) ^{*2}	自主対策設備	
		淡水タンクを水源とした補給	淡水タンク 大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ^{*1}	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」
		海を水源とした補給	大量送水車 非常用取水設備 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ^{*1}	重大事故等対応設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」
			大型送水ポンプ車	自主対策設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段， 対処設備及び手順書一覧（12 / 15）

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	自主対策設備	手順書
<p>輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ水を補給するための対応</p>	<p>—</p>	<p>輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給</p>	<p>大量送水車 輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2 輪谷貯水槽（東1） 輪谷貯水槽（東2） ホース 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1</p>	<p>自主対策設備</p>	<p>原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」</p>
		<p>輪谷貯水槽（西2）への海水補給</p>	<p>大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1</p>	<p>重大事故等対処設備</p>	<p>原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」</p>
		<p>輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給</p>	<p>大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2</p>	<p>自主対策設備</p>	<p>原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」</p>
<p>復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応</p>	<p>—</p>	<p>輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした補給（淡水／海水）</p>	<p>大量送水車 輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1</p>	<p>自主対策設備</p>	<p>原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」</p>
		<p>淡水タンクを水源とした補給</p>	<p>淡水タンク 大量送水車 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1</p>	<p>自主対策設備</p>	<p>原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」</p>
		<p>海を水源とした補給</p>	<p>大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1</p>	<p>自主対策設備</p>	<p>原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」</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。

※2：本条【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段、対応設備及び手順書一覧(13/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		手順書
水源を切り替えるための対応	—	原子炉隔離時冷却系の水源切替え	サプレッション・チェンバ	重大事故等対応設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等
			原子炉隔離時冷却系 高压炉心スプレイ系	（設計基準拡張） 重大事故等対応設備	
			復水貯蔵タンク	自主対策設備	
		低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え	大量送水車 非常用取水設備 ホース 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	重大事故等対応設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）へ補給する水源の切替え	大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	重大事故等対応設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」
		大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽（西1） ^{※2} 輪谷貯水槽（西2） ^{※2} 淡水タンク	自主対策設備		
		大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽（西1） ^{※2} 輪谷貯水槽（西2） ^{※2} 輪谷貯水槽（東1） 輪谷貯水槽（東2）	自主対策設備		

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段、対応設備及び手順書一覧(14/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
水源を切り替えるための対応	-	輪谷貯水槽(西2)から海への切替え	大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	重大事故等対応設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水/補給」
			大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2}	自主対策設備	
		復水貯蔵タンクへ補給する水源の切替え	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2} 淡水タンク ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水/補給」
		内部水源(外部水源(サブプレッジョン・チェンバ)から外部水源(低圧原子炉代替注水槽)への切替え)	低圧原子炉代替注水槽 サプレッジョン・チェンバ 低圧原子炉代替注水系(常設)(低圧原子炉代替注水ポンプ) 残留熱代替除去系(残留熱代替除去ポンプ)	重大事故等対応設備	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-2」
		(外部水源(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)から内部水源(サブプレッジョン・チェンバ)への切替え)	サプレッジョン・チェンバ ベダスタル代替注水系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等) 残留熱代替除去系(残留熱代替除去ポンプ) 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	重大事故等対応設備	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-4」
	輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2}	自主対策設備			

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

対応手段，対応設備及び手順書一覧(15/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
水源を切り替えるための対応	-	淡水タンク 海からの切替え	大量送水車 大型送水ポンプ車 非常用取水設備 ろ過水タンク ホース 燃料補給設備*1	自主対策設備 原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

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 / 6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ(計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水 (a) 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書(徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉压力容器への注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
		1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (2) 復水貯蔵タンクを水源とした対応手順 a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水 (b) 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉压力容器への注水	
事故時操作要領書(徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	HPCS-メタクラ母線電圧
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉压力容器への注水量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
		補機監視機能	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧(2/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (6) 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした対応手順 a. 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水		
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」	判断基準	水源の確保 低圧原子炉代替注水槽水位 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)
	操作	水源の確保 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)
1.13.2.1 水源を利用した対応手順 (8) 海を水源とした対応手順 a. 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車(2台)による送水		
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」	判断基準	水源の確保 低圧原子炉代替注水槽水位
	操作	水源の確保 海を利用
1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応手順		
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」	判断基準	水源の確保 低圧原子炉代替注水槽水位 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)
	操作	水源の確保 低圧原子炉代替注水槽水位 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海を利用
1.13.2.2 水源への水を補給するための対応手順 (2) 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)へ水を補給するための対応手順		
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」	判断基準	水源の確保 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 輪谷貯水槽(東1) 輪谷貯水槽(東2)
	操作	水源の確保 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 輪谷貯水槽(東1) 輪谷貯水槽(東2)
原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)
	操作	水源の確保 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海を利用

監視計器一覧(3/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ(計器)
1.13.2.2 水源への水を補給するための対応手順 (3) 復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応手順			
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 淡水タンク
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 淡水タンク
原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	復水貯蔵タンク水位 海を利用
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度(SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位(SA)
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度(SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位(SA)
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (2) 淡水から海水への切替え a. 低圧原子炉代替注水槽を水源とした送水中の場合			
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」 「海水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)
	操作	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽 海を利用

監視計器一覧(4/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (2) 淡水から海水への切替え b. 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水中の場合			
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」 「海水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 輪谷貯水槽(東1) 輪谷貯水槽(東2)
	操作	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海を利用
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (2) 淡水から海水への切替え c. 復水貯蔵タンクを水源とした送水中の場合			
原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」 「海水を利用した水源の補給」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海を利用

監視計器一覧(5 / 6)

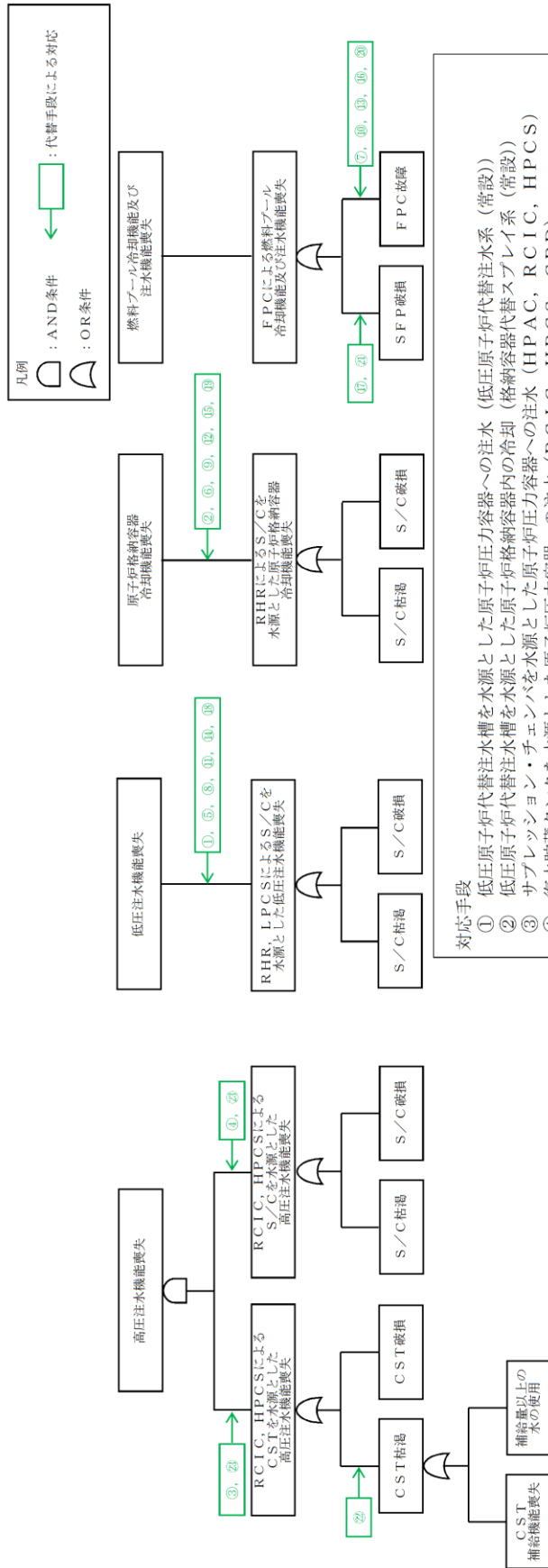
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (4) 外部から内部への切替え a. 外部水源(低圧原子炉代替注水槽)から内部水源(サブプレッション・チェンバ)への切替え		
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-2」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度(SA)
		原子炉圧力容器内への注水量 代替注水流量(常設)
		補機監視機能 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		電源 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保 低圧原子炉代替注水槽水位 サブプレッション・プール水位(SA)
	操作	原子炉圧力容器への注水量 残留熱代替除去系原子炉注水流量
		最終ヒートシンクの確保 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
		補機監視機能 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口流量
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉格納容器の温度 ドライウエル温度(SA) サブプレッション・チェンバ温度(SA) サブプレッション・プール水温度(SA)
		水源の確保 サブプレッション・プール水位(SA)

監視計器一覧(6 / 6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (4) 外部から内部への切替え b. 外部水源(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2))から内部水源(サブプレッション・チェンバ)への切替え		
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-4」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度(SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度(SA) ベDESTAL温度(SA) ベDESTAL水温度(SA)
		原子炉格納容器内の水位 ベDESTAL水位
		原子炉格納容器への注水量 ベDESTAL代替注水流量 ベDESTAL代替注水流量(狭帯域用)
		電源 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) サプレッション・プール水位(SA)
	操作	最終ヒートシンクの確保 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
		補機監視機能 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口流量
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉格納容器の温度 ドライウエル温度(SA) サプレッション・チェンバ温度(SA) サプレッション・プール水温度(SA)
		水源の確保 サプレッション・プール水位(SA)
		原子炉格納容器内の水位 ドライウエル水位

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となる水の供給手順等</p>	<p>構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上)</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C D系</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C/C C系 計装C/C D系</p>



対応手段

- ① 低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水 (低圧原子炉代替注水系 (常設))
- ② 低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (格納容器代替スプレイ系 (常設))
- ③ サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水 (HPAC, RCIC, HPCS)
- ④ 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 (RCIC, HPCS, CRD)
- ⑤ 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 (CWT)
- ⑥ 復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却 (CWT)
- ⑦ 補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水 (CWT, FMW)
- ⑧ 補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水 (消火系)
- ⑨ 補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (消火系)
- ⑩ 補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水 (消火系)
- ⑪ ろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 (消火系)
- ⑫ ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却 (消火系)
- ⑬ ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水 (消火系)
- ⑭ 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした原子炉圧力容器への注水 (大量送水車)
- ⑮ 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (大量送水車)
- ⑯ 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした燃料プールへの注水 (大量送水車)
- ⑰ 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした燃料プールへのスプレイ (大量送水車)
- ⑱ 海を水源とした原子炉圧力容器への注水 (大量送水車 (2台))
- ⑲ 海を水源とした原子炉格納容器内の冷却 (大量送水車 (2台))
- ⑳ 海を水源とした燃料プールへの注水 (大量送水車 (2台))
- ㉑ 海を水源とした燃料プールへのスプレイ (大量送水車 (2台))
- ㉒ 大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給
- ㉓ RCIC及びHPCSの水源切替え

第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析

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

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

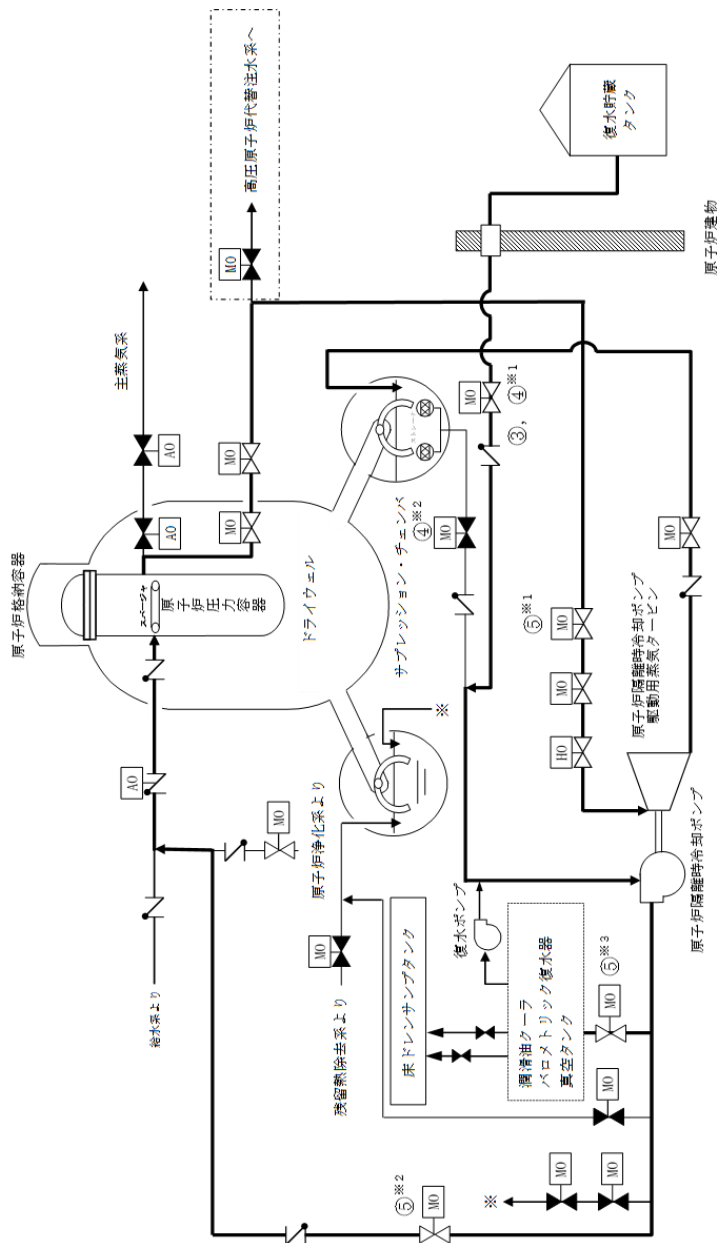
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4
高圧注水機能喪失	RCIC, HPCSIによるCSTを水源とした高圧注水機能喪失	CST枯渇	CST補給機能喪失 補給量以上の水の使用	
	RCIC, HPCSIによるS/Cを水源とした高圧注水機能喪失	CST破損 S/C枯渇 S/C破損		
低圧注水機能喪失	RHR, LPCSIによるS/Cを水源とした低圧注水機能喪失	S/C枯渇 S/C破損		
原子炉格納容器冷却機能喪失	RHRによるS/Cを水源とした原子炉格納容器冷却機能喪失	S/C枯渇 S/C破損		
燃料プール冷却機能及び注水機能喪失	FPCによる燃料プール冷却機能及び注水機能喪失	SFP破損 FPC故障		

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

第 1.13-1 図 機能喪失原因対策分析（補足）

凡例

	ポンプ
	電動作動
	油圧作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シソグルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
③, ④※1	ポンプ復水貯蔵水入口弁
④※2	ポンプトローラス水入口弁
⑤※1	タービン蒸気入口弁
⑤※2	R I C 注水弁
⑤※3	復水器冷却水入口弁

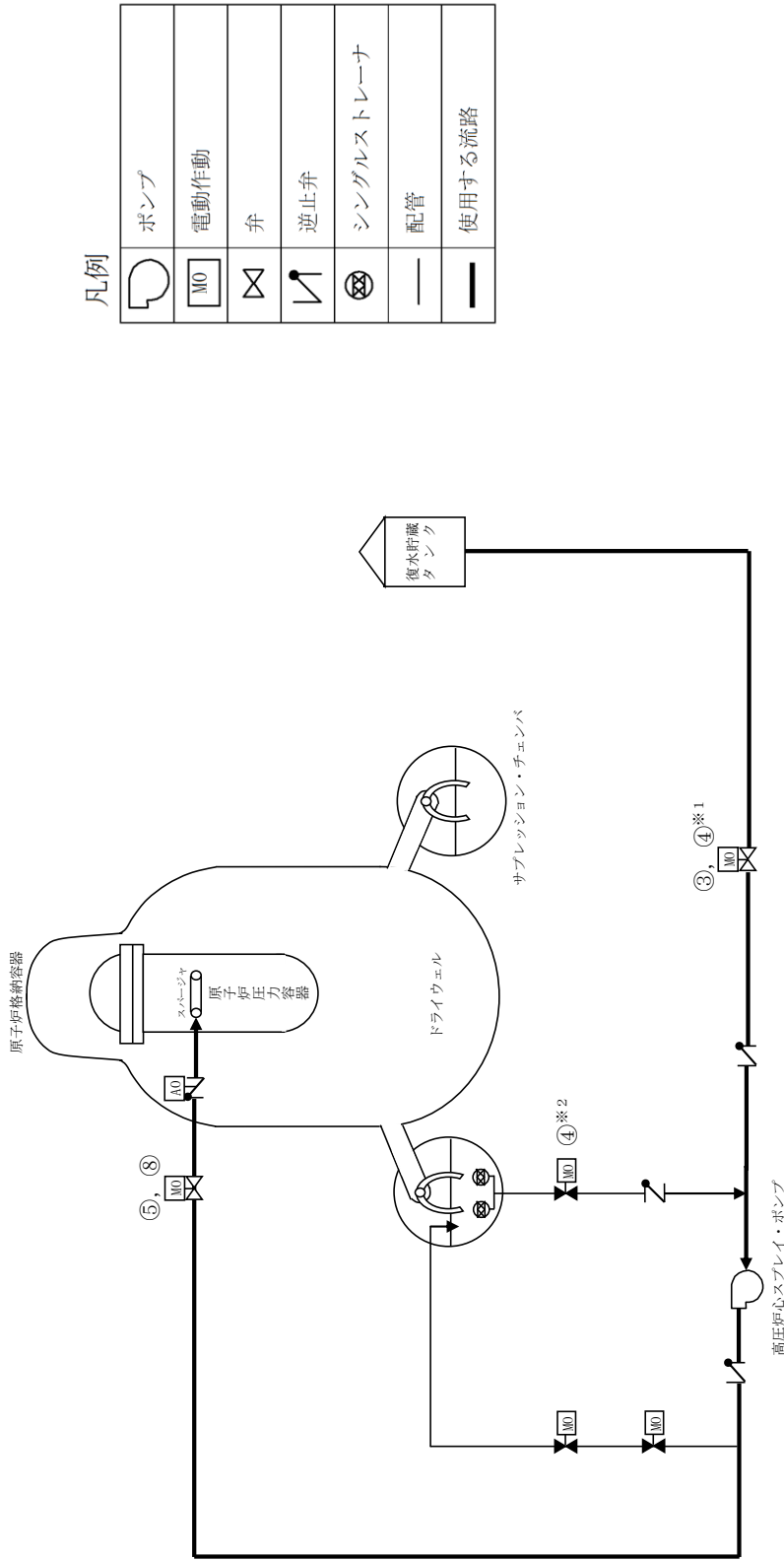
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.13-2 図 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6	
手順の項目	原子炉隔離時冷却系による 原子炉圧力容器への注水 2分												
原子炉隔離時冷却系による 原子炉圧力容器への注水	起動操作												
	<div style="background-color: #00aaff; width: 100%; height: 15px; margin-bottom: 5px;"></div> 起動確認 <div style="text-align: right; margin-top: 5px;">↑</div>												
要員(数)	1												
中央制御室運転員A													

第 1.13-3 図 原子炉隔離時冷却系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路

操作手順	弁名称
③, ④※1	HPCS ポンプ復水貯蔵水入口弁
④※2	HPCS ポンプトータラス水入口弁
⑤, ⑧	HPCS 注水弁

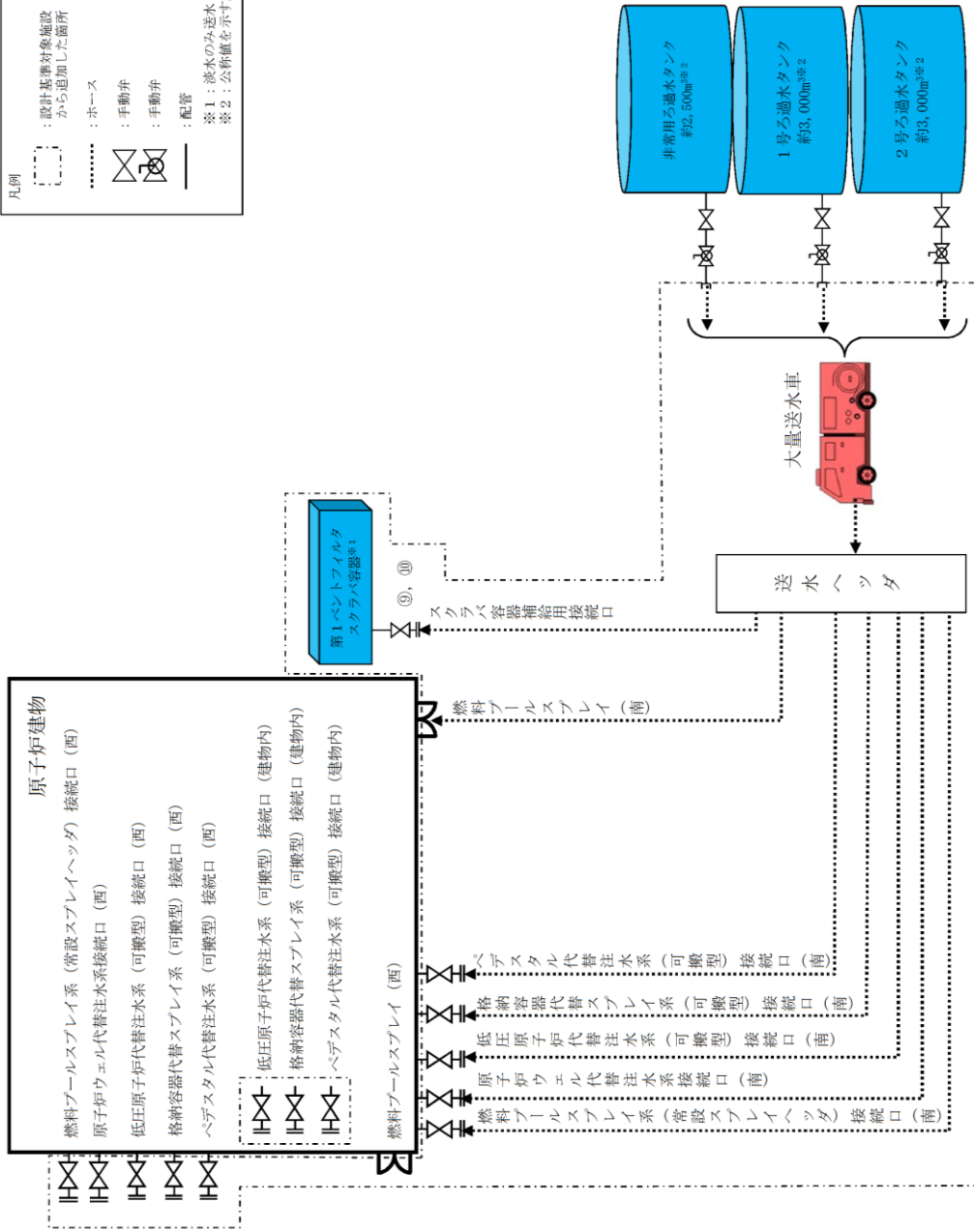
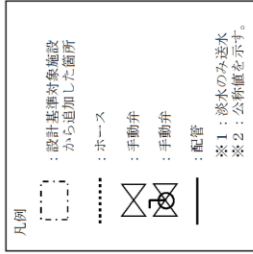
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.13-4 図 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)													備考				
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6						
手順の項目	要員(数)	高圧炉心スプレイ系による 原子炉圧力容器への注水 2分																	
	中央制御室運転員A	1																	
高圧炉心スプレイ系による 原子炉圧力容器への注水																			

第 1.13-5 図 高圧炉心スプレイ系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑨, ⑩	FCVS補給止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

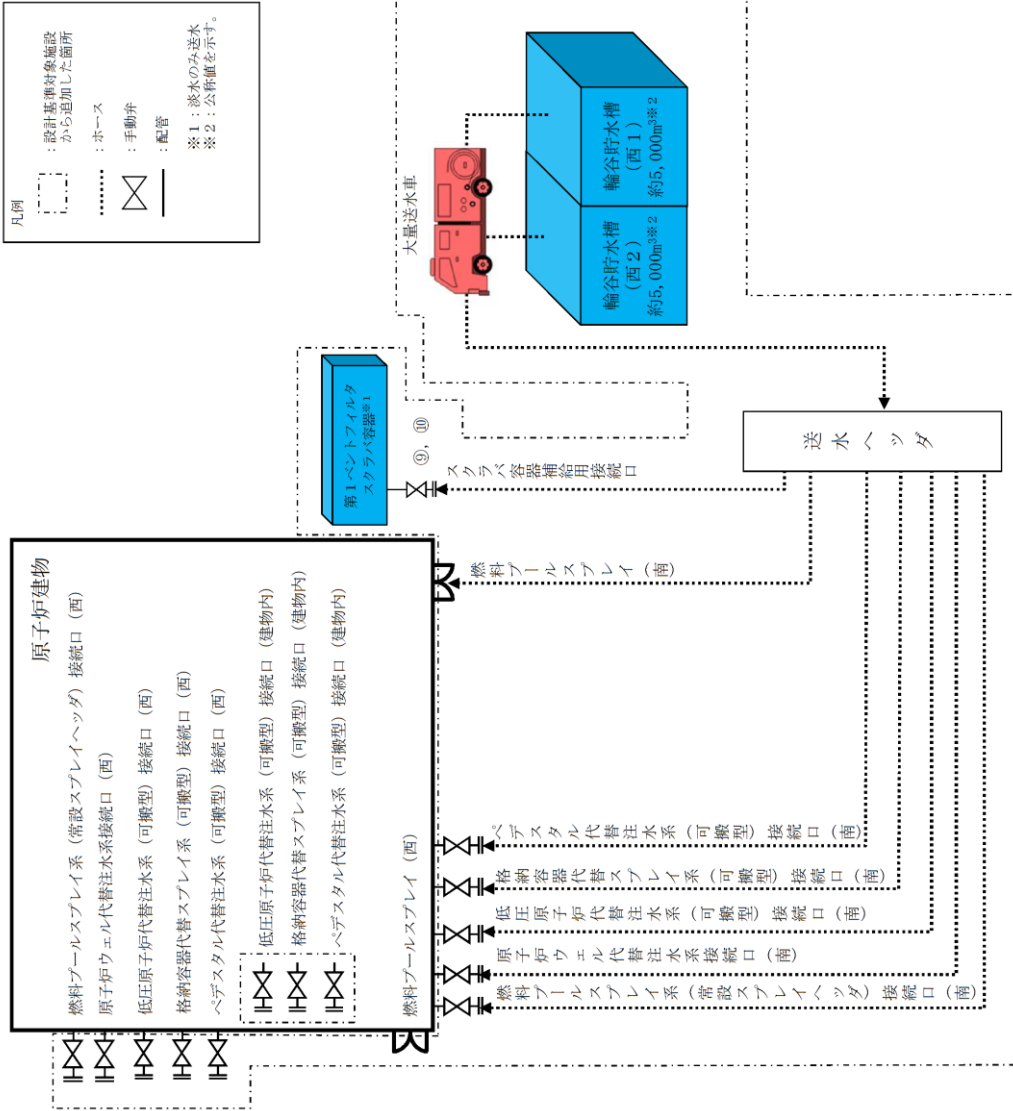
第 1.13-6 図 ろ過水タンクを水源とした大量送水車による送水 概要図

必要な要員と作業項目	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	ろ過水タンクを水源とした大量送水車による送水 2時間30分															【接続口周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッダ運搬・接続等	
	要員(数)																
ろ過水タンクを水源とした大量送水車による送水	緊急時対策要員 6	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1															【取水先】 ・原子炉圧力容器への注水 ・原子炉格納容器内へのスプレー ・第1ベント/ドレンタンク/ドレンタンクへの注水 ・原子炉格納容器下部への注水 ・原子炉ウエルへの注水 ・燃料プールへの注水/スプレー
		車両健全性確認(ホース展開車)															
		送水準備(送水ヘッダ～接続口)															
		送水準備(送水ヘッダ及び送水ヘッダ接続)															
	緊急時対策所～第3保管エリア移動※2																
	車両健全性確認(大量送水車、ホース展開車)																
	大量送水車配置																
	送水準備(ホース敷設)																
	大量送水車起動、注水開始(水張り・系統確認)																

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-7 図 ろ過水タンクを水源とした大量送水車による送水 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑨, ⑩	FCVS補給止め弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.13-8 図 輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) を水源とした大量送水車による送水 概要図

必要な要員と作業項目	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			
手順の項目	6	輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水 2時間10分																	
輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1																	
		車両健全性確認(ホース展開車)																	
		送水準備(ホース展開及び送水ヘッダ接続)																	
		送水準備(送水ヘッダ～接続口)																	
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第3保管エリア移動※2																	
		車両健全性確認(大量送水車、ホース展開車)																	
		大量送水車配置																	
		送水準備(ホース敷設)																	
		大量送水車起動、注水開始(水車リ・系統確認)																	

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

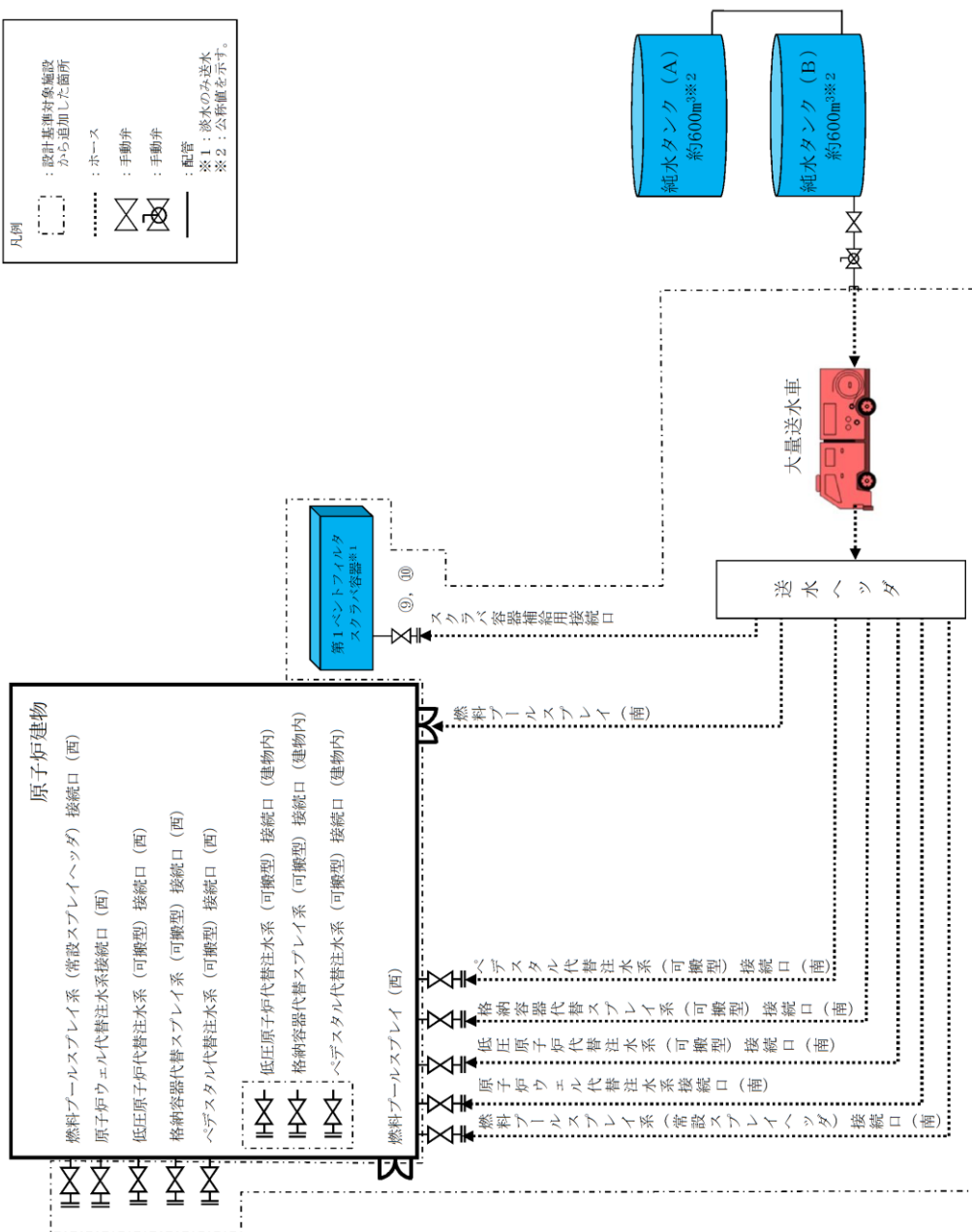
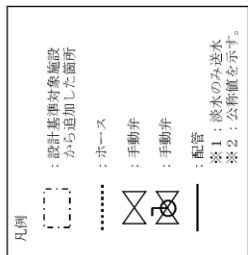
第1.13-9 輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水タイムチャート(1/2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考									
手順の項目	要員(敬)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190	200	
輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水(屋内接続口を使用する場合)(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	緊急時対策要員	輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水(屋内接続口を使用する場合)(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) 3時間10分																					
		緊急時対策所～第4保管エリア移動※1 車両健全性確認(ホース運搬車)		ホース積込み、運搬		送水準備(ホース巻取及び送水ヘッダ接続)		送水準備(送水ヘッダ～屋内接続口)		送水準備(ホース巻取)		大量送水車配置		大量送水車起動、注水開始(水張り・系統確認)									
輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水(屋内接続口を使用する場合)(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	緊急時対策要員	<p>【接続口周辺作業】</p> <p>ホース運搬・敷設、送水ヘッダ運搬・接続等</p> <p>【送水先】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器への注水 ・原子炉格納容器内へのスプレー ・原子炉格納容器下部への注水 																					

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-9 輸谷貯水槽(西1)及び輸谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水タイムチャート(2/2)



操作手順	弁名称
⑨, ⑩	FCVS 補給止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

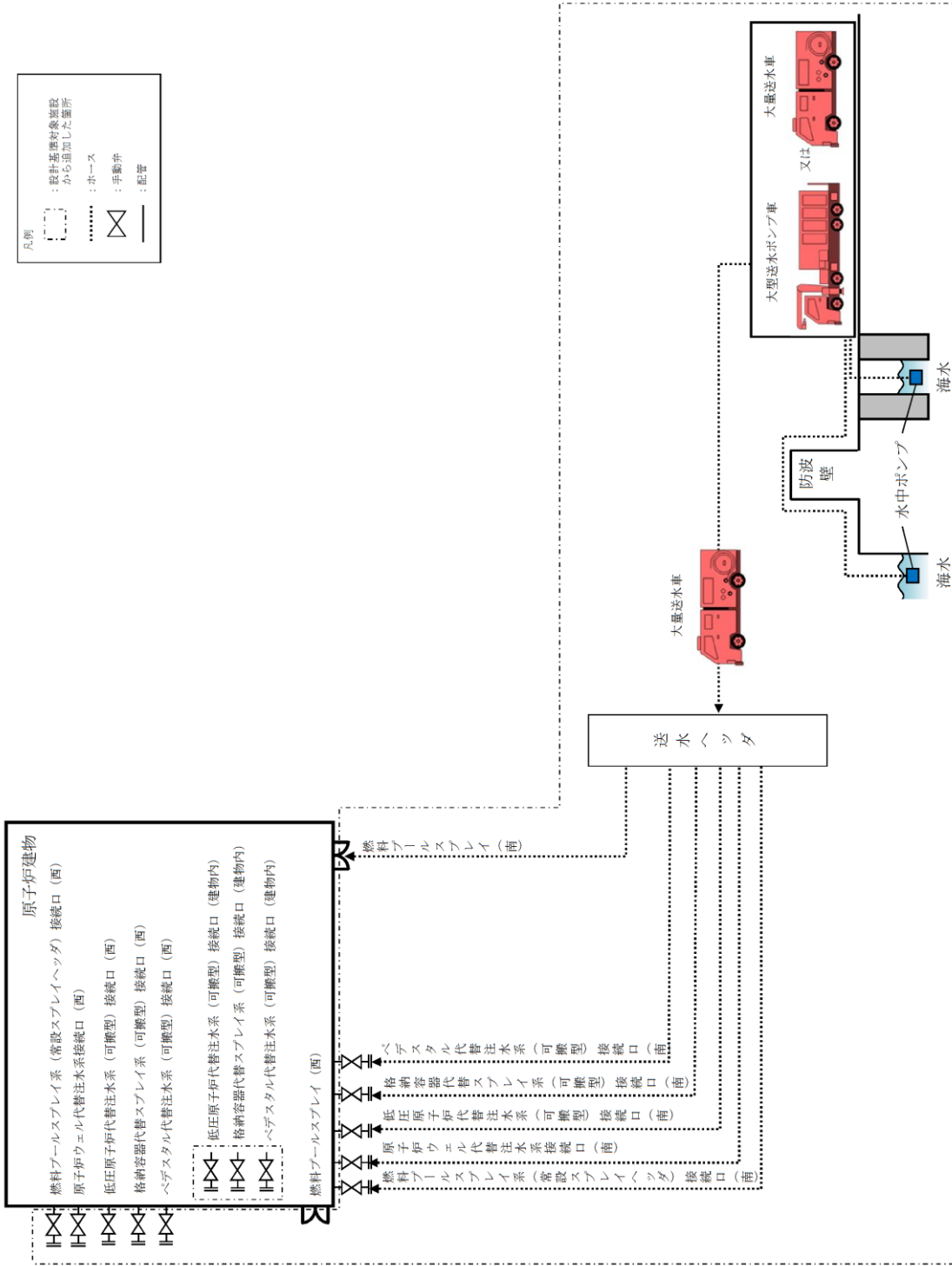
第 1.13-10 図 純水タンクを水源とした大量送水車による送水 概要図

必要な要員と作業項目	要員(数)	経過時間(分)														備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140		
純水タンクを水源とした大量送水車による送水	緊急時対策要員	純水タンクを水源とした大量送水車による送水 2時間														【接続口周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッダ運搬・接続等 【取水箇所周辺作業】 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、注水操作等 ・原子炉圧力容器への注水 ・原子炉格納容器内へのスプレイ ・第1ベントフィルタスクラバ容器への補給 ・原子炉格納容器下部への注水 ・原子炉ウエルへの注水 ・燃料プールの注水/スプレイ	
		緊急時対策所〜第4保管エリア移動※1															
		車両健全性確認(ホース展張車)															
		送水準備(ホース敷設及び送水ヘッダ接続)															
		送水準備(送水ヘッダ〜接続口)															
	緊急時対策要員	緊急時対策所〜第3保管エリア移動※2															
		車両健全性確認(大量送水車、ホース展張車)															
		大量送水車配置															
		送水準備(ホース敷設)															
		大量送水車起動、注水開始(水張り・系統確認)															

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-11 図 純水タンクを水源とした大量送水車による送水 タイムチャート



第 1.13-12 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車 (2 台) による送水 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140
海を水源とした大量送水車(2台)による送水	要員(数)	海を水源とした大量送水車(2台)による送水 2時間10分														
	緊急時対策要員	6	<p>緊急時対策所～第4保管エリア移動※1</p> <p>車両健全性確認(大量送水車, ホース展開)</p> <p>大量送水車配置</p> <p>大量送水車起動(水張り・系統確認)</p> <p>送水準備(ホース敷設)</p> <p>緊急時対策所～第3保管エリア移動※2</p> <p>車両健全性確認(大量送水車)</p> <p>大量送水車配置</p> <p>送水準備(ホース敷設及び送水ヘッダ接続)</p> <p>大量送水車起動, 注水開始(水張り・系統確認)</p>													
		<p>【取水箇所周辺作業】</p> <p>大量送水車配置, ホース運搬・敷設, 送水操作等</p> <p>【接続口周辺作業】</p> <p>大量送水車配置, ホース運搬・敷設, 送水ヘッダ接続, 注水操作等</p> <p>【送水先】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器への注水 ・原子炉格納容器内へのスプレイ ・原子炉格納容器下部への注水 ・原子炉ウエルへの注水 ・燃料プールへの注水/スプレイ 														

- ※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 速やかに実施可能である。
- ※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 25分以内で実施可能である。

第1.13-13 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車(2台)による送水
タイムチャート(1/4)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150		
海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による送水	要員(敬)	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1															<p>【取水箇所周辺作業】</p> 大型送水ポンプ車配置、ホース運搬・敷設、送水操作等		
		車両健全性確認 (大型送水ポンプ車)																	
		6																	
		大型送水ポンプ車配置																	
		送水準備 (ホース敷設)																	
		大型送水ポンプ車起動 (水張り・系統確認)																	
	海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による送水	緊急時対策要員	緊急時対策所～第3, 4保管エリア移動※1, 2																<p>【接続口周辺作業】</p> 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、水ヘッダ接続、注水操作等
			車両健全性確認 (大量送水車、ホース脱張車)																
			大量送水車配置																
			送水準備① (大量送水車～)																
			接続口ホース敷設及び送水ヘッダ接続																
			送水準備② (大型送水ポンプ車～)																
海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による送水	緊急時対策要員	送水準備③ (大量送水ポンプ車～)															<p>【送水先】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器への注水 ・原子炉格納容器内へのスプレイ ・原子炉格納容器下部への注水 ・原子炉ウエルへの注水 ・燃料プールの注水/スプレイ 		
		大量送水車起動、注水開始 (水張り・系統確認)																	
		6																	
		送水準備④ (大量送水ポンプ車～)																	
		大量送水車起動、注水開始 (水張り・系統確認)																	
		送水準備⑤ (大量送水ポンプ車～)																	

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-13 図 海を水源とした大型送水ポンプ車又は大量送水車 (2台) による送水
タイムチャート (2/4)

必要な要員と作業項目	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	海を水源とした大量送水車(2台)による送水(屋内接続口を使用する場合) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) 3時間10分																				
要員(数)	緊急時対策要員	緊急時対策済～第4保管エリア移動※1 車両安全性確認(大量送水車, ホース車庫車)																			
		大量送水車起動(水張り・系統確認)																			
手順の項目	海を水源とした大量送水車(2台)による送水(屋内接続口を使用する場合) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)																				
	緊急時対策要員	緊急時対策済～第3, 4保管エリア移動※1, 2 車両安全性確認(大量送水車, ホース車庫車)																			
大量送水車配置 ホース種込み, 運搬																					
送水準備(ホース確認及び送水ヘッダ接続)																					
送水準備(送水ヘッダ～屋内接続口)																					
大量送水車起動, 注水開始(水張り・系統確認)																					
↑																					
【取水筒周辺作業】 大量送水車配置, ホース運搬・敷設, 送水操作等																					
【接続口周辺作業】 大量送水車配置, ホース運搬・敷設, 送水ヘッダ接続, 注水操作等																					
【送水先】 ・原子炉圧力容器への注水 ・原子炉格納容器内へのスプレイ ・原子炉格納容器下部への注水																					

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 25分以内で実施可能である。

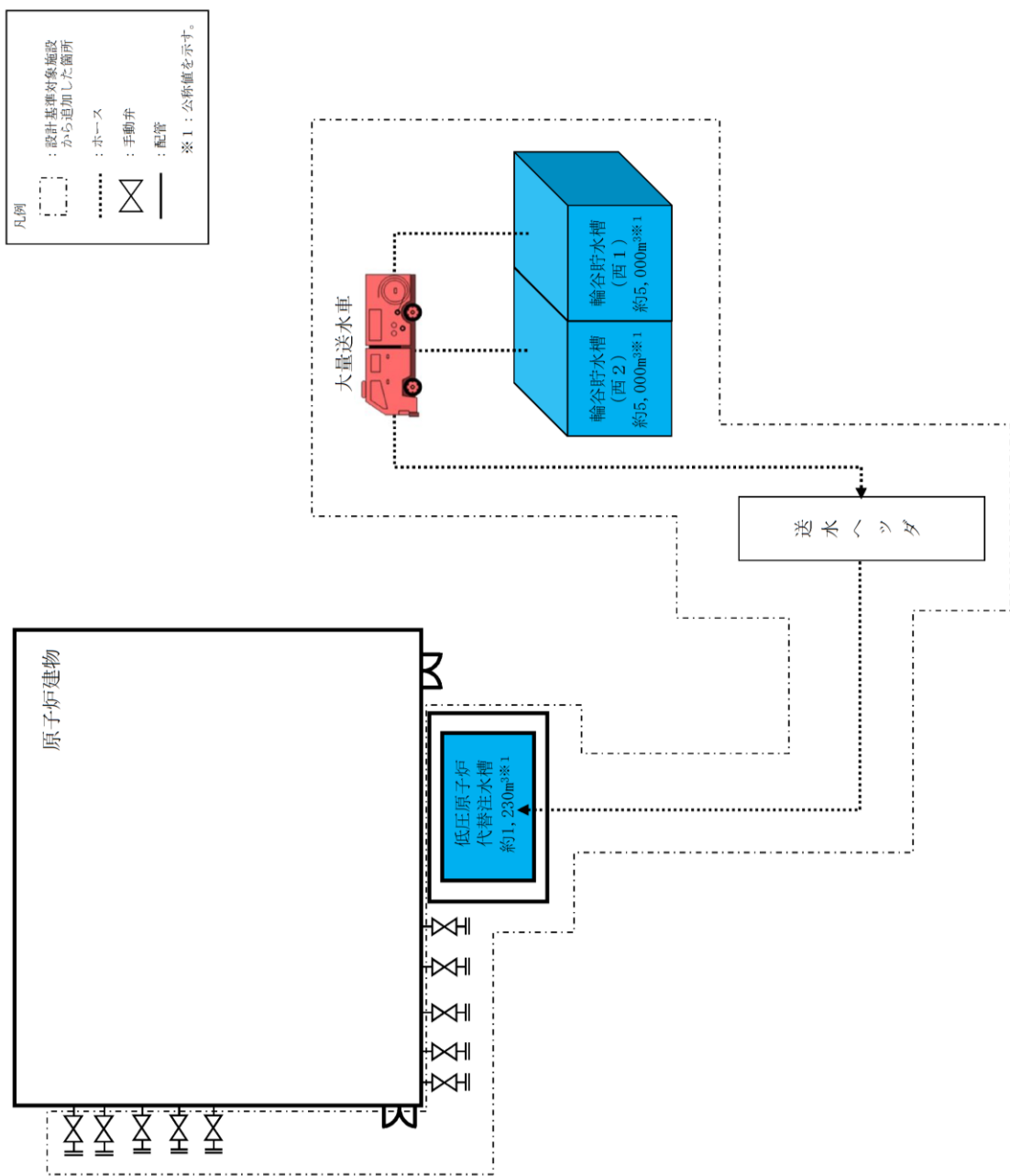
第1.13-13 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車(2台)による送水
タイムチャート(3/4)

必要な要員と作業項目	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	海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による送水(艦内接続口を使用する場合) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) 3時間10分																				
要員(数)	緊急時対応所～第4保管エリア移動※1																				【取水前周辺作業】 大型送水ポンプ車配置、ホース運搬、ホース運搬・敷設、送水操作等
	車両健全性確認(大型送水ポンプ車、ホース車庫車)																				
要員(数)	緊急時対策要員 6																				【送水先】 ・原子炉圧力容器への注水 ・原子炉格納容器内へのスプレー ・原子炉格納容器下部への注水
	海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による送水(艦内接続口を使用する場合) (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)																				
要員(数)	緊急時対策要員 6																				【接続口周辺作業】 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、送水ヘンダ接続、注水操作等
	加圧健全性確認(大量送水車) 大型送水車配置 ホース積込み、運搬 送水準備(ホース敷設及び送水ヘンダ接続) 大量送水車起動、注水開始(水張り・系統確認)																				

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-13 図 海を水源とした大型送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車(2台)による送水
タイムチャート(4/4)



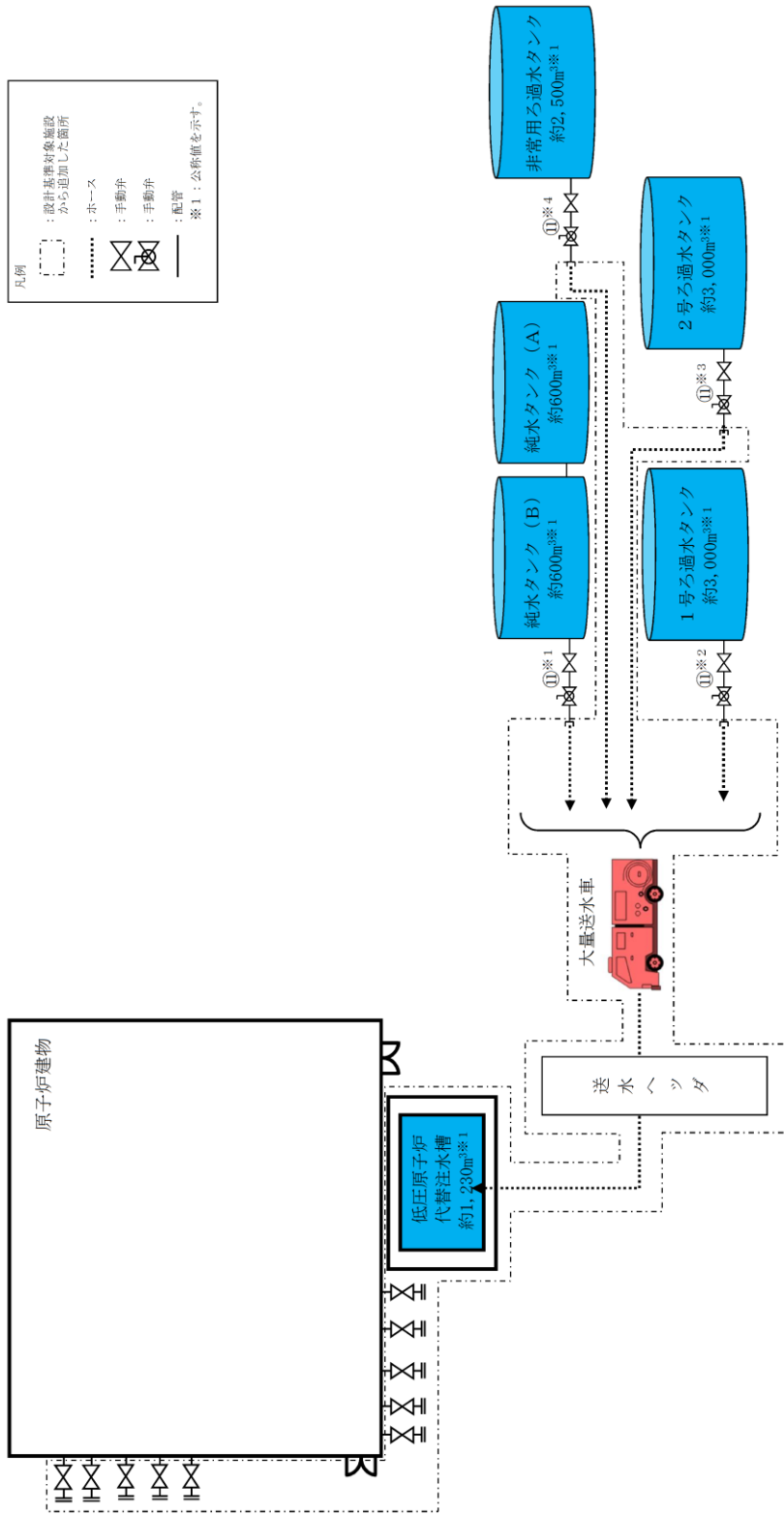
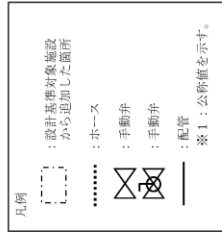
第1.13-14 図 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした大量送水車による
低圧原子炉代替注水槽への補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考						
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150			
輸谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	要員(数)	輸谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 2時間10分																		
	中央制御室運転員（A）	1																低圧原子炉代替注水槽の水位確認		
	緊急時対策要員	6	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1																	【補給先周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッダ運搬・接続等
			車両健全性確認（ホース取張車）																	
			送水準備（送水ヘッダ～補給口）																	
			送水準備（ホース敷設及び送水ヘッダ接続）																	
	緊急時対策要員	6	緊急時対策所～第3保管エリア移動※2																	【取水箇所周辺作業】 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、補給操作等
			車両健全性確認（大量送水車、ホース取張車）																	
			大量送水車配置																	
			送水準備（ホース敷設）																	
大量送水車起動、補給開始（水張り・系部確認）																				
送水準備（ホース敷設）																				

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-15 図 輸谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 タイムチャート



操作手順	弁名称
①※1	B-純水タンク消火用水取出元弁及びB-純水タンク消火用水取出し口止め弁
①※2	1号ろ過水タンク緊急時消火用水取出弁及び1号ろ過水タンク緊急時消火用水元弁
①※3	2号ろ過水タンク緊急時消火用水取出弁及び2号ろ過水タンク緊急時消火用水元弁
①※4	代替注水用水取水口元弁及び代替注水用水取水口

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

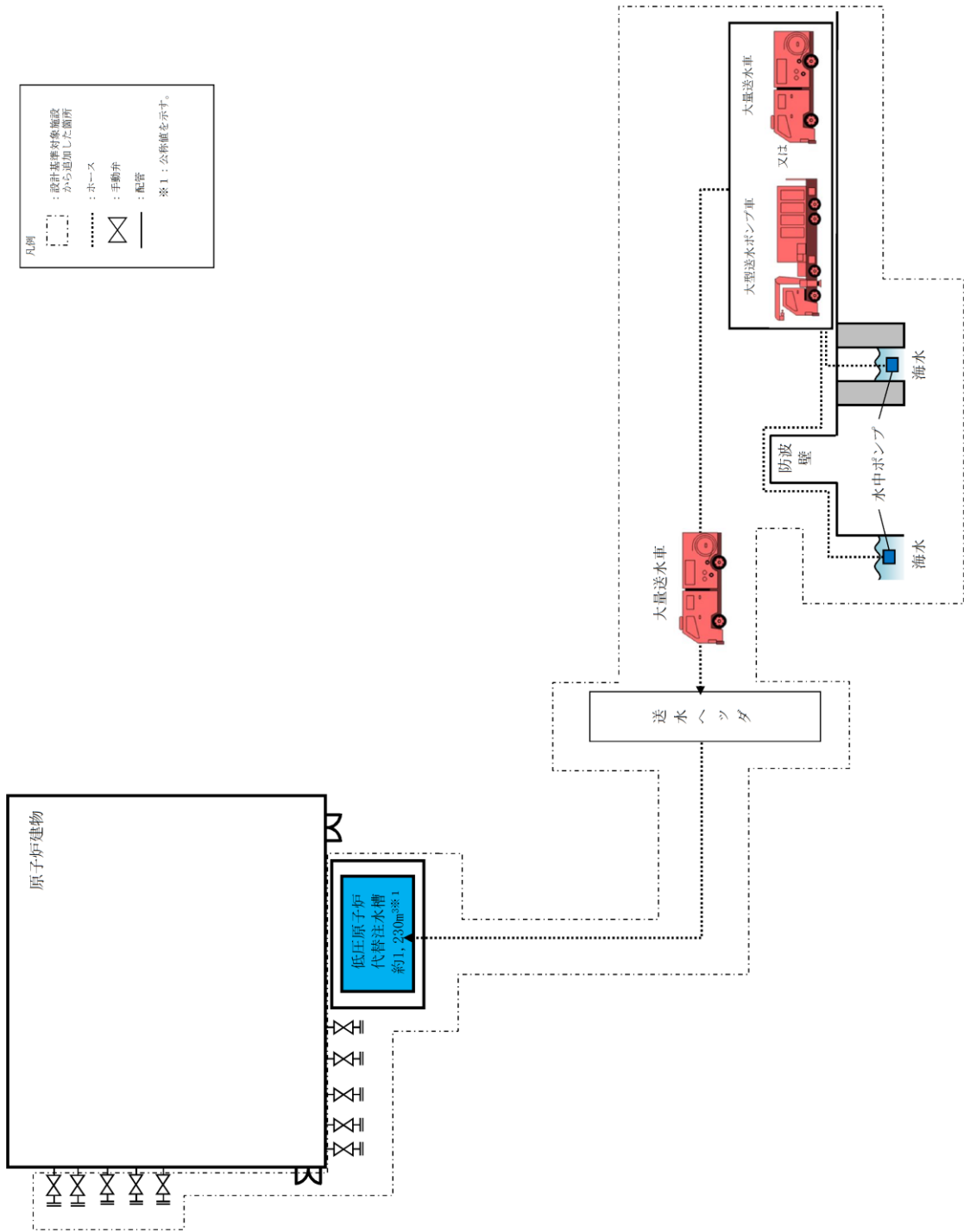
第 1.13-16 図 淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間（分）												備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150		
淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	要員(数) 中央制御室運転員 (A)	1																	
		6																	
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1																	
		車両健全性確認 (ホース出張車)																	
		送水準備 (ホース敷設及び送水ヘッダ接続)																	
		送水準備 (送水ヘッダ-補給口)																	
		緊急時対策所～第3保管エリア移動※2																	
		車両健全性確認 (大量送水車, ホース出張車)																	
		大量送水車配置																	
	緊急時対策要員	送水準備 (ホース敷設)																	
		大量送水車起動, 補給開始 (水張り・系統確認)																	

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第 1.13-17 図 淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 タイムチャート



第1.13-18 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)															備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150			
海を水源とした大量送水車 (2台) による低圧原子炉代替注水槽への補給	要員 (数)	中央制御室運転員 (A)	1																
			6	緊急時対策所～第3, 4 保管エリア移動※1															
	緊急時対策要員	6	車間健全性確認 (大量送水車, ホース展開車)																
			大量送水車配置																
				大量送水車起動 (水張り・系統確認)															
				送水準備 (ホース敷設)															
				低圧原子炉代替注水槽の水位確認															
				緊急時対策所～第3 保管エリア移動※2															
				車間健全性確認 (大量送水車)															
				大量送水車配置															
				送水準備 (ホース敷設及び送水ヘッダ接続)															
			大量送水車起動, 補給開始 (水張り・系統確認)																

- ※1 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 速やかに実施可能である。
- ※2 第2 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 25 分以内に実施可能である。

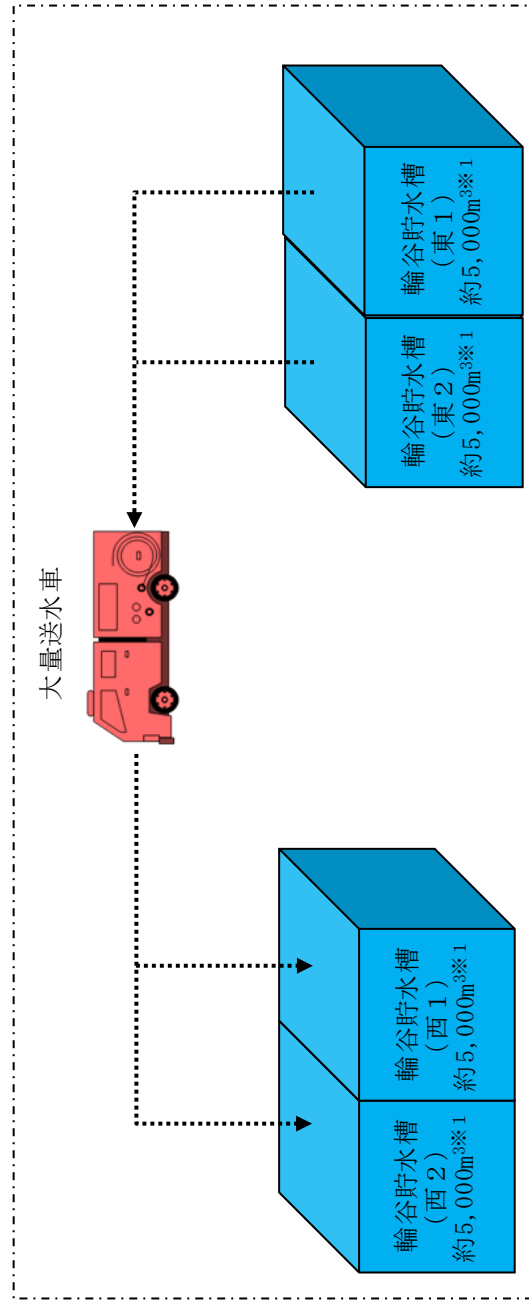
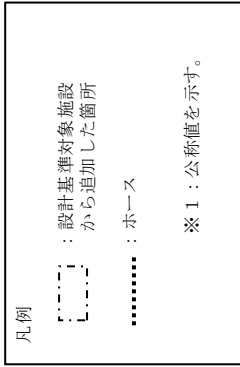
第 1.13-19 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車 (2台) による低圧原子炉代替注水槽への補給 タイムチャート (1/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	要員(数)	海を水源とした大型送水ポンプ車及び大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 2時間10分																
	中央制御室運転員 (A)	低圧原子炉代替注水槽の水位確認																
	緊急時対策要員	1	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1															
			車両健全性確認 (大型送水ポンプ車)															
			大型送水ポンプ車配置, 取水準備															
			送水準備 (ホース敷設)															
			大型送水ポンプ車起動 (水張り・系統確認)															
			大型送水ポンプ車起動, 補給開始 (水張り・系統確認)															
	緊急時対策要員	6	緊急時対策所～第3, 4保管エリア移動※2															
			車両健全性確認 (大量送水車, ホース履帯車)															
			大量送水車配置															
			送水準備 (ホース敷設及び送水ヘッダ接続)															
大量送水車起動, 補給開始 (水張り・系統確認)																		
大量送水車起動, 補給開始 (水張り・系統確認)																		
		【補給先周辺作業】 大量送水車配置, ホース運搬・敷設, 送水ヘッダ接続, 補給操作等																
		【補給先周辺作業】 大量送水車配置, ホース運搬・敷設, 送水ヘッダ接続, 補給操作等																

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-19 図 海を水源とした大量送水ポンプ車又は大量送水車 (2台) による
低圧原子炉代替注水槽への補給 タイムチャート(2/2)

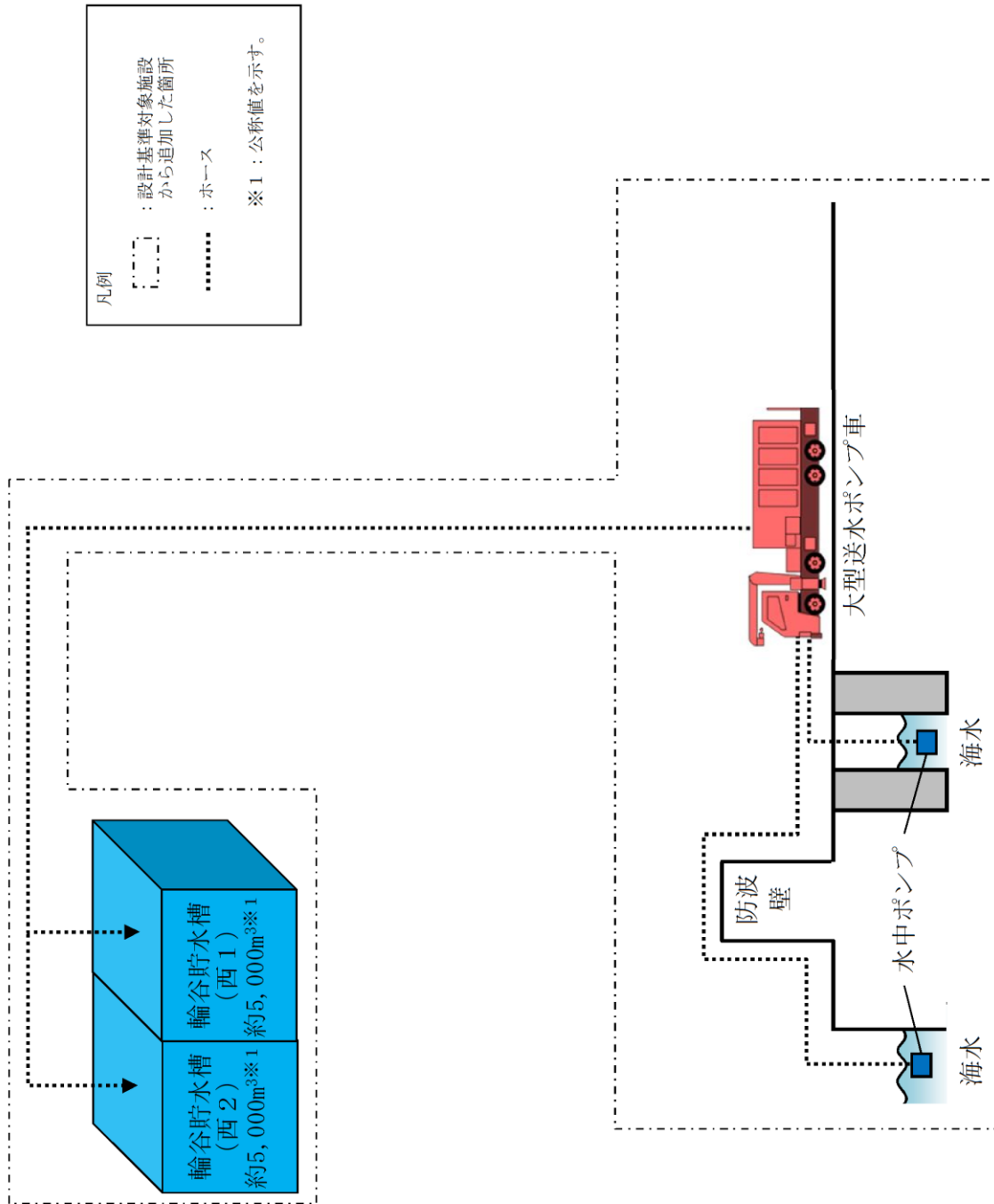


第 1.13-20 図 輪谷貯水槽 (東 1) 又は輪谷貯水槽 (東 2) から輪谷貯水槽 (西 1) 又は輪谷貯水槽 (西 2) への補給概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	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)	輪谷貯水槽(東1)又は輪谷貯水槽(東2)から 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給 1時間20分												
輪谷貯水槽(東1)又は輪谷貯水槽(東2)から輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給	緊急時対策要員 6	緊急時対策所～第3保管エリア移動※1												
		車両健全性確認(大量送水車, ホース展開車)												
		大量送水車配置												
		ホース展開												
		ハッチ開放, ホース投入												
		大量送水車起動, 補給開始(水張り・系統確認)												

※1 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-21 図 輪谷貯水槽(東1)又は輪谷貯水槽(東2)から輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給
タイムチャート

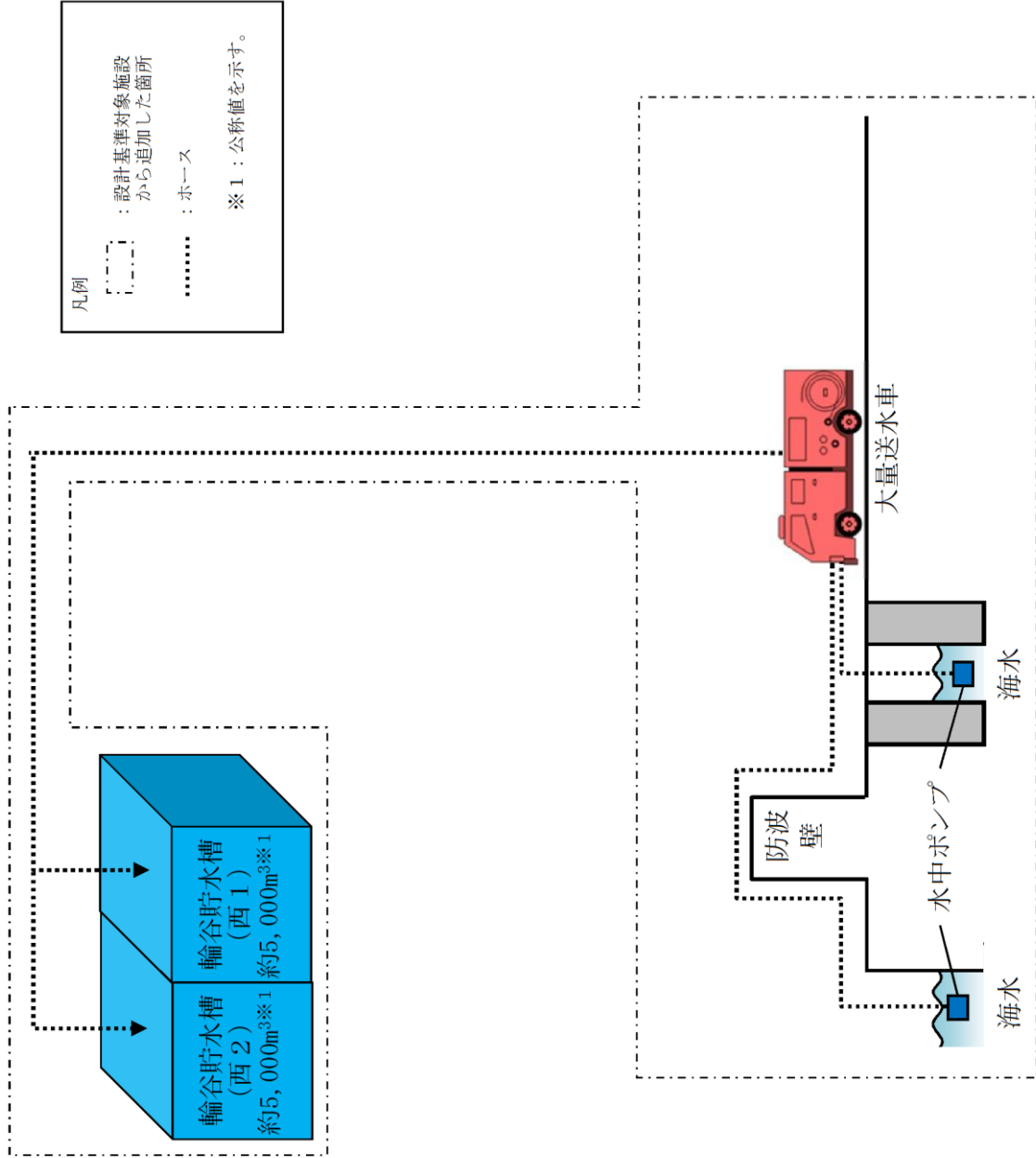


第1.13-22 図 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) への海水補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給 手順の項目	要員(数) 緊急時対策要員 6	大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西2）への海水補給 3時間20分												【取水箇所周辺作業】 大型送水ポンプ車配置、ホース運搬・敷設、補給操作等	
		緊急時対策所～第4保管エリア移動※1													
		車両健全性確認（大型送水ポンプ車）													
		大型送水ポンプ車配置													
		大型送水ポンプ車起動、補給開始（水張り・系統確認）													
		送水準備（ホース敷設）													
大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給	緊急時対策要員 6	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1												【補給先周辺作業】 ホース運搬・敷設等	
		車両健全性確認（ホース、緊張車）													
		送水準備（ホース敷設）													
		ハッチ開放、ホース投入													

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

第 1.13-23 図 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給 タイムチャート



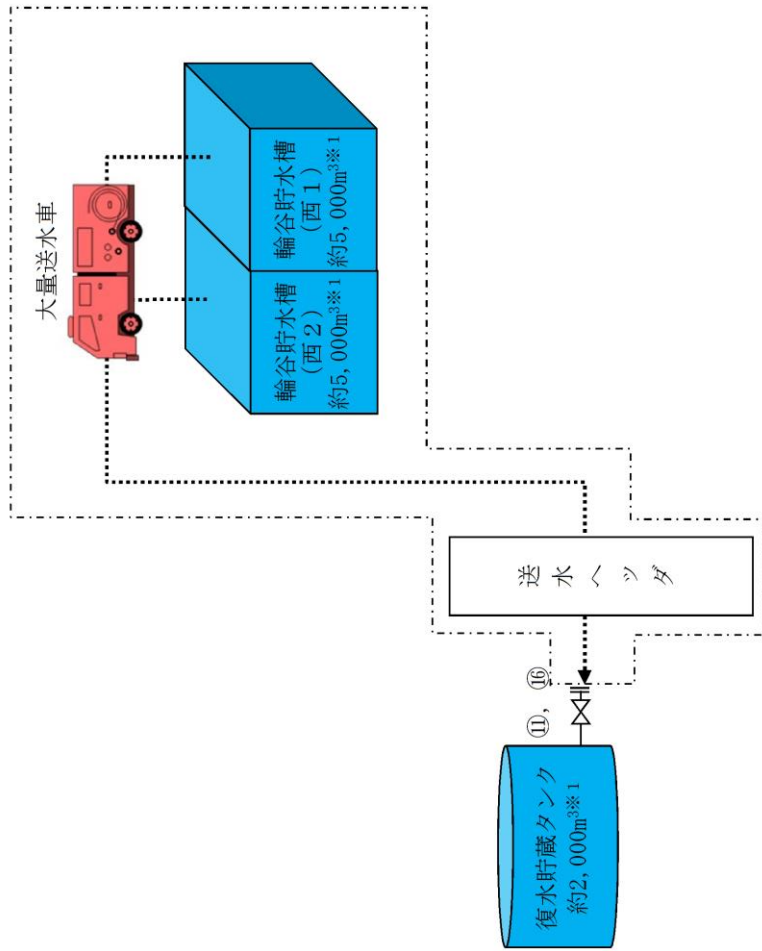
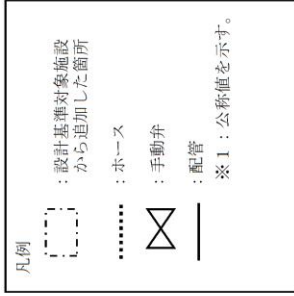
第1.13-24 図 大量送水車による輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) への海水補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150
大量送水車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への海水補給	要員(数) 緊急時対策要員	大量送水車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への海水補給 2時間30分												【取水箇所周辺作業】 大型送水ポンプ車配置、ホース運搬・敷設、補給操作等			
		緊急時対策所～第3保管エリア移動※1	車両健全性確認(大量送水車、ホース展張車)	大量送水車配置	送水準備(ホース敷設)	大量送水車起動、補給開始(水張り・系統確認)											
大量送水車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への海水補給	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※2	車両健全性確認(ホース展張車)	送水準備(ホース敷設及びハッチ開放)													【補給先周辺作業】 ホース運搬・敷設等

※1 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

第1.13-25 図 大量送水車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への海水補給 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑪, ⑫	復水貯蔵タンク接続口元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

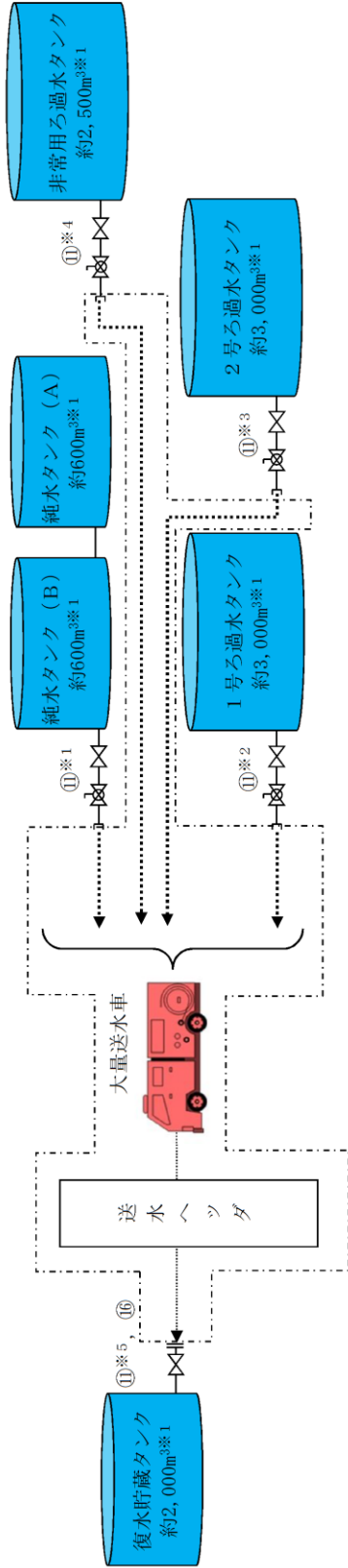
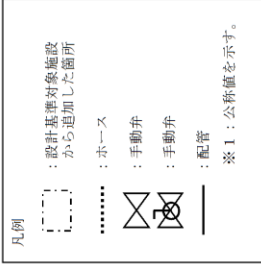
第 1.13-26 図 輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) から復水貯蔵タンクへの補給 概要図

必要な要員と作業項目		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 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)から復水貯蔵タンクへの補給	要員(数) 中央制御室運転員(A)	輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)から復水貯蔵タンクへの補給 2時間10分															【補給先周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッド接続等 【取水箇所周辺作業】 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、補給操作等						
		1																					
	緊急時対策要員	6																					
	緊急時対策要員	6																					

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-27図 輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)から復水貯蔵タンクへの補給 タイムチャート



操作手順	弁名称
①※1	B-純水タンク消火用水取出元弁及びB-純水タンク消火用水取出し口止め弁
①※2	1号ろ過水タンク緊急時消火用水取出弁及び1号ろ過水タンク緊急時消火用水元弁
①※3	2号ろ過水タンク緊急時消火用水取出弁及び2号ろ過水タンク緊急時消火用水元弁
①※4	代替注水用水取入口元弁及び代替注水用水取入口
①※5, ①⑥	復水貯蔵タンク接続口元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

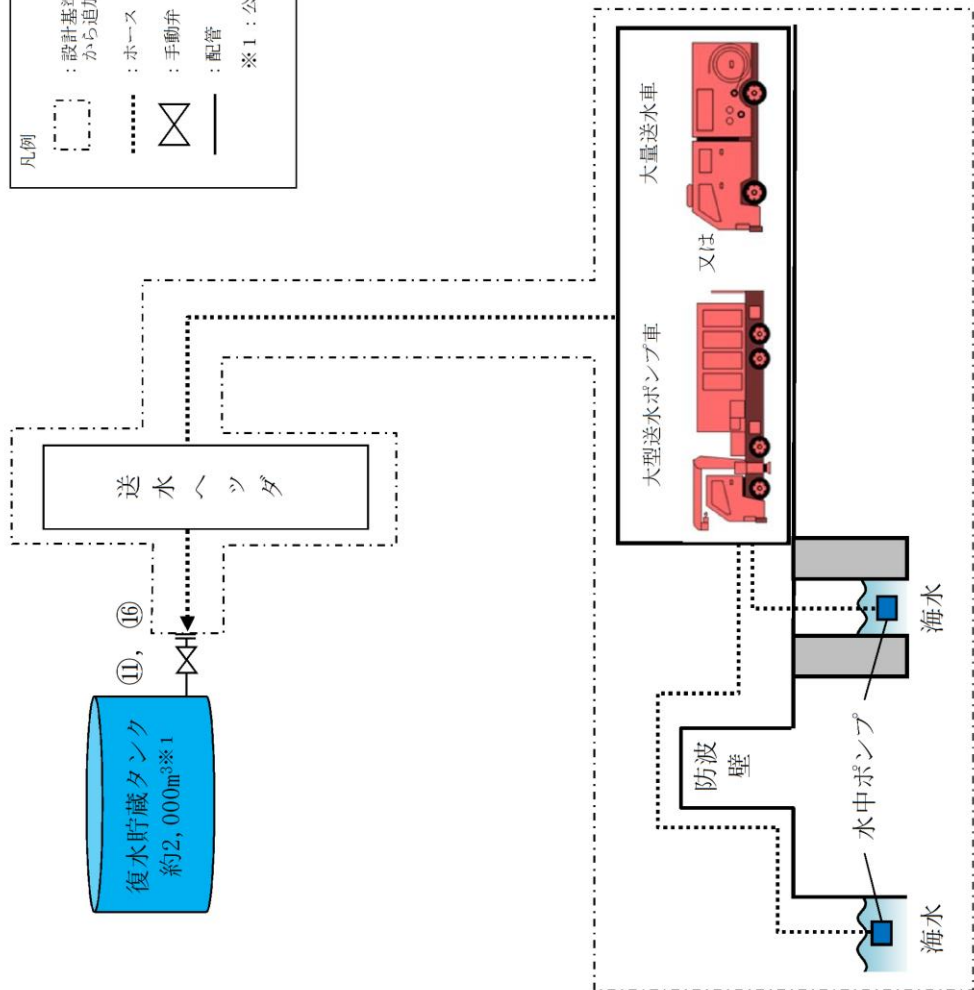
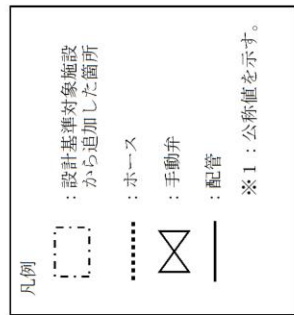
第 1.13-28 図 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考									
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150						
淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給	中央制御室運転員(A)	1		緊急時対策所～第1保管エリア移動※1		淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給 2時間30分												【補給先周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッド接続等					
		復水貯蔵タンクの水位確認																					
	緊急時対策要員	6	車両健全性確認(ホース出張車)														【取水箇所周辺作業】 大量送水車配置、ホース運搬・敷設、補給操作等						
			送水準備(ホース敷設及び送水ヘッド接続)																				
			復水貯蔵タンク接続元弁「開」操作																				
			送水準備(タンク内敷設、接続)																				
			復水貯蔵タンク接続元弁「閉」操作																				
			緊急時対策所～第3保管エリア移動※2																				
			車両健全性確認(大量送水車、ホース出張車)																				
			大量送水車配置																				
			送水準備(ホース敷設)																				
			大量送水車起動、補給開始(水張り、系統確認)																				

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第 1.13-29 図 淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給 タイムチャート



操作手順	弁名称
⑪, ⑯	復水貯蔵タンク接続口元弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.13-30 図 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	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									
海を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給	海を水源とした大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給	1 中央制御室運転員(A)																									
		6 緊急時対策要員	緊急時対策所～第3保管エリア移動※1																								
			車両健全性確認(大量送水車)																								
			大量送水車配置																								
			送水準備(ホース敷設)																								
			大量送水車起動, 補給開始(水張り・系統確認)																								
		6 緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※2																								
			車両健全性確認(ホース展張車)																								

※1 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

第1.13-31 図 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給タイムチャート(1/2)

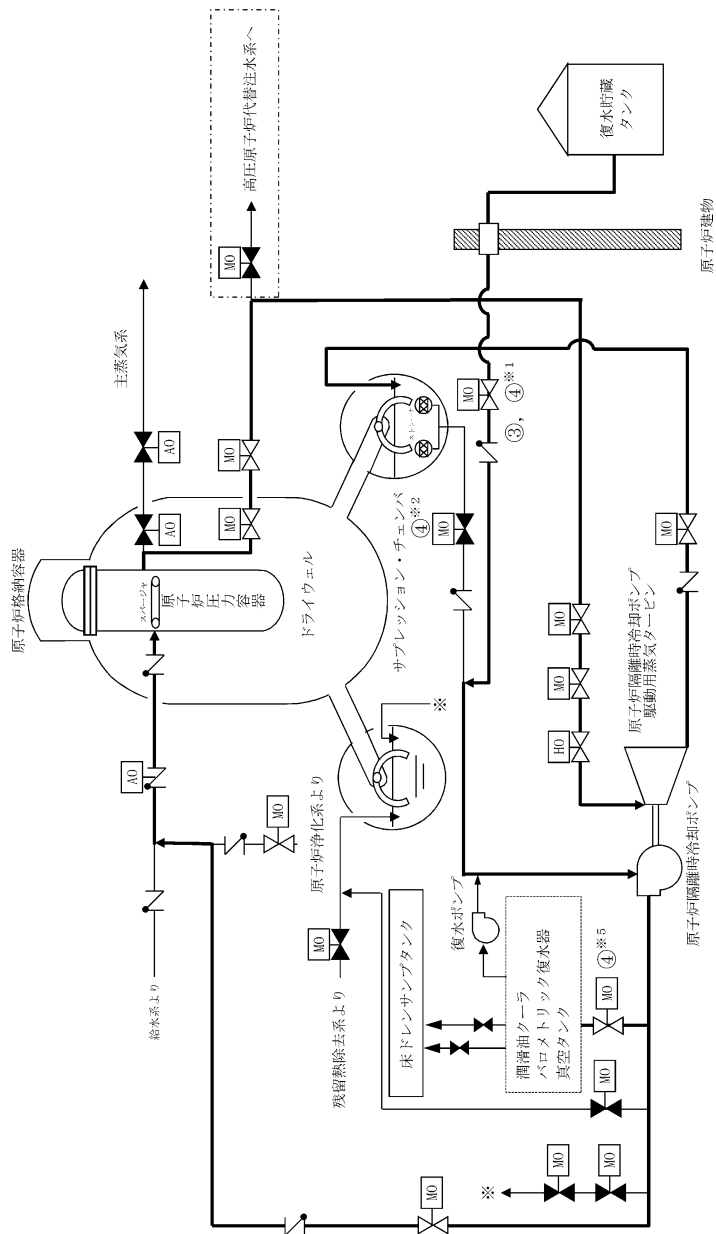
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考														
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240															
海を水源とした大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給	要員(数)	中央制御室運転員 (A)																										
		1																										
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第3, 4保管エリア移動※1																										
		車両健全性確認 (大型送水ポンプ車, ホース展張車)																										
		大型送水ポンプ車配置																										
		送水準備 (ホース敷設及び送水ヘッダ接続)																										
		大型送水ポンプ車起動, 補給開始 (水張り・系統確認)																										
		復水貯蔵タンクの水位確認																										

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

第1.13-31 図 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給
タイムチャート(2/2)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	油圧作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
③, ④※1	ポンプ復水貯蔵水入口弁
④※2	ポンプトローラス水入口弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

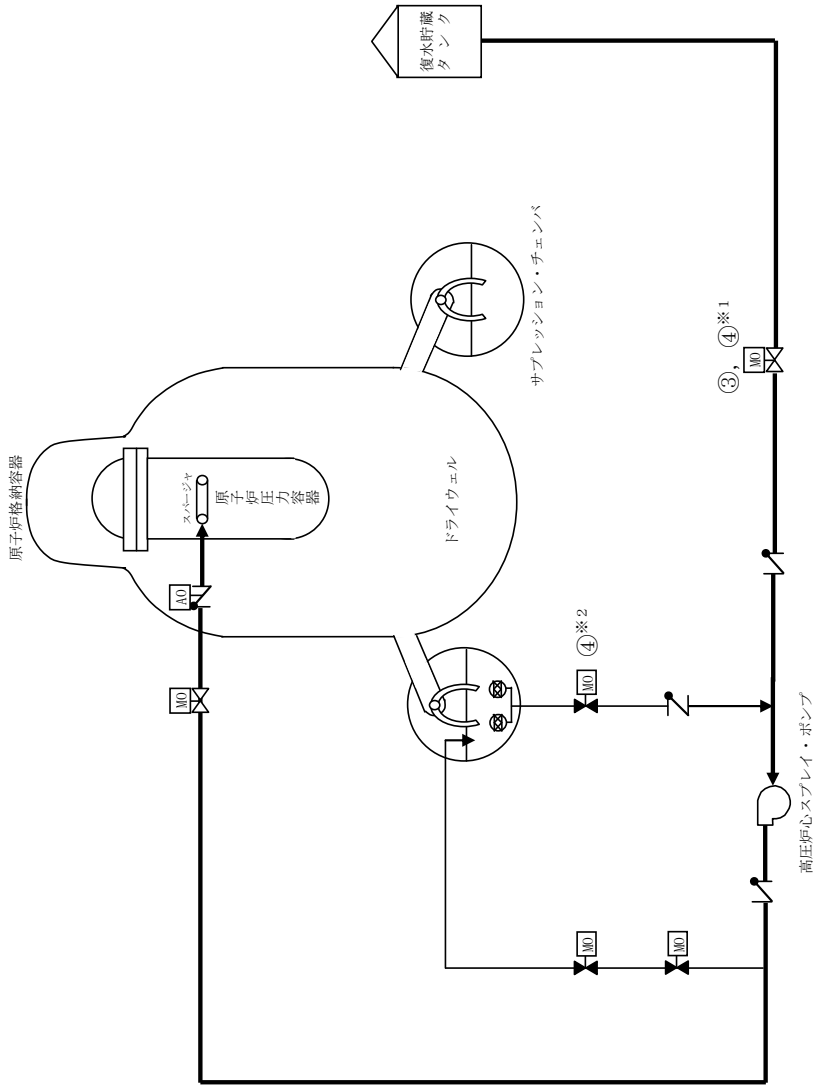
第 1.13-32 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)						備考
		10	20	30	40	50	60	
手順の項目	要員(数)							
原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え (復水貯蔵タンクからサブプレッション・チェンパの場合)	中央制御室運転員							

第 1.13-33 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え タイムチャート

凡例

	ポンプ
	シングルストレーナ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	配管
	使用する流路

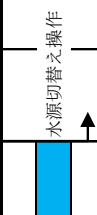


操作手順	弁名称
③, ④※1	HPCS ポンプ復水貯蔵水入口弁
④※2	HPCS ポンプトース水入口弁

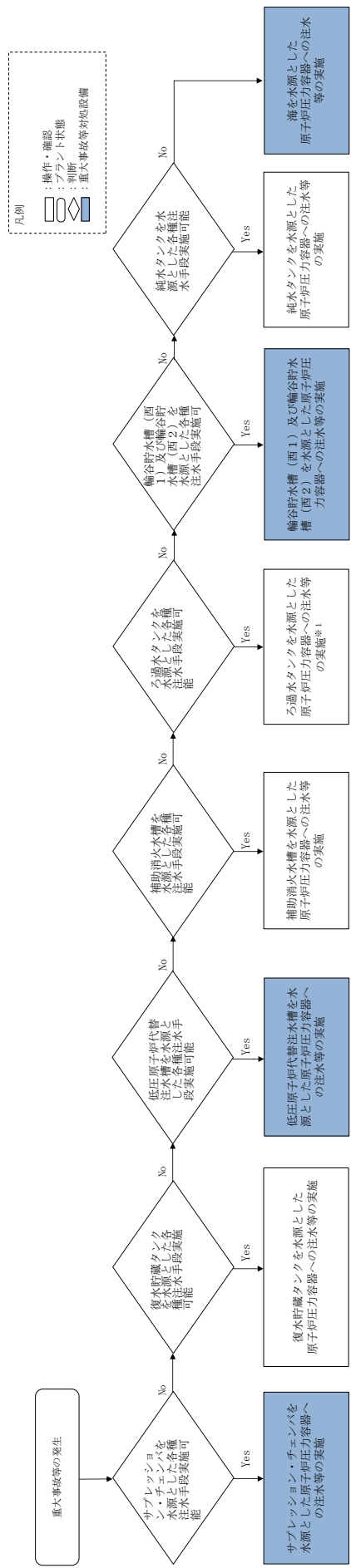
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.13-34 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)						備考
		10	20	30	40	50	60	
手順の項目	要員 (数)	サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源 切替え 5分 						
高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器 への注水時の水源の切替え (サプレッション・チェンバから復水貯蔵 タンクの場合)	中央制御室運転員 1							

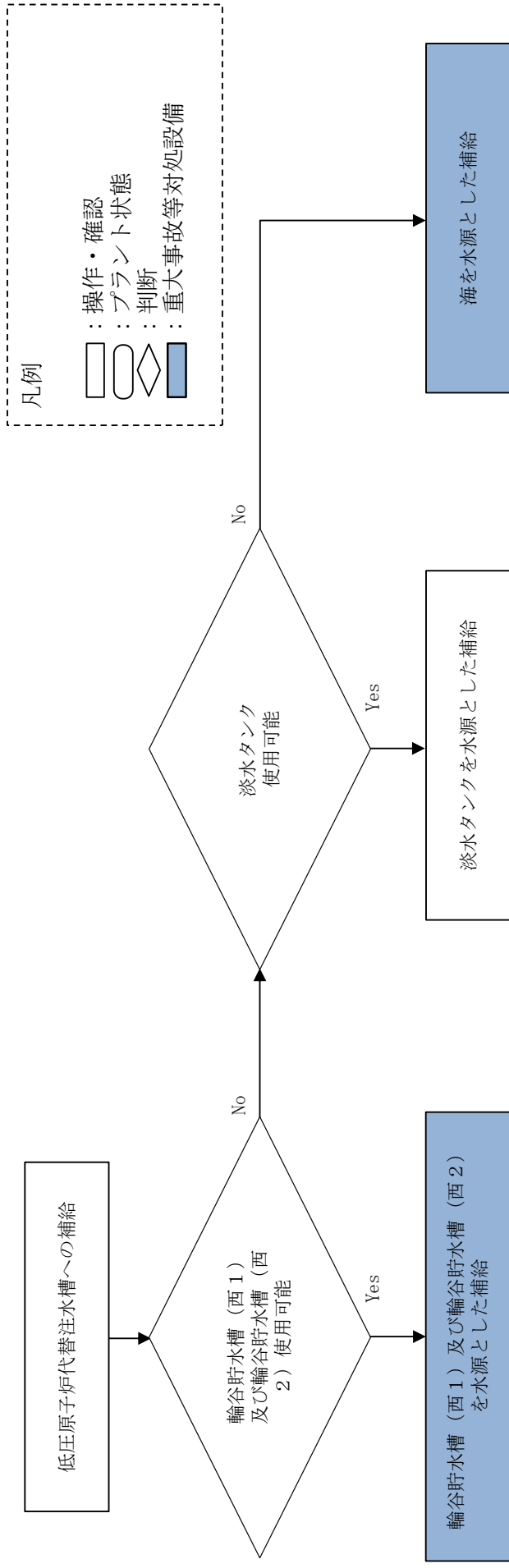
第 1.13-35 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え タイムチャート



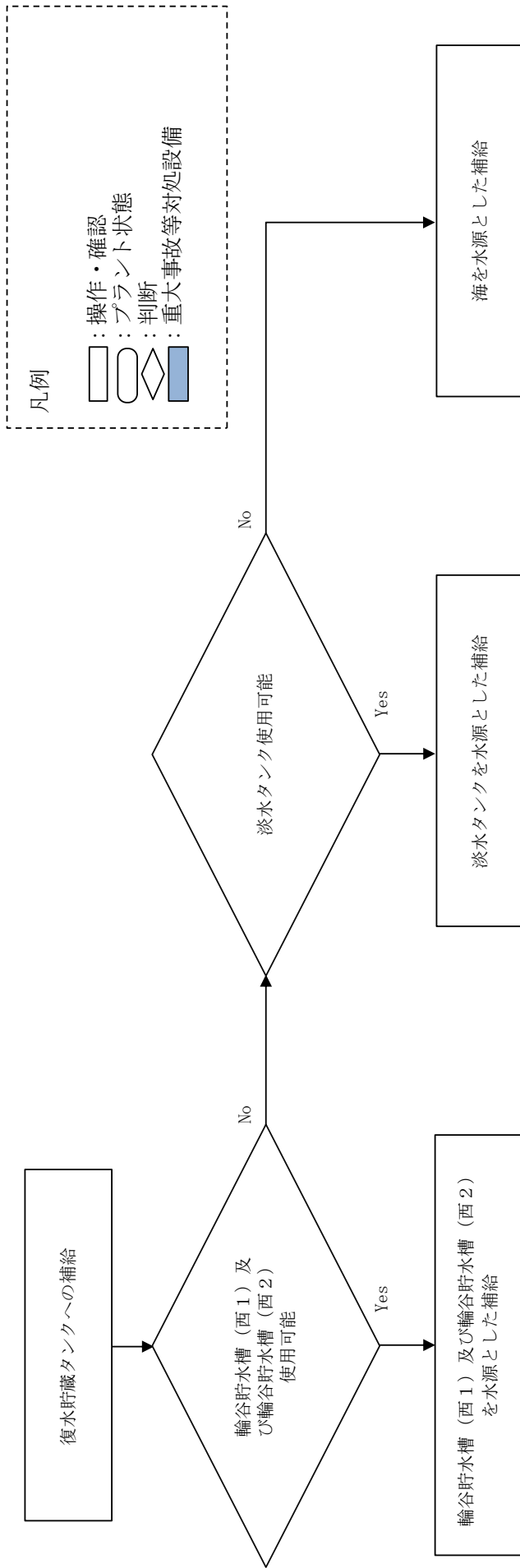
凡例
 ○ : 操作・確認
 □ : プラント状態
 ◇ : 判断
 ▭ : 重大事故等対応設備

※1：ろ過水タンクを水源とした海水系による各種注水手段が実施できず、大量送水車による各種注水が実施可能な場合は、輸谷貯水槽（西1）及び輸谷貯水タンク（西2）を水源とした各種注水手段が実施できない場合※2に実施する。
 ※2：輸谷貯水槽（西1）及び輸谷貯水タンク（西2）は、土石流の密圧により水源として使用できない場合を含む。

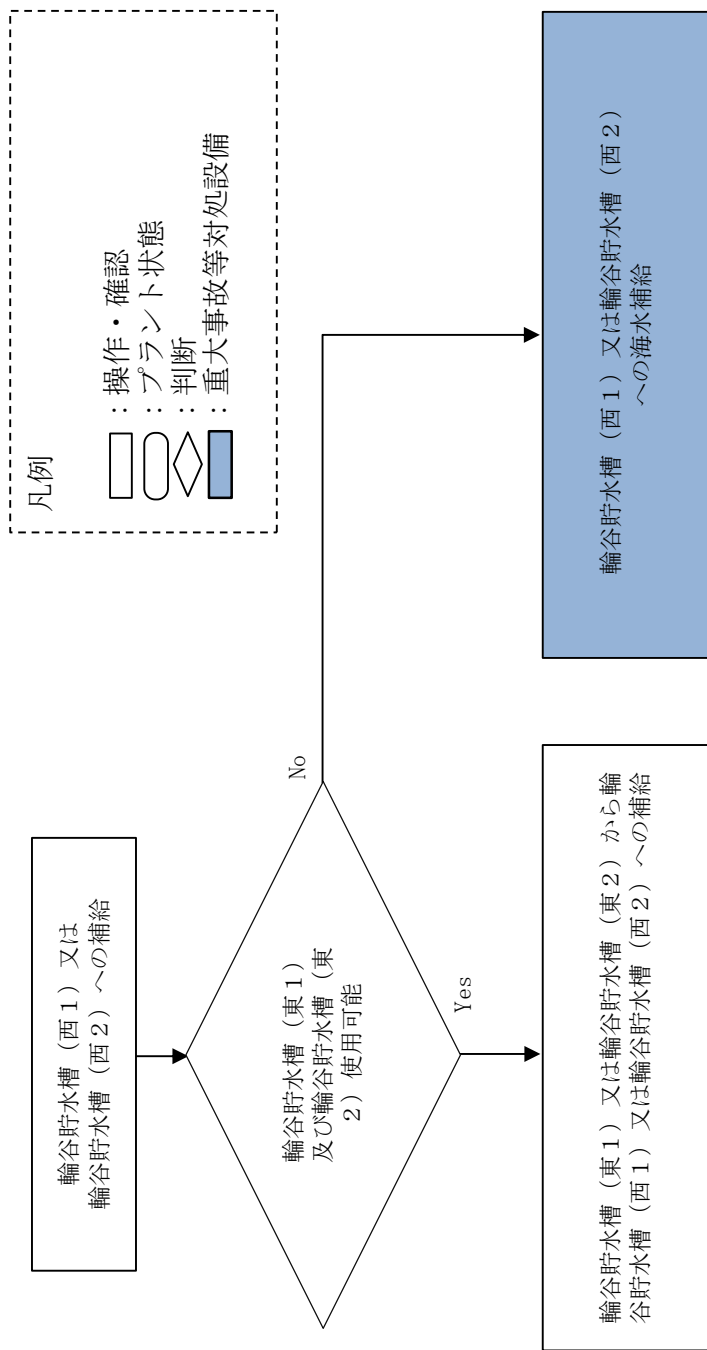
第 1.13-36 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（各種注水用）（1 / 4）



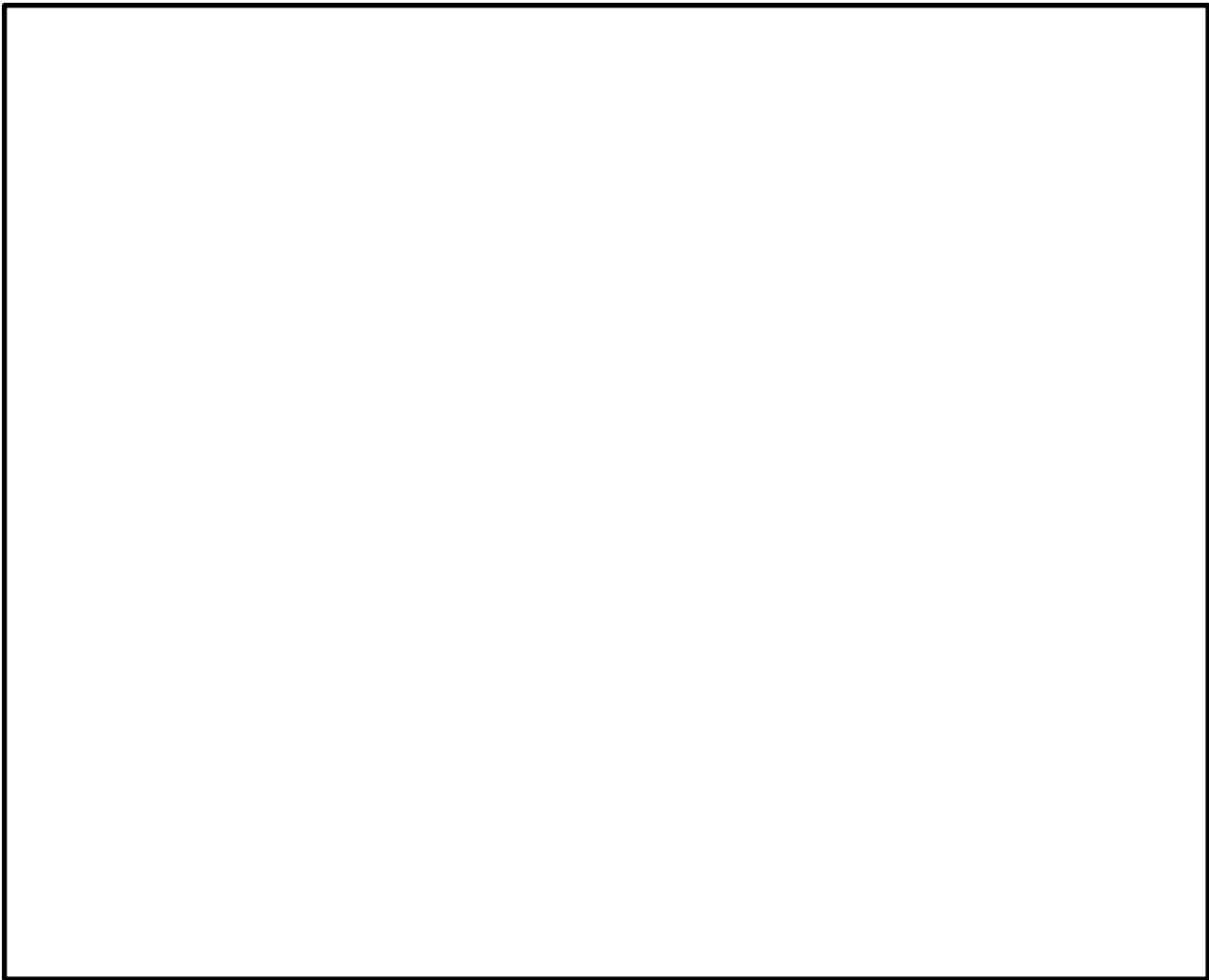
第 1.13-36 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (低圧原子炉代替注水槽補給用) (2 / 4)



第 1.13-36 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（復水貯蔵タンク補給用）（3 / 4）

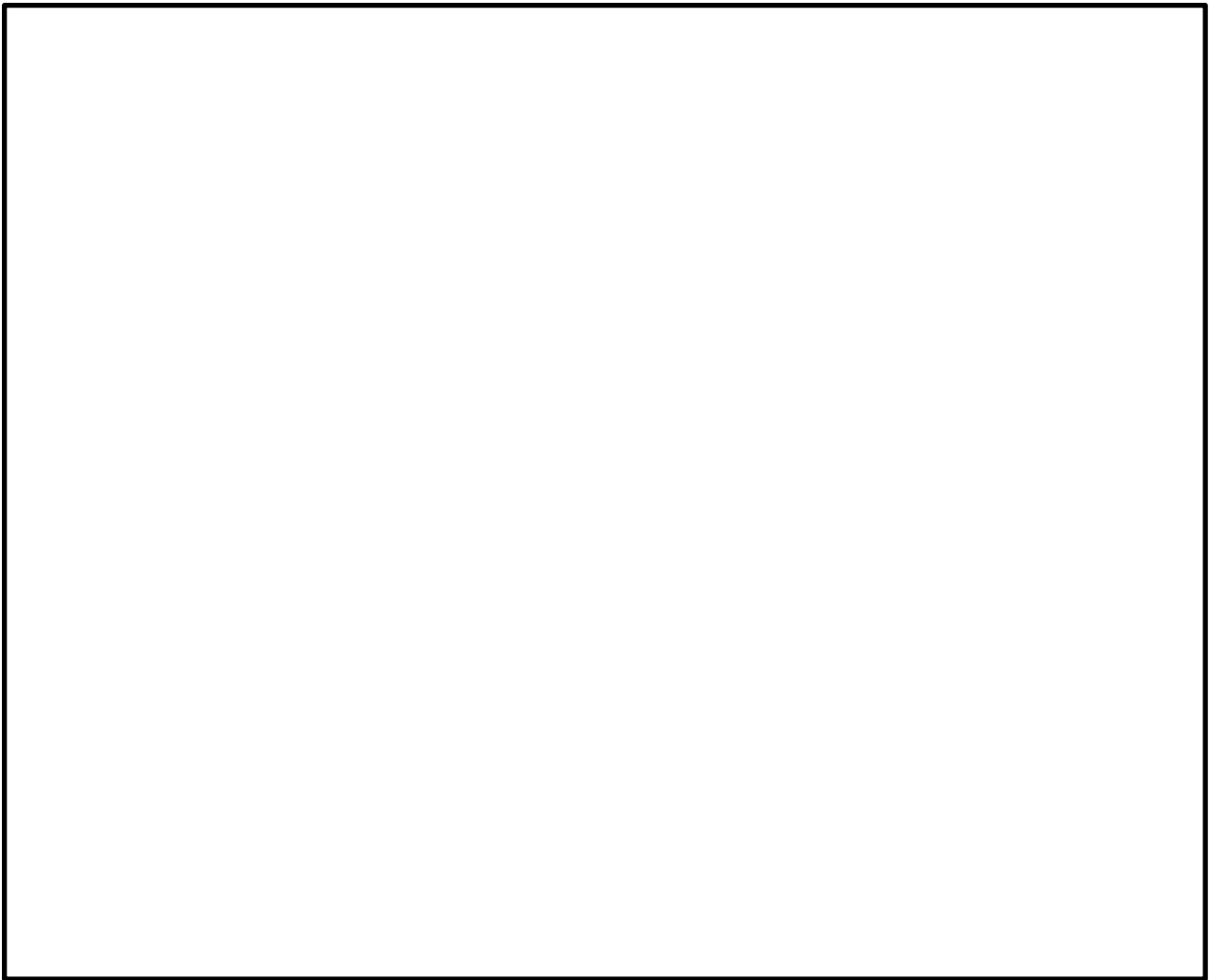


第 1.13-36 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（輸谷貯水槽（西1）又は輸谷貯水槽（西2）補給用）
（4 / 4）



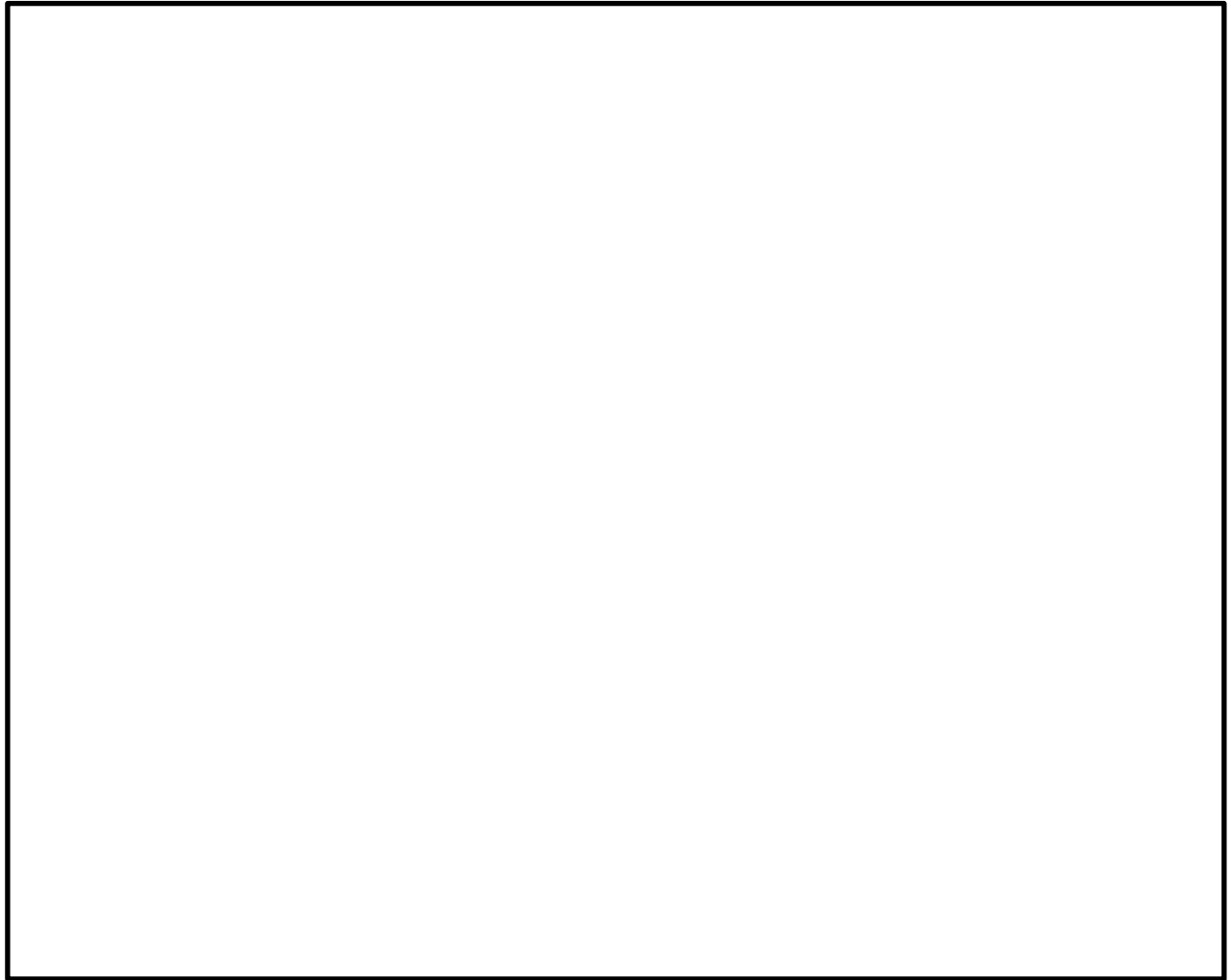
第 1.13-37 図 ろ過水タンクからの各種注水ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



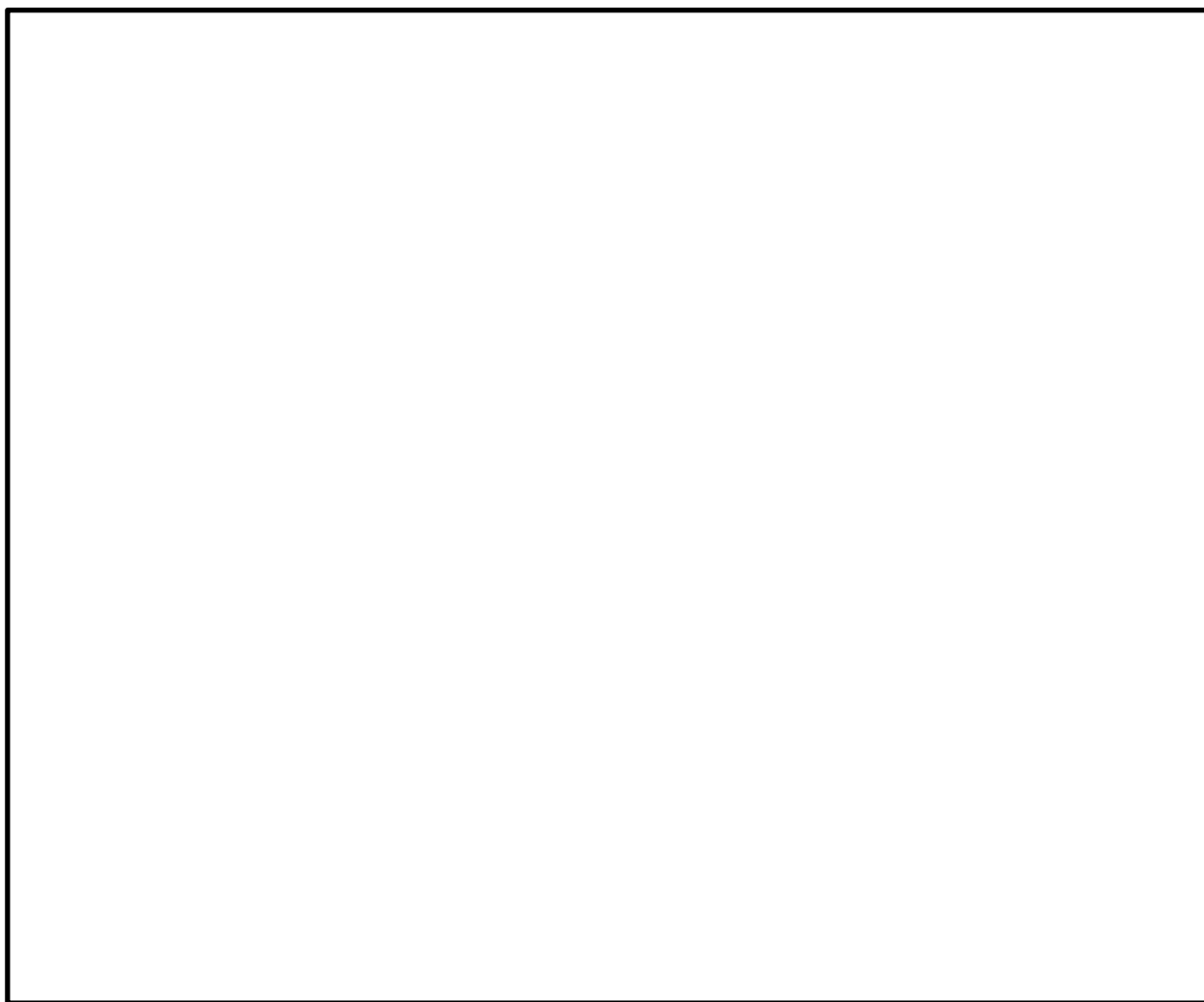
第 1.13-38 図 ろ過水タンクから第 1 ベントフィルタスクラバ容器への
補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



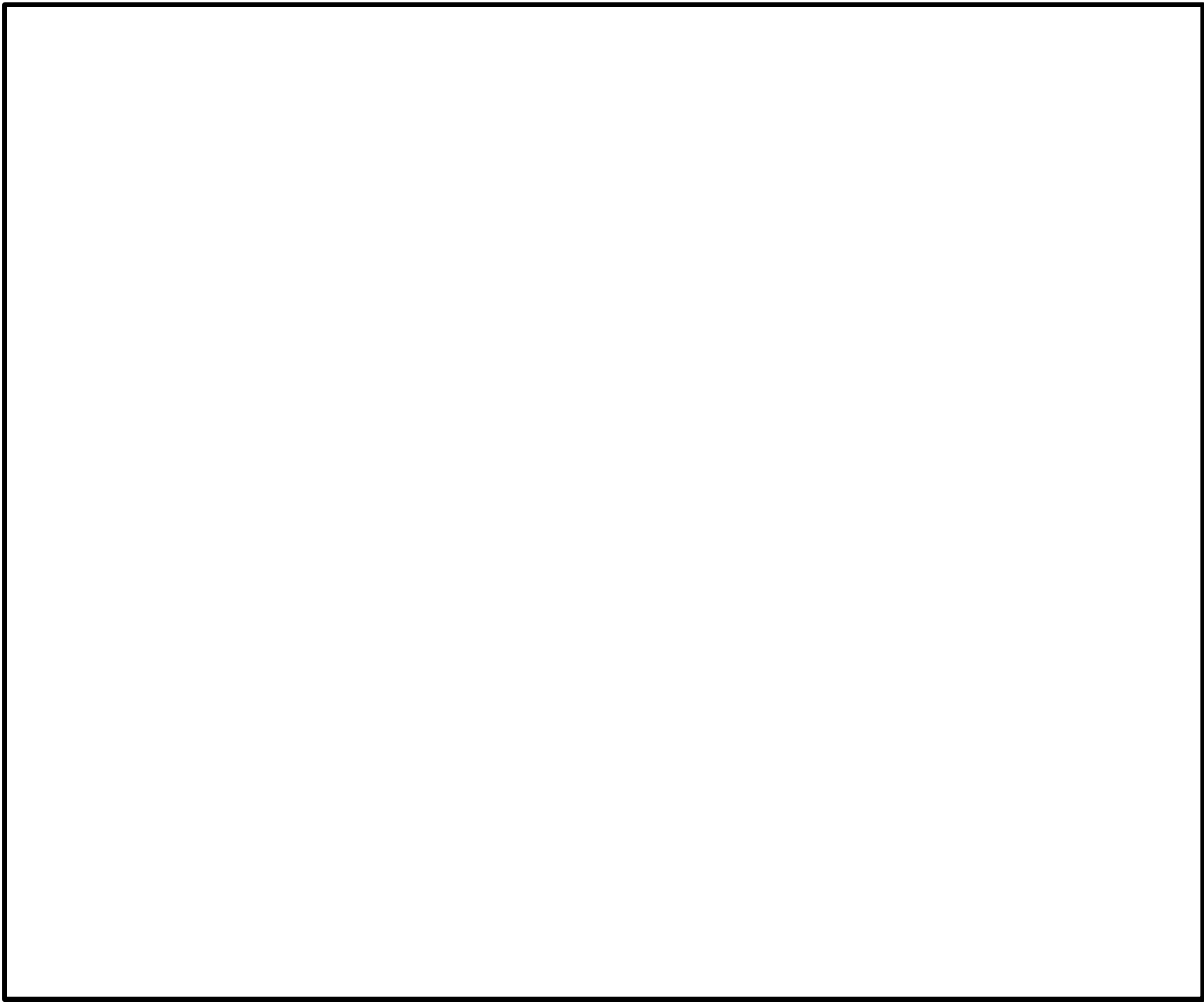
第 1.13-39 図 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）からの
各種注水ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



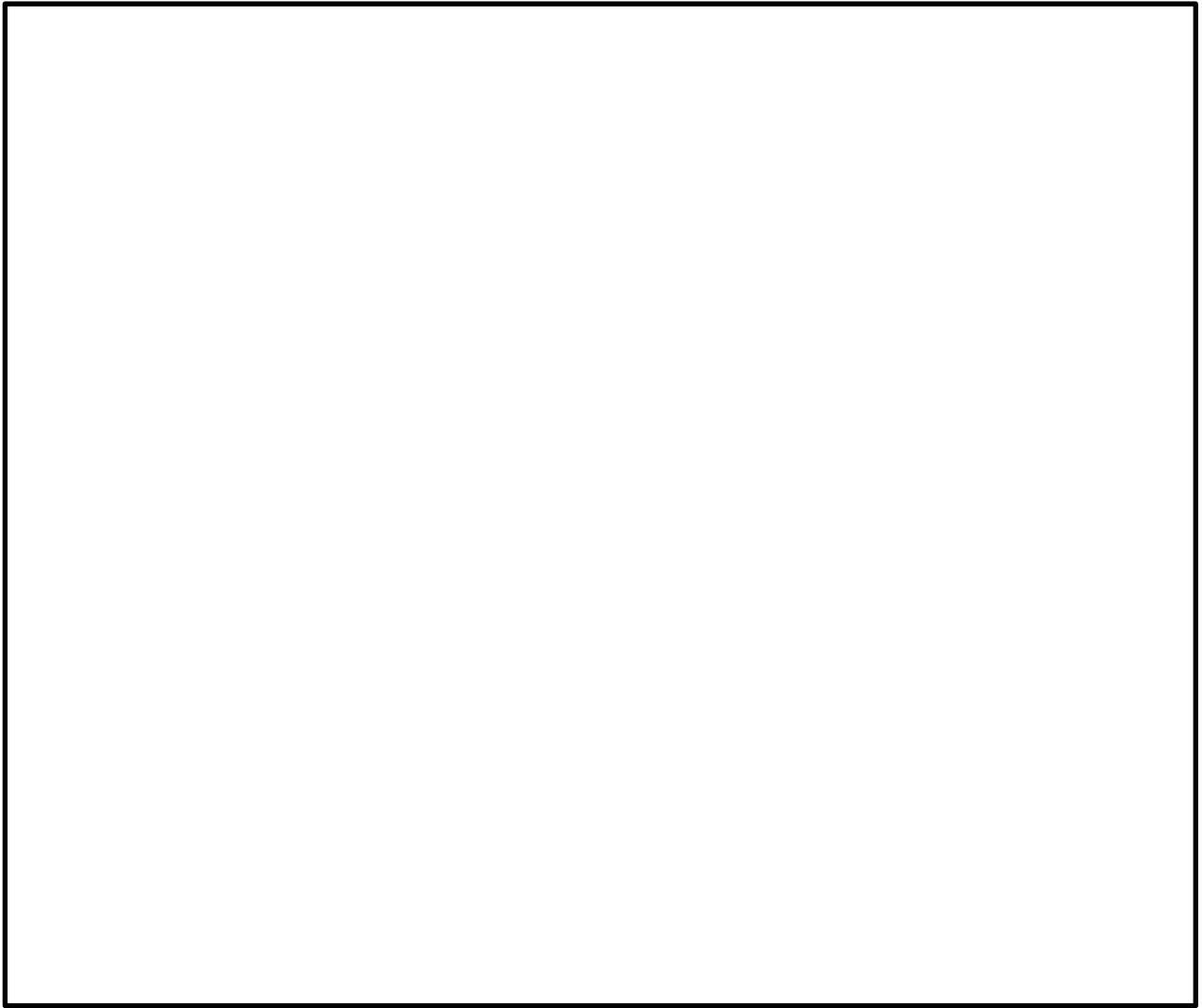
第 1.13-40 図 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）から
第 1 ベントフィルタスクラバ容器への補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



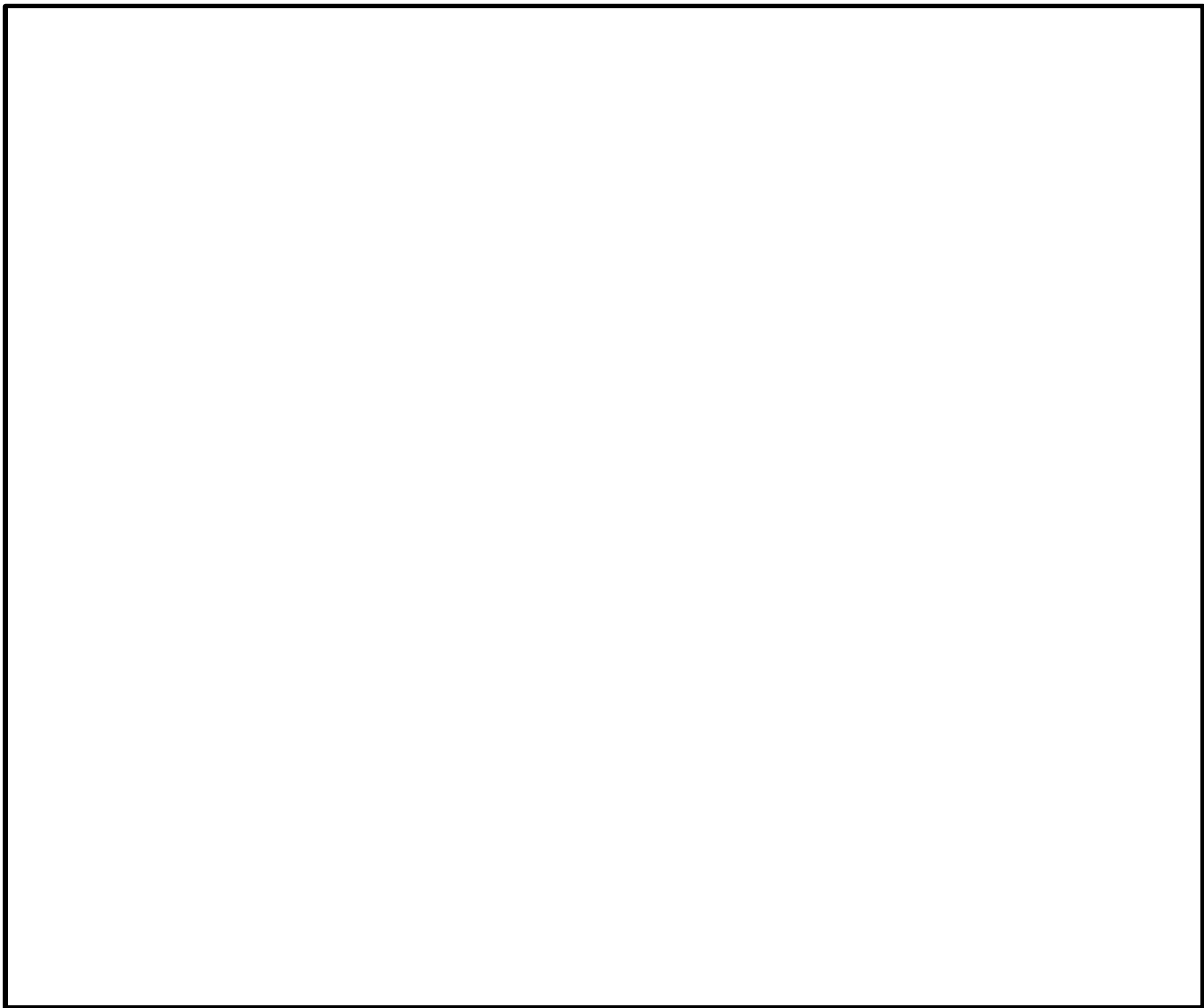
第 1.13-41 図 純水タンクからの各種注水ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



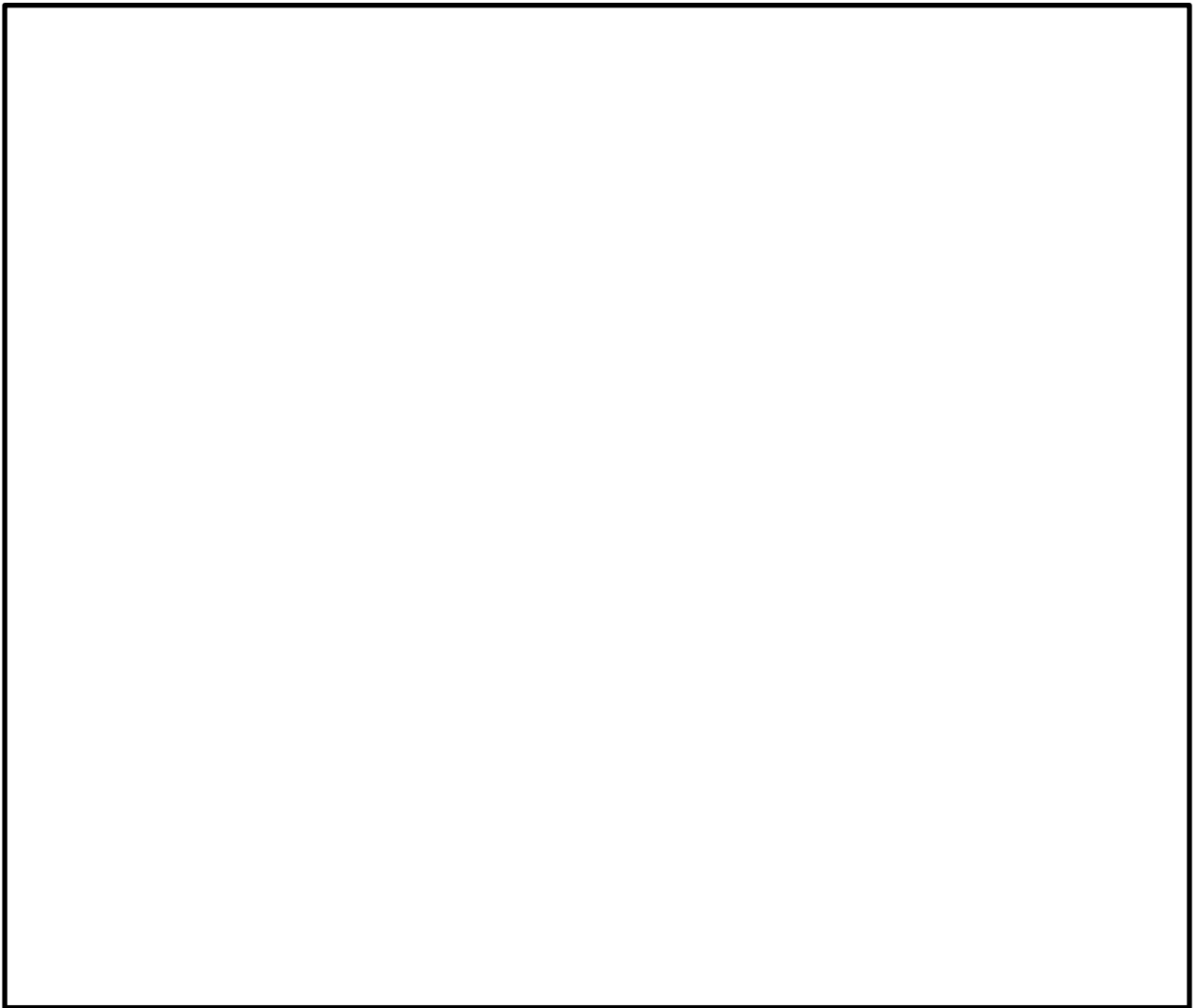
第 1.13-42 図 純水タンクから第 1 ベントフィルタスクラバ容器への
補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



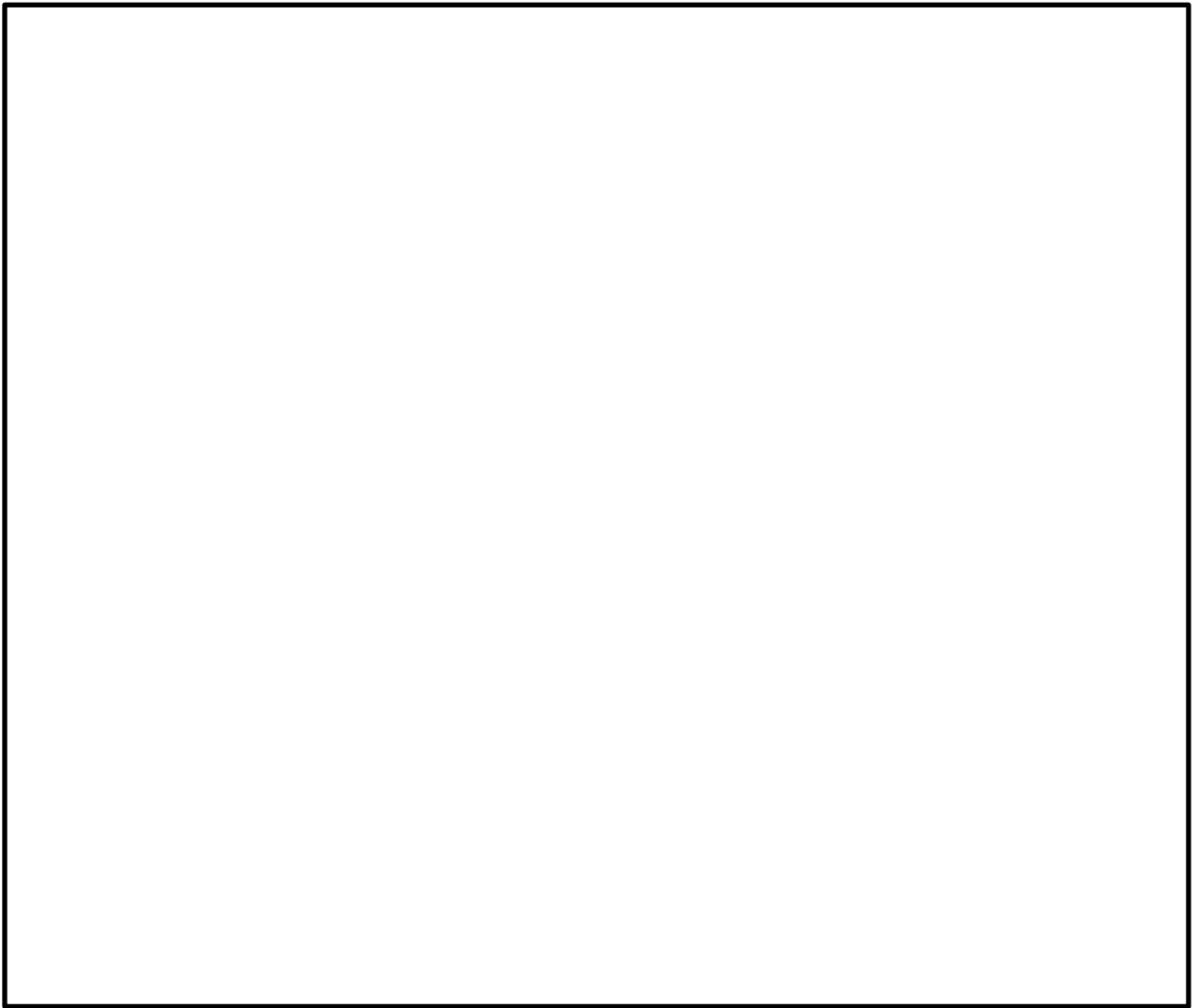
第 1.13-43 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は
大量送水車（2 台）による各種注水ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



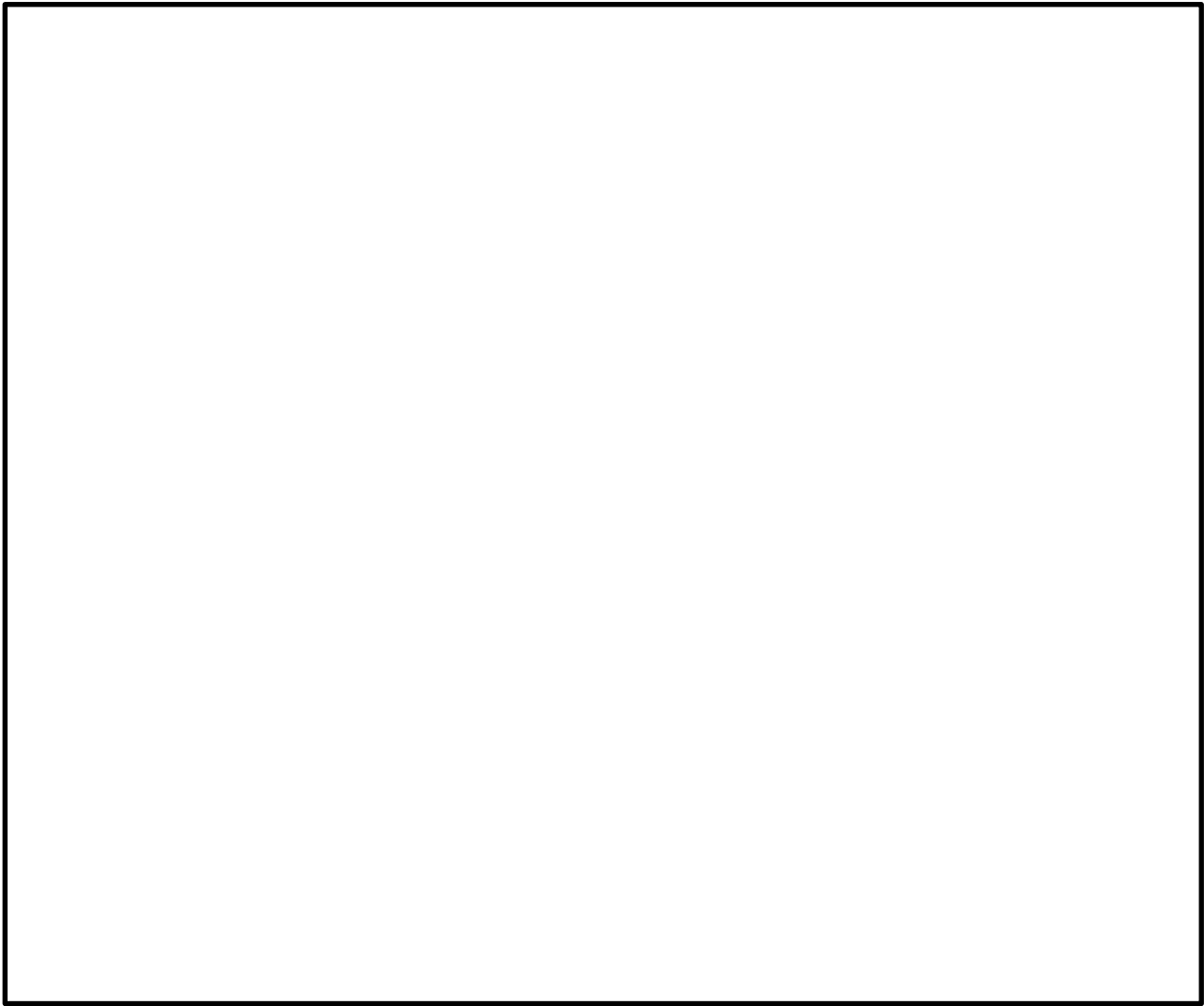
第 1.13-44 図 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした
大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



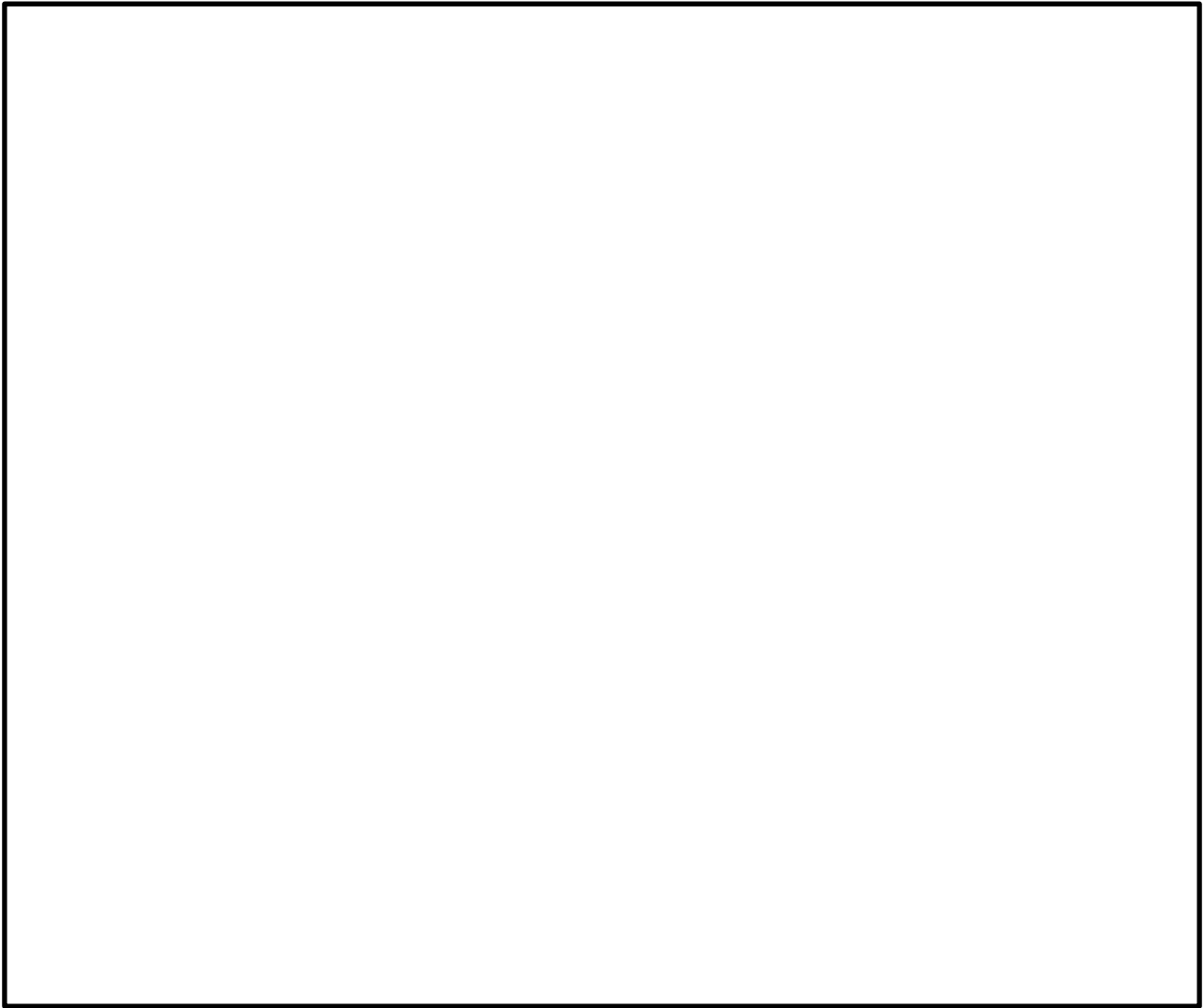
第 1.13-45 図 淡水タンクを水源とした大量送水車による
低圧原子炉代替注水槽への補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



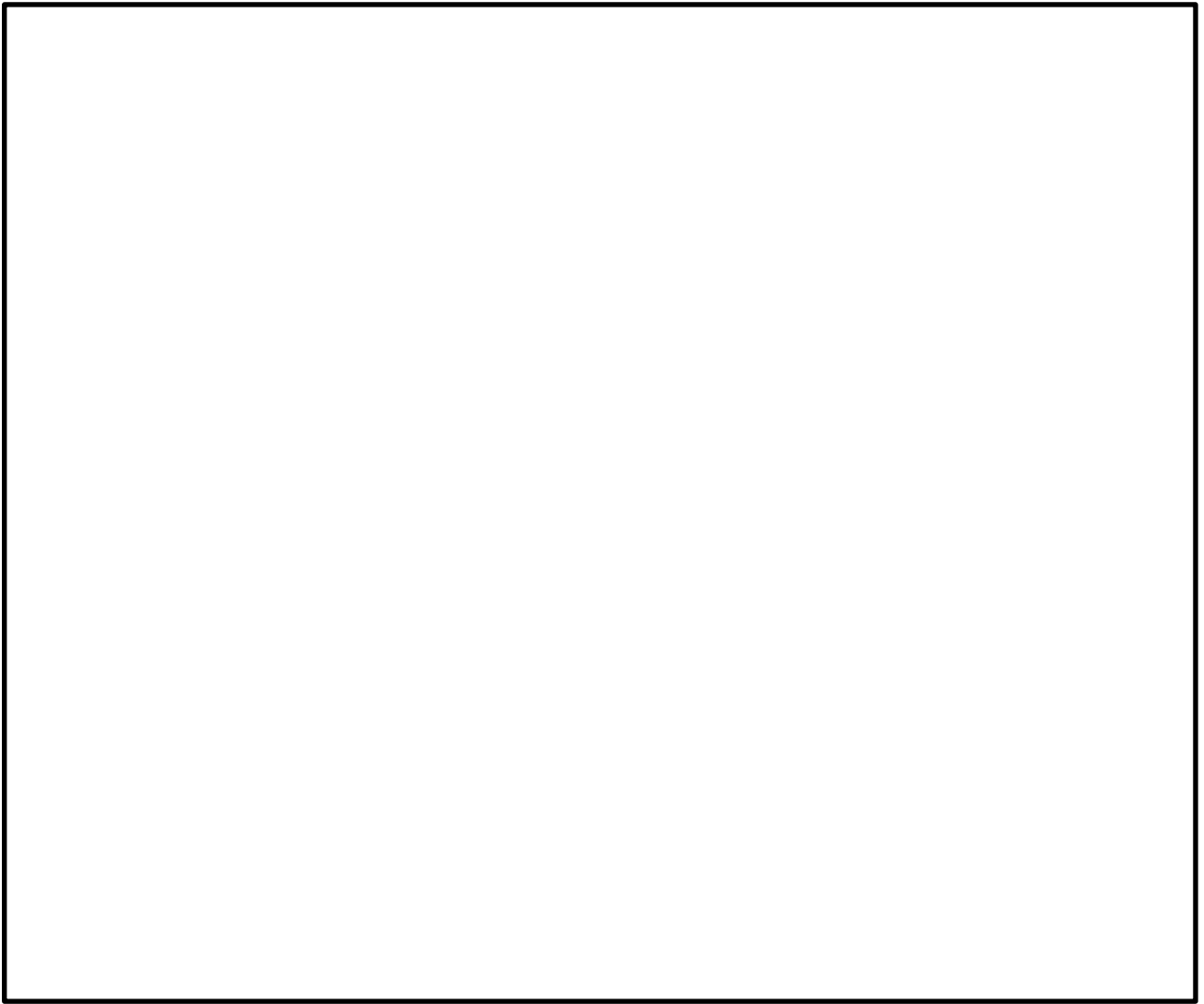
第 1.13-46 図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2 台）による低圧原子炉代替注水槽への補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



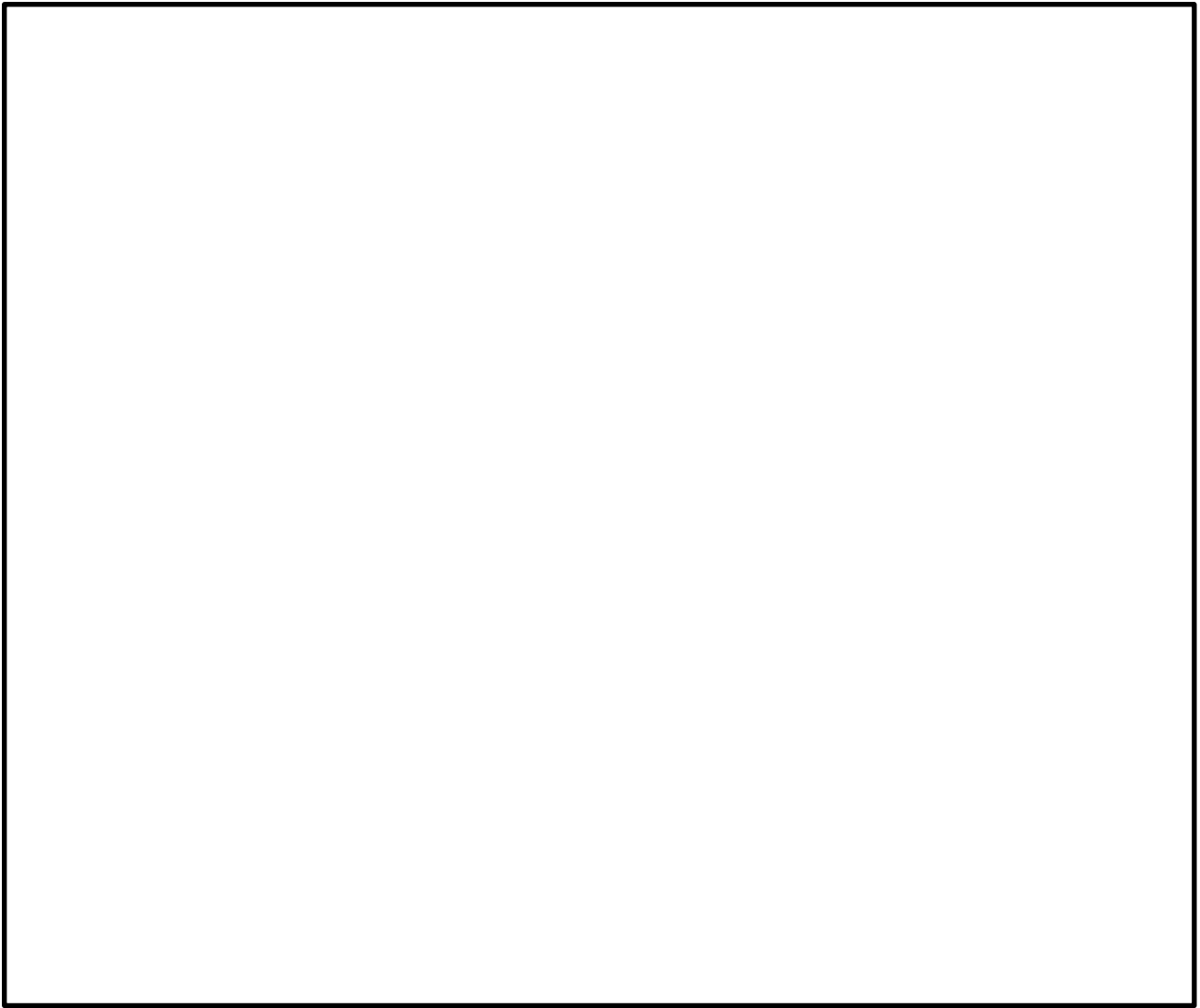
第 1.13-47 図 輪谷貯水槽（東 1）又は輪谷貯水槽（東 2）から
輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給
ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



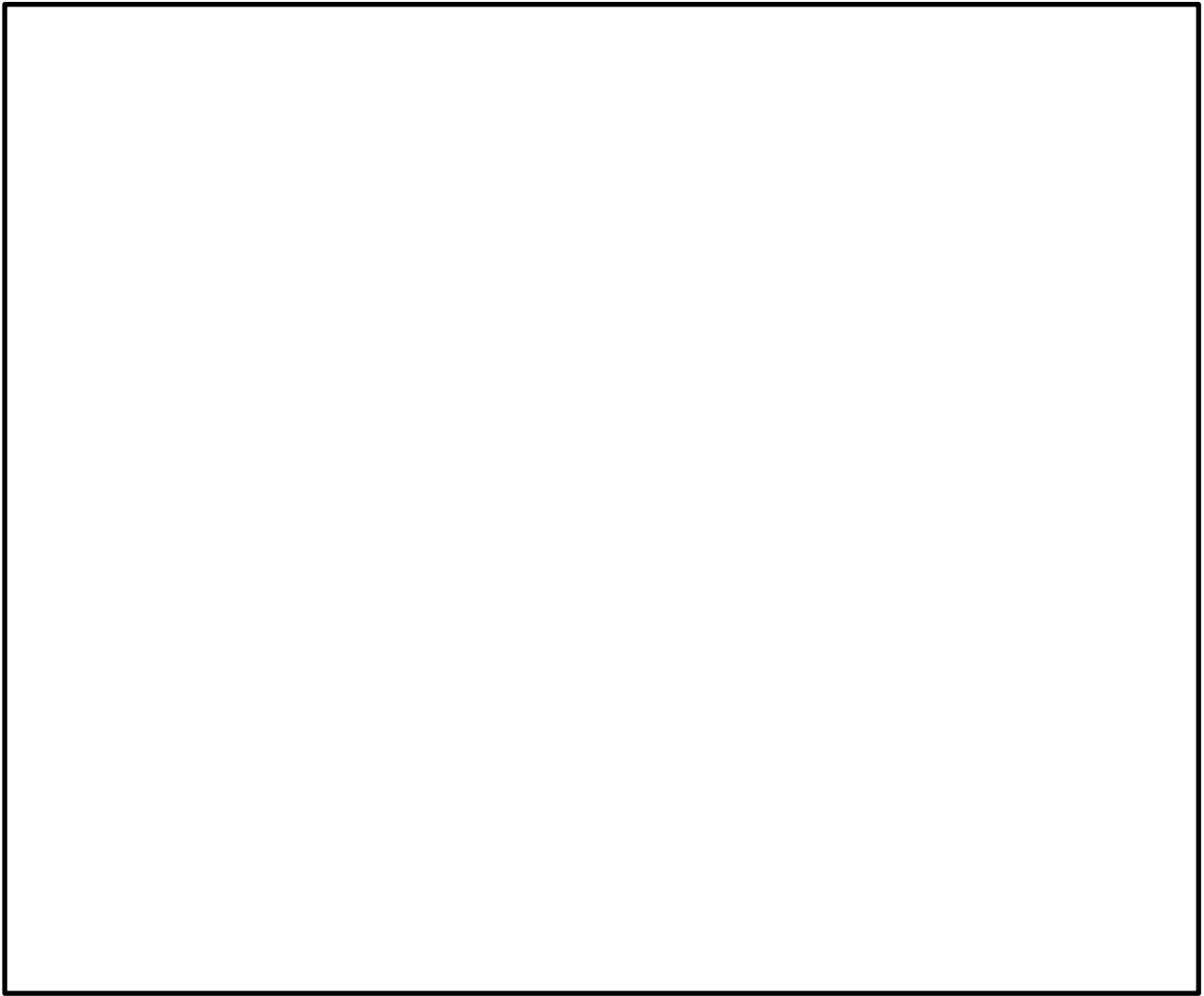
第 1.13-48 図 大型送水ポンプ車又は大量送水車による輪谷貯水槽（西 1）
又は輪谷貯水槽（西 2）への海水補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



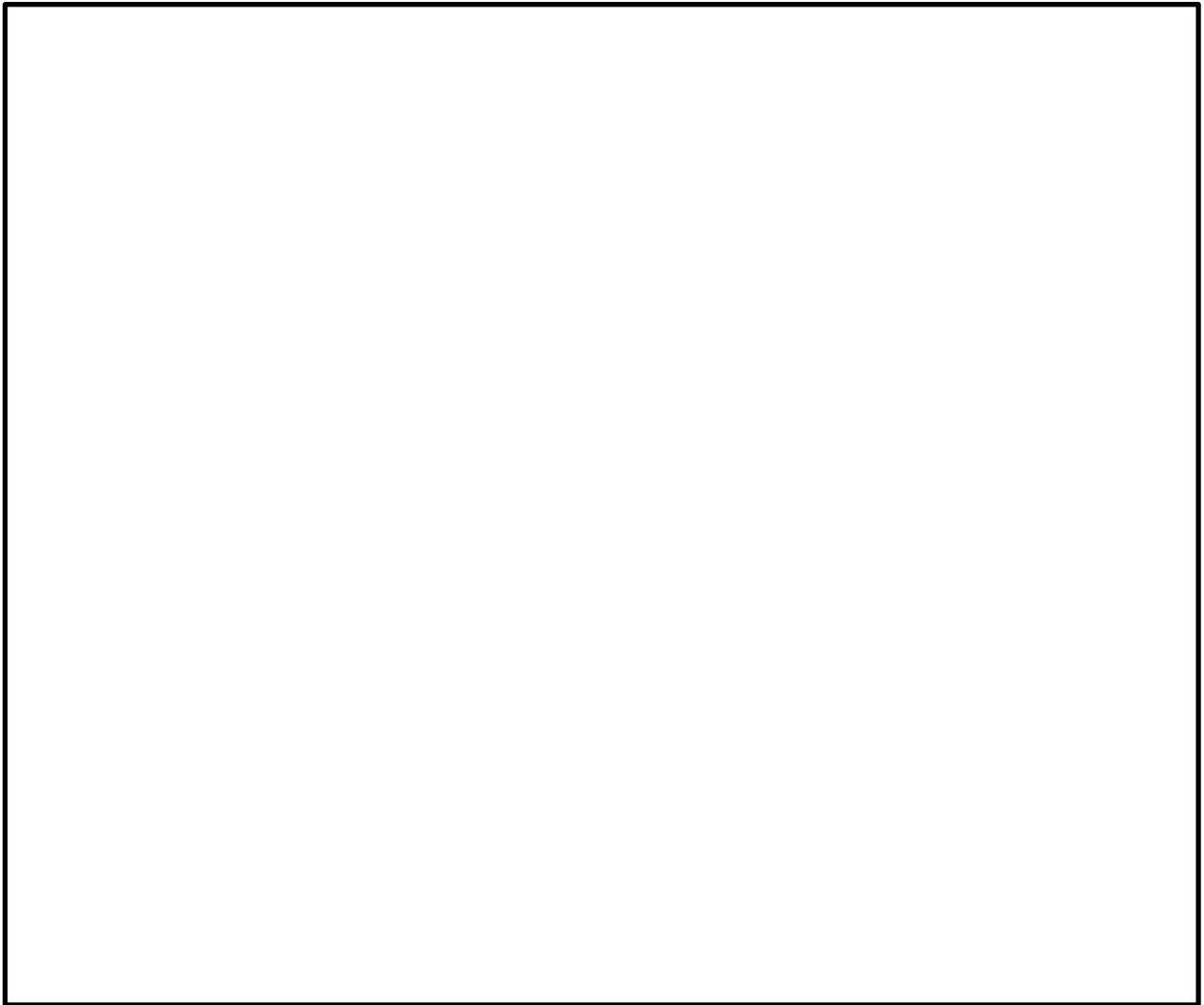
第 1.13-49 図 輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）を水源とした
大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.13-50 図 淡水タンクを水源とした大量送水車による
復水貯蔵タンクへの補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.13-51 図 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による
復水貯蔵タンクへの補給ルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

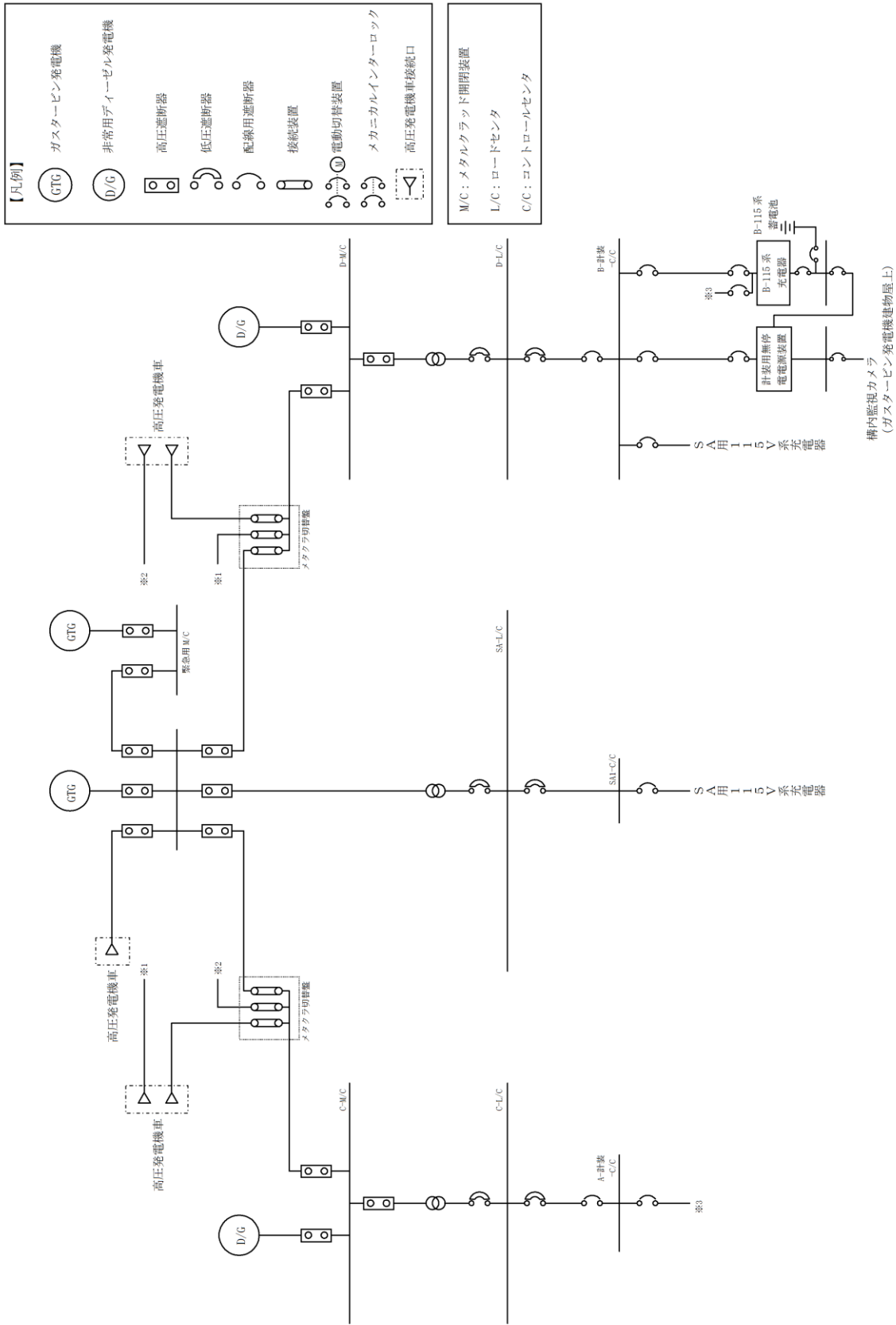


図1 対応手順として選定した設備の電源構成図 (交流電源)

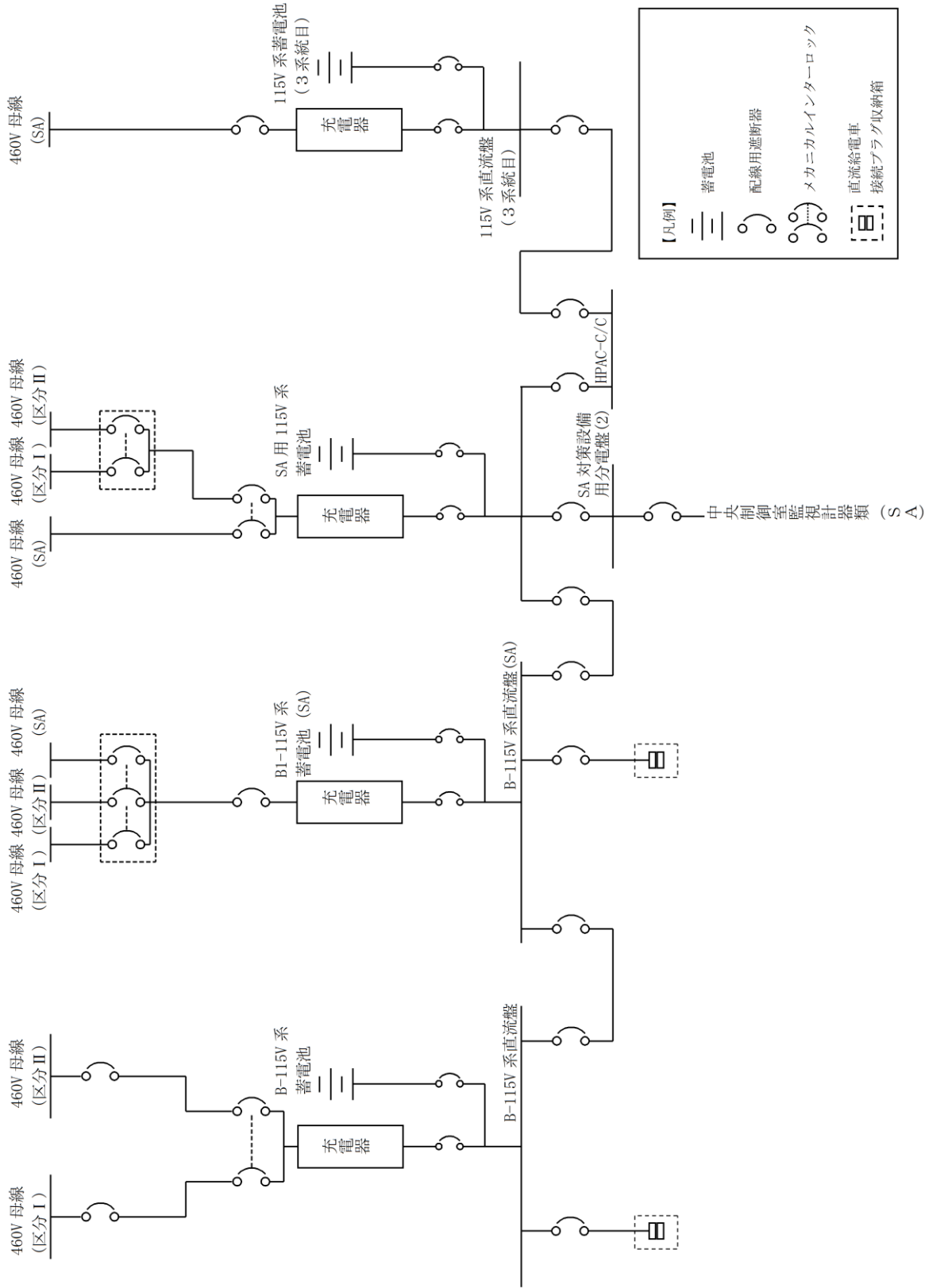


図2 対応手順として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

1.14 電源の確保に関する手順等

<目次>

1.14.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による給電

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備

(a) 代替直流電源設備による給電

(b) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備

(a) 代替所内電気設備による給電

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

d. 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手段及び設備

(a) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 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と自主対策設備

f. 手順等

1.14.2 重大事故等時の手順

1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順

(1) 代替交流電源設備による給電

a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電

b. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電

c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電

d. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電

1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

(1) 代替直流電源設備による給電

a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電

c. 可搬型直流電源設備による給電

d. 直流給電車による直流盤への給電

(2) 非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保

a. S A用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電

b. 非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電

(3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保

a. 号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電

1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順

(1) 代替所内電気設備による給電

a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるS Aロードセンタ及びS Aコントロールセンタ受電

1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順

(1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電

a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電

c. 号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用したM/C C系又はM/C D系受電

d. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電

e. 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C C系又はM/C D系受電

1.14.2.5 燃料の補給手順

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

(2) タンクローリから各機器等への給油

1.14.2.6 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順

(1) 非常用交流電源設備による給電

(2) 非常用直流電源設備による給電

1.14.2.7 その他の手順項目について考慮する手順

1.14.2.8 重大事故等時の対応手段の選択

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) ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
- (2) 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電
- (3) 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
- (4) 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電
- (5) 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
- (6) 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電
- (7) 可搬型直流電源設備による給電
- (8) 直流給電車による直流盤への給電
- (9) SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電
- (10) 非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電
- (11) 号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電
- (12) ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
- (13) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電
- (14) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給
- (15) タンクローリから各機器等への給油
- (16) 不要直流負荷（A系）の切離し

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 動的負荷自動起動防止措置

- (1) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M/C C系又はM/C D系）への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置
- (2) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M/C C系又はM/C D系）への給電時の中央制御室における動的負荷の自動起動防止措置

添付資料1.14.5 受電前準備操作対象リスト

- (1) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M/C C系）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
- (2) 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M/C D系）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
- (3) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M/C C系）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト
- (4) 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備（M/C D系）への給電時の現場による受電前準備操作対象リスト

添付資料1.14.6 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S A電源切替盤にて電源給電可能な設計基準事故対処設備の電動弁リスト

添付資料1.14.7 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

添付資料1.14.8 解釈一覧

(1) 判断基準の解釈一覧

(2) 操作手順の解釈一覧

(3) 操作の成立性の解釈一覧

添付資料1.14.9 所内常設直流電源設備（3系統目）を直流電源に追加する場合の有効性評価の変更の必要性について

下線は、今回の提出資料を示す。

1.14 電源の確保に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保

- a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。
- b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。
- c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。
- d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.14.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

外部電源が喪失した場合において、非常用高圧母線及び直流設備へ給電するための設計基準事故対処設備として、非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備を設置している。

また、非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備から供給された電力を各負荷へ分配するための設計基準事故対処設備として、非常用所内電気設備を設置している。

これらの設計基準事故対処設備のうち、非常用交流電源設備並びに非常用直流電源設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段並びに重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）を選定する（第1.14-1図）。

重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※1}を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第五十七条及び「技術基準規則」第七十二条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備及び重大事故等対処設備（設計基準拡張）である非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

非常用交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用ディーゼル発電機
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
- ・非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク
- ・非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線C系及びD系回路
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線H P C S系回路
- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）

- ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ
- ・非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁

非常用直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A-115V 系蓄電池
- ・ B-115V 系蓄電池
- ・ 高圧炉心スプレイ系蓄電池
- ・ A-原子炉中性子計装用蓄電池
- ・ B-原子炉中性子計装用蓄電池
- ・ B1-115V 系蓄電池 (SA)
- ・ 230V 系蓄電池 (RCIC)
- ・ A-115V 系充電器
- ・ B-115V 系充電器
- ・ 高圧炉心スプレイ系充電器
- ・ A-原子炉中性子計装用充電器
- ・ B-原子炉中性子計装用充電器
- ・ B1-115V 系充電器 (SA)
- ・ 230V 系充電器 (RCIC)
- ・ A-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路
- ・ B-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路
- ・ 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器～直流母線電路
- ・ A-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路
- ・ B-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路
- ・ B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び充電器～直流母線電路
- ・ 230V 系蓄電池 (RCIC) 及び充電器～直流母線電路

機能喪失原因対策分析の結果，設計基準事故対処設備の故障として，非常用高圧母線への交流電源による給電及び直流設備への直流電源による給電に使用する設備並びに非常用所内電気設備の故障を想定する。

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.14-1 表に整理する。

a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障により非常用高圧母線C系（以下「M/C C系」という。）、D系（以下「M/C D系」という。）及び高圧炉心スプレイ系（以下「M/C HPCS系」という。）への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

i 常設代替交流電源設備による給電

常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する手段がある。

また、原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び燃料プールの除熱を実施するため、常設代替交流電源設備を原子炉補機代替冷却系に接続し、給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-2図に示す。

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電機用サービスタンク
- ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路
- ・ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路
- ・ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路
- ・ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路
- ・高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路
- ・ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路
- ・高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路
- ・ガスタービン発電機用軽油タンク

なお、原子炉補機代替冷却系への給電の操作手順については、「1.5.2.2(1)a. 原子炉補機代替冷却系による除熱」にて整備する。

ii 号炉間電力融通電気設備による給電

号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の非常用高压母線から当該号炉の非常用高压母線C系又はD系までの電路を構築し、他号炉からの給電により、当該号炉の非常用高压母線を受電する手段がある。

号炉間電力融通電気設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-3図に示す。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）
- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高压母線A系～非常用高压母線C系電路
- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高压母線B系～非常用高压母線D系電路
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高压母線C系及びD系電路

なお、号炉間電力融通ケーブル（常設）は他号炉の常用高压母線と当該号炉の常用高压母線間にあらかじめ敷設し、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は屋内に配備する。

iii 可搬型代替交流電源設備による給電

可搬型代替交流電源設備を非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に接続し、給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-2図に示す。

- ・高压発電機車
- ・高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路
- ・高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高压母線C系及びD系電路
- ・高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路
- ・高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高压母線C系及びD系電路
- ・高压発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路
- ・緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高压母線C系及びD系電路
- ・高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路
- ・高压発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路
- ・緊急用メタクラ接続プラグ盤～SA1コントロールセンタ及びSA

2 コントロールセンタ電路

- ・ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁
- ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ホース
- ・タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路、ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路、ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路、ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路、ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路、ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路及びガスタービン発電機用軽油タンクは重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、高圧発電機車、高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線C系及びD系電路、高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線C系及びD系電路、高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路、緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路、緊急用メタクラ接続プラグ盤～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路、ガスタービン発電機用軽油タンク、ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、ホース及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備の故障で交流電源が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）
- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路
- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線C系及びD系電路

耐震性は確保されていないが、当該電路及び1号炉のディーゼル発電機の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備

(a) 代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の故障により充電器を経由した直流設備への給電ができない場合は、代替直流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

i 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

非常用交流電源設備の故障により充電器を経由した直流設備への給電ができない場合は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備により24時間にわたり直流設備へ給電する手段がある。

所内常設蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-5図に示す。

- ・ B-115V系蓄電池
- ・ B1-115V系蓄電池（SA）
- ・ 230V系蓄電池（RCIC）
- ・ SA用115V系蓄電池
- ・ B-115V系充電器
- ・ B1-115V系充電器（SA）
- ・ 230V系充電器（RCIC）
- ・ SA用115V系充電器
- ・ B-115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路
- ・ B1-115V系蓄電池（SA）及び充電器～直流母線電路

- ・ 230V 系蓄電池（R C I C）及び充電器～直流母線電路
- ・ S A用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路

また、共通要因によって非常用直流電源設備 A 系及び H P C S 系の安全機能と同時に機能が喪失することがないように物理的に分離を図った常設代替直流電源設備があり、その常設代替直流電源設備により重大事故等時の対応に必要な直流設備へ給電する手段がある。

常設代替直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14-5 図に示す。

- ・ S A用 115V 系蓄電池
- ・ S A用 115V 系充電器
- ・ S A用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路

ii 所内常設直流電源設備（3 系統目）による給電

全交流動力電源喪失時に可搬型直流電源設備等の準備が完了するまでに、直流母線電圧が常設代替直流電源設備の枯渇等により許容最低電圧値以上を維持できない場合、所内常設直流電源設備（3 系統目）により 24 時間にわたり直流設備へ給電する手段がある。

所内常設直流電源設備（3 系統目）による給電に使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14-5 図に示す。

- ・ 115V 系蓄電池（3 系統目）
- ・ 115V 系蓄電池（3 系統目）～直流母線電路

iii 可搬型直流電源設備による給電

非常用交流電源設備の故障、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3 系統目）の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は、高圧発電機車、代替所内電気設備及び充電器（B 1-115V 系充電器（S A）、S A用 115V 系充電器、230V 系充電器（常用））を組み合わせた可搬型直流電源設備により直流設備へ給電する手段がある。

可搬型直流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第 1. 14-2 図及び第 1. 14-5 図に示す。

- ・ 高圧発電機車
- ・ B 1-115V 系充電器（S A）
- ・ S A用 115V 系充電器
- ・ 230V 系充電器（常用）
- ・ 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路
- ・ 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～直流母線電路
- ・ 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）

電路

- ・ 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～直流母線電路
- ・ 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路
- ・ 緊急用メタクラ接続プラグ盤～直流母線電路
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁
- ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ ホース
- ・ タンクローリ

iv 直流給電車による給電

非常用交流電源設備の故障、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）の蓄電池の枯渇により直流設備への給電ができない場合は、直流給電車及び高圧発電機車の組合せにより直流設備へ給電する手段がある。

直流給電車による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-5図に示す。

- ・ 高圧発電機車
- ・ 直流給電車 115V
- ・ 直流給電車 230V
- ・ 高圧発電機車～直流給電車～直流給電車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路
- ・ 直流給電車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～直流母線電路
- ・ 高圧発電機車～直流給電車～直流給電車接続プラグ収納箱（廃棄物処理建物南側）電路
- ・ 直流給電車接続プラグ収納箱（廃棄物処理建物南側）～直流母線電路
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁
- ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ ホース
- ・ タンクローリ

(b) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保

交流電源及び直流電源の喪失により設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機が起動できない場合は、他号炉の非常用低圧母線から当該号炉の非常用低圧母線へ給電することにより非常用ディーゼル発電

機の起動に必要な直流電源（制御電源）を確保する手段がある。

号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・号炉間連絡ケーブル

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

所内常設蓄電式直流電源設備による給電で使用する設備のうち、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）、SA用115V系蓄電池、B-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）、SA用115V系充電器、B-115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路、B1-115V系蓄電池（SA）及び充電器～直流母線電路、230V系蓄電池（RCIC）及び充電器～直流母線電路、SA用115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

常設代替直流電源設備による給電で使用する設備のうち、SA用115V系蓄電池、SA用115V系充電器、SA用115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

所内常設直流電源設備（3系統目）による給電で使用する設備のうち、115V系蓄電池（3系統目）及び115V系蓄電池（3系統目）～直流母線電路は重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型直流電源設備による給電で使用する設備のうち、高圧発電機車、B1-115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器、230V系充電器（常用）、高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～直流母線電路、高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～直流母線電路、高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路、緊急用メタクラ接続プラグ盤～直流母線電路、ガスタービン発電機用軽油タンク、ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、ホース及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備の故障で直流電源が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であ

るため、自主対策設備として位置付ける。併せて、その理由を示す。

- ・ 直流給電車 115V
- ・ 直流給電車 230V
- ・ 高圧発電機車～直流給電車～直流給電車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路
- ・ 直流給電車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～直流母線電路
- ・ 高圧発電機車～直流給電車～直流給電車接続プラグ収納箱（廃棄物処理建物南側）電路
- ・ 直流給電車接続プラグ収納箱（廃棄物処理建物南側）～直流母線電路

全交流動力電源喪失時には代替交流電源設備による給電を優先して実施しているため、高圧発電機車は配備されており、可搬型直流電源設備としては、電路構成等により対応することが可能である。その状態に追加して直流給電車2台（直流給電車115V及び直流給電車230V）の配備が必要となり時間を要するが、重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。

- ・ 号炉間連絡ケーブル

号炉間融通によって確保できる電源の容量は小さく、使用用途及び使用条件が限定されるが、直流電源の喪失が原因で非常用ディーゼル発電機を起動することができない場合において、非常用ディーゼル発電機の起動のために必要な直流電源（制御電源）を確保するための手段として有効である。

c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備

(a) 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し、必要な設備へ給電できない場合又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合は、代替所内電気設備にて電路を確保し、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する手段がある。

なお、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備は、重大事故等が発生した場合において、共通要因で同時に機能を喪失することなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とする。

代替所内電気設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-2図に示す。

- ・ 緊急用メタクラ
- ・ メタクラ切替盤
- ・ 緊急用メタクラ接続プラグ盤
- ・ 高圧発電機車接続プラグ収納箱
- ・ SAロードセンタ
- ・ SA1コントロールセンタ

- ・ S A 2 コントロールセンタ
- ・ 充電器電源切替盤
- ・ S A 電源切替盤
- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤
- ・ 重大事故操作盤
- ・ 非常用高圧母線 C 系
- ・ 非常用高圧母線 D 系

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替所内電気設備による給電で使用する設備のうち、緊急用メタクラ、メタクラ切替盤、緊急用メタクラ接続プラグ盤、高圧発電機車接続プラグ収納箱、S A ロードセンタ、S A 1 コントロールセンタ、S A 2 コントロールセンタ、充電器電源切替盤、S A 電源切替盤、重大事故操作盤、非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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。併せて、その理由を示す。

- ・ 非常用コントロールセンタ切替盤

非常用コントロールセンタの一次側に接続するものの、非常用コントロールセンタに接続される全ての負荷に対して給電することができないため、非常用コントロールセンタ負荷の負荷抑制に時間を要するが、電路の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

d. 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手段及び設備

(a) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電

設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機の故障により M/C C 系及び D 系への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電にて炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保する。

i 常設代替交流電源設備による給電

常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する手段がある。

また、原子炉压力容器、原子炉格納容器及び燃料プールの除熱を実施するため、常設代替交流電源設備を原子炉補機代替冷却系に接続し、給電する手段がある。

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-2図に示す。

- ・ガスタービン発電機
- ・ガスタービン発電機用サービスタンク
- ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- ・ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁
- ・ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路
- ・ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路
- ・ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路
- ・ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路
- ・高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路
- ・ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路
- ・高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路
- ・ガスタービン発電機用軽油タンク

なお、原子炉補機代替冷却系への給電の操作手順については、「1.5.2.2(1)a. 原子炉補機代替冷却系による除熱」にて整備する。

ii 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からM/C C系又はM/C D系へ給電する手段がある。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系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1.14-4図に示す。

- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路

- ・高圧炉心スプレー補機冷却系(高圧炉心スプレー補機海水系を含む。)
- ・高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ
- ・高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁

iii 号炉間電力融通電気設備による給電

号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の非常用高圧母線から当該号炉の非常用高圧母線C系又はD系までの電路を構築し，他号炉からの給電により，当該号炉の非常用高圧母線を受電する手段がある。

号炉間電力融通電気設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-3図に示す。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）
- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路
- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線C系及びD系電路

なお，号炉間電力融通ケーブル（常設）は他号炉の常用高圧母線と当該号炉の常用高圧母線間にあらかじめ敷設し，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は屋内に配備する。

iv 可搬型代替交流電源設備による給電

可搬型代替交流電源設備を非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に接続し，給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を第1.14-2図に示す。

- ・高圧発電機車
- ・高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路
- ・高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路
- ・高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線C系及びD系電路
- ・高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路
- ・緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系電路

- ・ 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路
- ・ 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路
- ・ 緊急用メタクラ接続プラグ盤～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁
- ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ ホース
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用サービスタンク、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁、ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路、ガスタービン発電機～S Aロードセンタ電路、ガスタービン発電機～S Aロードセンタ～S A 1 コントロールセンタ電路、ガスタービン発電機～S Aロードセンタ～S A 2 コントロールセンタ電路、ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路、ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路及びガスタービン発電機用軽油タンクは重大事故等対処設備として位置付ける。

可搬型代替交流電源設備による給電で使用する設備のうち、高圧発電機車、高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線C系及びD系電路、高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線C系及びD系電路、高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路、緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路、緊急用メタクラ接続プラグ盤～S A 1 コントロールセンタ及びS A 2 コントロールセンタ電路、ガスタービン発電機用軽油タンク、ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁、非常用ディーゼル発電

機燃料貯蔵タンク，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク，ホース及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置付ける。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電で使用する設備のうち，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは重大事故等対処設備として位置付け，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料タンク，高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。），高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備の故障で交流電源が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線H P C S系～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線H P C S系～常用高圧母線A系～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路

耐震性は確保されていないが，常用高圧母線A系（及びB系）を経由する電路の健全性が確認でき，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全であり，かつ高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合において，事故対応時に必要な電源を確保するための手段として有効である。

- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）
- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路
- ・号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
- ・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線C系及びD系電路

耐震性は確保されていないが，当該電路及び1号炉のディーゼル発電機の健全性が確認できた場合において，重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

e. 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

重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、燃料補給設備により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。

- ・ガスタービン発電機用軽油タンク
- ・ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁
- ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
- ・ホース
- ・タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料補給設備による給油で使用する設備のうち、ガスタービン発電機用軽油タンク、ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク、ホース及びタンクローリは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料1.14.1)

以上の重大事故等対処設備により、重大事故等の対処で使用する設備の燃料を確保し、必要な期間運転を継続することができる。

f. 手順等

上記「a. 代替電源（交流）による対応手段及び設備」、「b. 代替電源（直流）による対応手段及び設備」、「c. 代替所内電気設備による対応手段及び設備」、「d. 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手段及び設備」及び「e. 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、運転員及び緊急時対策要員の対応として「事故時操作要領書（徴候ベース）」（以下「EOP」という。）、「原子力災害対策手順書」、「AM設備別操作要領書」に定める（第1.14-1表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.14-2表）。

さらに、他の条文にて選定した重大事故等対処設備と本条文にて選定した給電手段との関連性についても整理する。

(添付資料1.14.7)

1.14.2 重大事故等時の手順

1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順

(1) 代替交流電源設備による給電

a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電

送電線及び開閉所が破損又は破損する可能性のある大規模自然災害が発生した場合、並びに外部電源、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による給電が見込めない場合に、発電用原子炉及び燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なM/C C系及びM/C D系の電源を復旧する。なお、M/C D系受電を優先させ、その後にM/C C系へ給電する。

M/C C系及びD系受電操作完了後、A-115V系充電器盤、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤（SA）、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（RCIC）及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

代替交流電源設備によるM/C C系及びM/C D系への給電の優先順位は以下のとおり。

なお、原子炉建物西側又は原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱の選択は、操作内容及び想定時間は同一であるものの、原子炉建物南側エリアは、他の可搬型車両が優先的に配置されるため、他の可搬型車両との干渉及びケーブル敷設の作業性を考慮し、原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱を優先して使用する。

1. ガスタービン発電機
2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）
3. 高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）
4. 高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）
5. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）
6. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）

なお、優先2の手順については「b. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電」にて、優先3、優先4及び優先5の手順については「c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電」にて、優先6の手順については「d. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電」にて整備する。

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。なお、ガスタービン発電機への燃料補給は自動給油である。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源、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の機能喪失によりM/C C系、M/C D系及びM/C HPC S系へ給電できない場合。なお、ガスタービン発電機の現場起動については、ガスタービン発電機の中央制御室起動が失敗した場合及び要員が確保されている場合に、他の手段と同時並行で実施する。

(b) 操作手順

ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に、概要図を第1.14-8図に、タイムチャートを第1.14-9図に示す。

〔優先1. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電の場合〕

I. ガスタービン発電機の中央制御室からの起動

- ①^a当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員にガスタービン発電機の起動、緊急用メタクラ及びS A-L/Cの受電開始を指示する。
- ②^a中央制御室運転員Aは、緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器の「切」を確認した後、ガスタービン発電機を起動し、緊急用メタクラ及びS A-L/Cの受電を電圧確認により実施し、ガスタービン発電機の起動、緊急用メタクラ及びS A-L/Cの受電が開始されたことを当直副長に報告する。
- ③^a当直副長は、運転員にガスタービン発電機によるM/C D系への受電準備開始を指示する。
- ④^a中央制御室運転員Aは、受電前準備としてM/C D系、L/C D系及びC/C D系の動的機器の自動起動防止のため操作スイッチ（以下「CS」という。）を「停止引ロック」又は「停止」とする。
- ⑤^a現場運転員B及びCは、M/C D系及びL/C D系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、当直副長に受電準備完了を報告する。
- ⑥^a当直副長は、運転員にガスタービン発電機によるM/C D系の受電開始を指示する。
- ⑦^a現場運転員B及びCは、M/C D系の受電遮断器を「入」とし、M/C D系、L/C D系及びC/C D系の受電操作を実施する。
- ⑧^a中央制御室運転員Aは、M/C D系を受電するための緊急用メタクラの遮断器を「入」操作を実施する。
- ⑨^a現場運転員B及びCは、外観点検によりM/C D系、L/C D系及びC/C D系の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。

- ⑩^a 当直副長は、運転員にガスタービン発電機によるM/C C系への受電準備開始を指示する。
- ⑪^a 中央制御室運転員Aは、受電前準備としてM/C C系、L/C C系及びC/C C系の動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とする。
- ⑫^a 現場運転員B及びCは、M/C C系及びL/C C系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、当直副長にM/C C系の受電準備完了を報告する。
- ⑬^a 当直副長は、運転員にガスタービン発電機によるM/C C系の受電開始を指示する。
- ⑭^a 現場運転員B及びCは、M/C C系の受電遮断器を「入」とし、M/C C系、L/C C系及びC/C C系の受電操作を実施する。
- ⑮^a 中央制御室運転員Aは、M/C C系を受電するための緊急用メタクラの遮断器を「入」操作を実施する。
- ⑯^a 現場運転員B及びCは、外観点検によりM/C C系、L/C C系及びC/C C系の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告し、A-115V系充電器盤、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤、230V系充電器盤(RCID)及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

操作手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^a～と同様である。

II. ガスタービン発電機の現場からの起動

- ①^b 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由して、緊急時対策本部にガスタービン発電機の現場起動、緊急用メタクラ及びSA-L/Cの受電開始を依頼する。
- ②^b 緊急時対策本部は、緊急時対策要員にガスタービン発電機の現場起動、緊急用メタクラ及びSA-L/Cの受電開始を指示する。
- ③^b 緊急時対策要員は、緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器の「切」を確認した後、ガスタービン発電機を現場起動し、緊急用メタクラの受電を電圧確認により、SA-L/Cの受電を状態表示確認により実施し、ガスタービン発電機の現場起動、緊急用メタクラ及びSA-L/C受電完了を緊急時対策本部に報告する。
- ④^b 緊急時対策本部は、ガスタービン発電機の現場起動、緊急用メタクラ及びSA-L/C受電完了を当直長に報告する。
- ⑤^b 当直副長は、運転員にガスタービン発電機によるSA-L/Cの受電確認、M/C C系及びM/C D系への受電準備開始を指示する。
- ⑥^b 中央制御室運転員Aは、SA-L/Cの受電を電圧確認により実施した後、受電前準備としてM/C D系、L/C D系及びC/C D

系の動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とする。

- ⑦^b現場運転員B及びCは、M/C D系及びL/C D系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とする。
- ⑧^b中央制御室運転員Aは、受電前準備としてM/C C系、L/C C系及びC/C C系の動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とする。
- ⑨^b現場運転員B及びCは、M/C C系及びL/C C系の負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、当直副長にM/C C系の受電準備完了を報告する。
- ⑩^b当直副長は、運転員にガスタービン発電機によるM/C D系の受電開始を指示する。
- ⑪^b現場運転員B及びCは、M/C D系の受電遮断器を「入」とし、M/C D系、L/C D系及びC/C D系の受電操作を実施する。
- ⑫^b中央制御室運転員Aは、M/C D系を受電するための緊急用メタクラの遮断器を「入」操作を実施する。
- ⑬^b現場運転員B及びCは、外観点検によりM/C D系、L/C D系及びC/C D系の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告する。
- ⑭^b当直副長は、運転員にガスタービン発電機によるM/C C系の受電開始を指示する。
- ⑮^b現場運転員B及びCは、M/C C系の受電遮断器を「入」とし、M/C C系、L/C C系及びC/C C系の受電操作を実施する。
- ⑯^b中央制御室運転員Aは、M/C C系を受電するための緊急用メタクラの遮断器を「入」操作を実施する。
- ⑰^b現場運転員B及びCは、外観点検によりM/C C系、L/C C系及びC/C C系の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告し、A-115V系充電器盤、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤、230V系充電器盤(RCIC)及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

操作手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^a～と同様である。

(c) 操作の成立性

優先1の中央制御室操作でのガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機による給電開始まで10分以内で可能である。

- ・ガスタービン発電機によるM/C D系受電完了まで40分以内で可能である。
- ・ガスタービン発電機によるM/C C系受電完了まで1時間10分以内で可能である。

現場操作でのガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機による給電開始まで50分以内で可能である。
- ・ガスタービン発電機によるM/C D系受電完了まで1時間5分以内で可能である。
- ・ガスタービン発電機によるM/C C系受電完了まで1時間10分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(1))

b. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電

当該号炉で外部電源，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない場合において，号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用して他号炉のM/C C系又はM/C D系から当該号炉のM/C C系又はM/C D系までの電路を構成し，他号炉から給電することにより，発電用原子炉及び燃料プールの冷却，原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

また，他号炉で全交流動力電源が喪失し，当該号炉の電源が確保されている場合は，同様の手段により当該号炉から他号炉へ給電することが可能である。

なお，他号炉の常用高圧母線と当該号炉の常用高圧母線間にあらかじめ敷設する号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合は，屋内に配備する号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して電力融通を行う。

(a) 手順着手の判断基準

当該号炉で外部電源，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及びガスタービン発電機による給電ができない状況において，他号炉の非常用ディーゼル発電機A系又は非常用ディーゼル発電機B系が健全で電力融通が可能な場合。

(b) 操作手順

号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に，概要図を第1.14-10図に，タイムチャートを第1.14-11図に示す。

〔優先2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合〕

（当該号炉で全交流動力電源が喪失し，他号炉の非常用ディーゼル発電機A系から号炉間電力融通ケーブル（常設）による当該号炉のM/C C系又はM/C D系へ受電する場合）

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に号炉間電力融通ケーブル（常設）による他号炉の非常用ディーゼル発電機A系による当該号炉のM/C C系又はM/C D系の受電準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは，受電前準備として受電するM/C，L/C，C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とする。
- ③現場運転員B及びCは，受電前準備として受電するM/C，L/C，C/C負荷抑制のため，あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とする。

- ④中央制御室運転員Aは、号炉間電力融通に伴う受電遮断器のインターロック解除処置を実施する。
- ⑤現場運転員B及びCは、号炉間電力融通に伴う受電遮断器のインターロック解除処置を実施し、号炉間電力融通の受電準備が完了したことを当直副長に報告する。
- ⑥当直副長は、中央制御室運転員に号炉間電力融通ケーブル（常設）による他号炉の非常用ディーゼル発電機A系から当該号炉のM/Cへの給電開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、当該号炉の常用高圧母線の予備変受電遮断器及び非常用高圧母線の母線連絡遮断器の「入」操作を行う。
- ⑧中央制御室運転員Aは、他号炉の常用高圧母線及び非常用高圧母線の母線連絡操作及び予備変受電遮断器を「入」操作及び受電したM/Cの電圧確認を行い、給電が開始したことを当直副長に報告する。
- ⑨現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告し、充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

操作手順については、「1. 14. 2. 2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^aと同様である。

(c) 操作の成立性

優先2の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は1時間35分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1. 14. 2(2))

c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電

外部電源，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）によるM/C C系及びM/C D系への給電が見込めない場合，高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱又は緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続してM/C C系又はM/C D系を受電し，発電用原子炉及び燃料プールの冷却，原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を確保する。M/C C系又はM/C D系の受電完了後，A-115V系充電器盤，B-115V系充電器盤，B1-115V系充電器盤（SA），SA用115V系充電器盤，230V系充電器盤（RCIC）及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

また，上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については，「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機，ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電ができない場合。

(b) 操作手順

高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に，概要図を第1.14-12図に，タイムチャートを第1.14-13図から第1.14-15図に示す。

〔優先3．高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，当直長を經由して，緊急時対策本部に高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は，緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電準備開始を指示する。
- ③緊急時対策要員は，高圧発電機車を原子炉建物西側近傍に配置し，高圧発電機車の起動準備，高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱までの間に高圧発電機車のケーブルを敷設し，接続作業を行う。
- ④当直副長は，運転員に高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電準備開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは，受電前準備として受電するM/C，L/C，C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とする。

- ⑥現場運転員 B 及び C は、受電前準備として高圧発電機車による M/C、L/C、C/C への給電のための電路を構成し、M/C、L/C、C/C 負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、当直副長に M/C の受電準備完了を報告する。
 - ⑦緊急時対策要員は、メタクラ切替盤において受電する M/C への切替え作業をするとともに、絶縁抵抗測定により高圧発電機車から L/C 動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
 - ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に高圧発電機車による M/C の受電準備が完了したことを報告する。
 - ⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員に給電開始を指示する。
 - ⑩緊急時対策要員は、高圧発電機車を起動し、C/C 母線までの給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
 - ⑪当直副長は、運転員に受電した M/C、L/C、C/C の受電状態の確認を指示する。
 - ⑫中央制御室運転員 A は、受電した M/C の電圧確認を行う。
 - ⑬現場運転員 B 及び C は、外観点検により受電した M/C、L/C、C/C の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告し、充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。
- 操作手順については、「1. 14. 2. 2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^aと同様である。

〔優先 4. 高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による M/C C 系又は M/C D 系受電の場合〕

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に高圧発電機車による M/C C 系又は M/C D 系受電準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による M/C C 系又は M/C D 系受電準備開始を指示する。
- ③緊急時対策要員は、高圧発電機車を原子炉建物南側近傍に配置し、高圧発電機車の起動準備、高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱までの間に高圧発電機車のケーブルを敷設し、接続作業を行う。
- ④当直副長は、運転員に高圧発電機車による M/C C 系又は M/C D 系受電準備開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、受電前準備として受電する M/C、L/C、C/C の動的機器の自動起動防止のため CS を「停止引ロック」又は「停止」とする。

- ⑥現場運転員B及びCは、受電前準備として高圧発電機車によるM/C、L/C、C/Cへの給電のための電路を構成し、M/C、L/C、C/C負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、当直副長にM/Cの受電準備完了を報告する。
 - ⑦緊急時対策要員は、メタクラ切替盤において受電するM/Cへの切替え作業をするとともに、絶縁抵抗測定により高圧発電機車からL/C動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
 - ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に高圧発電機車によるM/Cの受電準備が完了したことを報告する。
 - ⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員に給電開始を指示する。
 - ⑩緊急時対策要員は、高圧発電機車を起動し、C/C母線までの給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
 - ⑪当直副長は、運転員に受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態の確認を指示する。
 - ⑫中央制御室運転員Aは、受電したM/Cの電圧確認を行う。
 - ⑬現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告し、充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。
- 操作手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^aと同様である。

[優先5. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電準備開始を指示する。
- ③緊急時対策要員は、高圧発電機車をガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）近傍に配置し、高圧発電機車の起動準備、高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤までの間に高圧発電機車のケーブルを敷設し、接続作業を行う。
- ④当直副長は、運転員に高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電準備開始を指示する。

- ⑤中央制御室運転員Aは、受電前準備として受電するM/C、L/C、C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とし、緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器の「切」を確認した後、M/Cを受電するための緊急用メタクラの遮断器を「入」操作し、当直副長にM/Cの受電準備完了を報告する。
 - ⑥現場運転員B及びCは、受電前準備として高圧発電機車によるM/C、L/C、C/Cへの給電のための電路を構成し、M/C、L/C、C/C負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とし、当直副長にM/Cの受電準備完了を報告する。
 - ⑦緊急時対策要員は、緊急用メタクラの受電遮断器を「入」操作するとともに、絶縁抵抗測定により高圧発電機車からL/C動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
 - ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に高圧発電機車によるM/Cの受電準備が完了したことを報告する。
 - ⑨緊急時対策本部は、緊急時対策要員に給電開始を指示する。
 - ⑩緊急時対策要員は、高圧発電機車を起動し、C/C母線までの給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
 - ⑪当直副長は、運転員に受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態の確認を指示する。
 - ⑫中央制御室運転員Aは、受電したM/Cの電圧確認を行う。
 - ⑬現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告し、充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。
- 操作手順については、「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^aと同様である。

(c) 操作の成立性

優先3の高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電完了まで4時間35分以内で可能である。

優先4の高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電

機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電完了まで4時間35分以内で可能である。

優先5の高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電操作(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電完了まで4時間40分以内で可能である。

緊急用メタクラ接続プラグ盤、原子炉建物西側及び原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱からメタクラ切替盤間のケーブルは常時敷設されており、ケーブル敷設作業が円滑に行うことが可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

高圧発電機車はプラント監視機能等を維持する上で必要な最低限度の電力を供給する。プラントの被災状況に応じて使用可能な設備の電源を供給する。

(添付資料1.14.2(3))

d. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電

当該号炉で外部電源，非常用ディーゼル発電機，高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル（常設）及び高压発電機車による給電ができない場合において，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して他号炉のM/C C系又はM/C D系から当該号炉のM/C C系又はM/C D系までの電路を構成し，他号炉から給電することにより，発電用原子炉及び燃料プールの冷却，原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

当該号炉で外部電源，非常用ディーゼル発電機，高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル（常設）及び高压発電機車による給電ができない状況において，他号炉の非常用ディーゼル発電機A系又は非常用ディーゼル発電機B系が健全で電力融通が可能な場合。

(b) 操作手順

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に，概要図を第1.14-16図に，タイムチャートを第1.14-17図に示す。

〔優先6. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合〕

（当該号炉で全交流動力電源が喪失し，他号炉の非常用ディーゼル発電機A系から号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による当該号炉のM/C C系又はM/C D系へ受電する場合）

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，当直長を經由して，緊急時対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による当該号炉のM/C C系又はM/C D系受電準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は，緊急時対策要員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による当該号炉のM/C C系又はM/C D系受電準備開始を指示する。
- ③緊急時対策要員は，当該号炉のM/C C系又はM/C D系から他号炉のM/C C系までの間にケーブルを敷設し，接続作業を行う。
- ④当直副長は，運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による他号炉の非常用ディーゼル発電機A系による当該号炉のM/C C系又はM/C D系受電準備開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは，受電前準備として受電するM/C，L/C，

C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とする。

- ⑥現場運転員B及びCは、受電前準備として受電するM/C、L/C、C/C負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」及び受電するM/Cの受電遮断器を「入」とし、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による他号炉の非常用ディーゼル発電機A系による当該号炉のM/C C系又はM/C D系受電準備が完了したことを当直副長に報告する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による他号炉の非常用ディーゼル発電機A系による当該号炉のM/C C系又はM/C D系受電準備が完了したことを報告する。
- ⑧緊急時対策要員は、当該号炉のM/C C系又はM/C D系から他号炉のM/C C系にケーブルを接続するとともに、絶縁抵抗測定により当該号炉のM/C C系又はM/C D系から他号炉のM/C C系までの間の電路の健全性を確認し、ケーブル接続完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、当直長に給電準備が完了したことを報告する。
- ⑩当直副長は、運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による他号炉の非常用ディーゼル発電機A系から当該号炉のM/Cへの給電開始を指示する。
- ⑪現場運転員B及びCは、他号炉の非常用高圧母線の遮断器の電源「入」操作を実施する。
- ⑫中央制御室運転員Aは、他号炉の非常用高圧母線の遮断器を「入」操作する。
- ⑬現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告し、充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

操作手順については、「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^aと同様である。

（当該号炉で全交流動力電源が喪失し、他号炉の非常用ディーゼル発電機B系から号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による当該号炉のM/C C系又はM/C D系へ受電する場合）

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による当該号炉のM/C C系又はM/C D系受電準備開始を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による当該号炉のM/C C系又はM/C D系受電準備開始を

指示する。

- ③緊急時対策要員は、当該号炉のM/C C系又はM/C D系から他号炉のM/C C系までの間にケーブルを敷設し、接続作業を行う。
- ④当直副長は、運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による他号炉の非常用ディーゼル発電機B系による当該号炉のM/C C系又はM/C D系受電準備開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、受電前準備として受電するM/C, L/C, C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とする。
- ⑥現場運転員B及びCは、受電前準備として受電するM/C, L/C, C/C負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」及び受電するM/Cの受電遮断器を「入」とし、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による他号炉の非常用ディーゼル発電機A系による当該号炉のM/C C系又はM/C D系受電準備が完了したことを当直副長に報告する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による他号炉の非常用ディーゼル発電機B系による当該号炉のM/C C系又はM/C D系受電準備が完了したことを報告する。
- ⑧緊急時対策要員は、当該号炉のM/C C系又はM/C D系から他号炉のM/C D系にケーブルを接続するとともに、絶縁抵抗測定により当該号炉のM/C C系又はM/C D系から他号炉のM/C D系までの間の電路の健全性を確認し、ケーブル接続完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、当直長に給電準備が完了したことを報告する。
- ⑩当直副長は、現場運転員に号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による他号炉の非常用ディーゼル発電機B系から当該号炉のM/Cへの給電開始を指示する。
- ⑪現場運転員B及びCは、他号炉の非常用高圧母線の遮断器の電源「入」操作を実施する。
- ⑫現場運転員B及びCは、他号炉の非常用高圧母線の遮断器を「入」操作する。
- ⑬現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C, L/C, C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直長に報告し、充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

操作手順については、「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^aと同様である。

(c) 操作の成立性

優先 6 の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員 1 名、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は 4 時間25分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1. 14. 2(4))

1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順

(1) 代替直流電源設備による給電

a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

外部電源，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の機能喪失，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル（常設），高圧発電機車及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による交流電源の復旧ができない場合，B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池（SA）から，24時間以上にわたり直流母線へ給電する。また，SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池（RCIC）については，負荷切離しなしで蓄電池にて24時間以上にわたり直流母線へ給電する。

外部電源，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の機能喪失後，充電器を経由した直流母線への給電から，B-115V系蓄電池，B1-115V系蓄電池（SA），SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池（RCIC）による直流母線への給電に自動で切り替わることを確認する。全交流動力電源喪失から8時間を経過した時点で，B-115V系直流盤の不要な負荷の切離しを実施する。その後，B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池（SA）による給電に切り替えることで，24時間以上にわたり直流母線へ給電する。

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備から直流母線へ給電している24時間以内に，ガスタービン発電機による給電の場合，M/C，L/C，C/CのC系及びD系を受電し，その後，A-115V系充電器盤，B-115V系充電器盤，B1-115V系充電器盤（SA），SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（RCIC）を受電して直流電源の機能を回復させる。

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備から直流母線へ給電している24時間以内に，号炉間電力融通ケーブル（常設），高圧発電機車又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電の場合，M/C，L/C，C/CのC系又はD系を受電し，その後，A-115V系充電器盤又はB-115V系充電器盤，B1-115V系充電器盤（SA），SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（RCIC）を受電して直流電源の機能を回復させる。

なお，蓄電池を充電する際は水素ガスが発生するため，バッテリー室の換気を確保した上で蓄電池の回復充電を実施する。また，ガスタービン発電機によるM/C，L/C，C/CのC系及びD系の受電完了後は，中央制御室監視計器C系及びD系の復旧を行う。号炉間電力融通ケーブル（常設），高圧発電機車又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）によるM/C，L/C，C/CのC系又はD系の受電完了後は，中央制御室監視計器C系又はD系の復旧を行う。

(a) 手順着手の判断基準

〔B-115V系蓄電池，B1-115V系蓄電池（SA），SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池（RCIC）による給電の判断基準〕

全交流動力電源喪失により、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(RCIC)の交流入力電源の喪失が発生した場合。

〔B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替えの判断基準〕

全交流動力電源喪失から8時間が経過した時点で、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル(常設)、高圧発電機車又は号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による給電操作が完了していない場合。又は全交流動力電源喪失後に、B-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合。

〔A-115V系充電器盤の受電及び中央制御室監視計器C系の復旧の判断基準〕

全交流動力電源喪失時に、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル(常設)、高圧発電機車又は号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による給電により、M/C、L/C、C/CのC系の受電が完了している場合。

〔B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(RCIC)の受電及び中央制御室監視計器D系の復旧の判断基準〕

全交流動力電源喪失時に、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル(常設)、高圧発電機車又は号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による給電により、M/C、L/C、C/CのD系の受電が完了している場合。

(b) 操作手順

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に、概要図を第1.14-18図から第1.14-20図に、タイムチャートを第1.14-21図から第1.14-27図に示す。なお、A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池による給電手順については、「1.14.2.6(2) 非常用直流電源設備による給電」にて整備する。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にB-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池(RCIC)による給電が開始されたことの確認を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、B-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)、SA用115V系充電器及び230V系充電器(RCIC)による給電が停止したことをM/C D系電圧にて確認し、当直副長に報告する。

- ③現場運転員B及びCは、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池(SA)、SA用115V系蓄電池及び230V系蓄電池(RCIC)による給電が開始され、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(RCIC)にて負荷電圧が規定電圧であることを確認し、当直副長に報告する。
- ④当直副長は、中央制御室運転員に8時間経過後の蓄電池切替え操作の時間的裕度を確保するため、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位高(レベル8)近傍まで上昇させた後、原子炉隔離時冷却系を停止するよう指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、8時間経過後の蓄電池切替え操作の時間的裕度を確保するため、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位高(レベル8)近傍まで上昇させた後、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ⑥当直副長は、現場運転員に全交流動力電源喪失から8時間を経過する時点でB-115V系蓄電池の不要な負荷の切離し及びB-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替えを指示する。なお、B-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合は、経過時間によらず、B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替えを指示する。
- ⑦現場運転員B及びCは、蓄電池の延命処置として全交流動力電源喪失から8時間を経過した時点で制御電源及び直流照明を除く直流負荷の切離しを実施する。
- ⑧現場運転員B及びCは、全交流動力電源喪失から8時間を経過した時点でB-115V系蓄電池による給電からB1-115V系蓄電池(SA)による給電への切替え操作を実施し、廃棄物処理建物地下中1階(非管理区域)のB1-115V系充電器盤(SA)蓄電池電圧指示値が規定電圧であることを確認し、切替え完了を当直副長に報告する。
- ⑨当直副長は、中央制御室運転員に原子炉隔離時冷却系の再起動を指示する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、原子炉隔離時冷却系を再起動する。
- ⑪^a当直副長は、蓄電池による給電開始から24時間経過するまでにガスタービン発電機によるM/C、L/C、C/CのC系及びD系の受電が完了したことを確認した場合、運転員に交流電源によるA-115V系充電器盤、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(RCIC)の受電開始を指示する。
- ⑪^b当直副長は、蓄電池による給電開始から24時間経過するまでに号炉間電力融通ケーブル(常設)、高圧発電機車又は号炉間電力融通ケーブル(可搬型)によるM/C、L/C、C/CのC系又はD系の受電が完了したことを確認した場合、運転員に交流電源によるA-115V系充

電器盤又はB-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(RCIC)の受電開始を指示する。

⑫^a A-115V系充電器盤受電の場合

当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量確認を依頼し、A-中央制御室排風機及びA-115V系充電器盤が使用可能か確認する。

⑬^a 緊急時対策本部は、ガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量を確認し、A-中央制御室排風機及びA-115V系充電器盤の使用可否を当直長に報告する。

⑭^a 当直副長は、緊急時対策本部からの報告で、A-中央制御室排風機及びA-115V系充電器盤が使用可能であれば、運転員にバッテリー室において、蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、A-中央制御室排風機によるバッテリー室の換気を指示する。

⑮^a 現場運転員B及びCは、A-中央制御室排風機を起動するための系統構成を実施する。

⑯^a 中央制御室運転員Aは、A-中央制御室排風機を起動し、バッテリー室が換気されたことを当直副長に報告する。

⑰^a 当直副長は、運転員にA-115V系充電器盤の受電開始を指示する。

⑱^a 現場運転員B及びCは、C/C C系の遮断器を「入」操作し、廃棄物処理建物1階(非管理区域)のA-115V系充電器盤の運転状態及び充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認するとともに、給電が開始したことを当直副長に報告する。

⑲^a 当直副長は、L/C C系及びL/C D系復旧完了後、運転員に中央制御室監視計器の復旧開始を指示する。

⑳^a 現場運転員B及びCは、中央制御室監視計器C系の遮断器操作又は受電確認を実施し、中央制御室監視計器電源が復旧されたことを確認し、当直副長に報告する。

㉑^a 現場運転員B及びCは、中央制御室監視計器D系の遮断器操作又は受電確認を実施し、中央制御室監視計器電源が復旧されたことを確認し、当直副長に報告する。

㉒^a 中央制御室運転員Aは、中央制御室にて中央制御室監視計器が復旧されたことを状態表示にて確認し、当直副長に報告する。

⑫^b B-115V系充電器盤受電の場合

当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の

負荷容量確認を依頼し、B－中央制御室排風機及びB－115V系充電器盤が使用可能か確認する。

- ⑬^b 緊急時対策本部は、ガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量を確認し、B－中央制御室排風機及びB－115V系充電器盤の使用可否を当直長に報告する。
- ⑭^b 当直副長は、緊急時対策本部からの報告で、B－中央制御室排風機及びB－115V系充電器盤が使用可能であれば、運転員にバッテリー室において、蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、B－中央制御室排風機によるバッテリー室の換気を指示する。
- ⑮^b 現場運転員B及びCは、B－中央制御室排風機を起動するための系統構成を実施する。
- ⑯^b 中央制御室運転員Aは、B－中央制御室排風機を起動し、バッテリー室が換気されたことを当直副長に報告する。
- ⑰^b 当直副長は、運転員にB－115V系充電器盤の受電開始を指示する。
- ⑱^b 現場運転員B及びCは、C/C D系の遮断器を「入」操作し、廃棄物処理建物地下中1階（非管理区域）のB－115V系充電器盤の運転状態及び充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認するとともに、給電が開始したことを当直副長に報告する。

B－115V系充電器盤受電完了後、中央制御室監視計器の復旧を実施する。

操作手順については、「A－115V系充電器盤受電の場合」の操作手順⑲^a～⑳^aと同様である。

⑫^c B 1－115V系充電器盤（S A）受電の場合

当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量確認を依頼し、B－中央制御室排風機及びB 1－115V系充電器盤（S A）が使用可能か確認する。

- ⑬^c 緊急時対策本部は、ガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量を確認し、B－中央制御室排風機及びB 1－115V系充電器盤（S A）の使用可否を当直長に報告する。
- ⑭^c 当直副長は、緊急時対策本部からの報告で、B－中央制御室排風機及びB 1－115V系充電器盤（S A）が使用可能であれば、運転員にバッテリー室において、蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、B－中央制御室排風機によるバッテリー室の換気を指示する。
- ⑮^c 現場運転員B及びCは、B－中央制御室排風機を起動するための系統構成を実施する。
- ⑯^c 中央制御室運転員Aは、B－中央制御室排風機を起動し、バッテリー室が換気されたことを当直副長に報告する。

⑰^c 当直副長は、運転員に B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) の受電開始を指示する。

⑱^c 現場運転員 B 及び C は、C / C D 系の遮断器を「入」操作し、廃棄物処理建物地下中 1 階 (非管理区域) の B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) の運転状態及び充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認するとともに、給電が開始したことを当直副長に報告する。

B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) 受電完了後、中央制御室監視計器の復旧を実施する。

操作手順については、「A - 115V 系充電器盤受電の場合」の操作手順⑲^a ~ ⑳^a と同様である。

⑫^d S A 用 115V 系充電器盤受電の場合

当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量確認を依頼し、B - 中央制御室排風機及び S A 用 115V 系充電器盤が使用可能か確認する。

⑬^d 緊急時対策本部は、ガスタービン発電機、他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量を確認し、B - 中央制御室排風機及び S A 用 115V 系充電器盤の使用可否を当直長に報告する。

⑭^d 当直副長は、緊急時対策本部からの報告で、B - 中央制御室排風機及び S A 用 115V 系充電器盤が使用可能であれば、運転員にバッテリー室において、蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため、B - 中央制御室排風機によるバッテリー室の換気を指示する。

⑮^d 現場運転員 B 及び C は、B - 中央制御室排風機を起動するための系統構成を実施する。

⑯^d 中央制御室運転員 A は、B - 中央制御室排風機を起動し、バッテリー室が換気されたことを当直副長に報告する。

⑰^d 当直副長は、運転員に S A 用 115V 系充電器盤の受電開始を指示する。

⑱^d 現場運転員 B 及び C は、C / C D 系の遮断器を「入」操作し、廃棄物処理建物地下中 1 階 (非管理区域) の S A 用 115V 系充電器盤の運転状態及び充電器電圧指示値が規定電圧であることを 1 確認するとともに、給電が開始したことを当直副長に報告する。

S A 用 115V 系充電器盤受電完了後、中央制御室監視計器の復旧を実施する。

操作手順については、「A - 115V 系充電器盤受電の場合」の操作手順⑲^a ~ ⑳^a と同様である。

⑫^e 230V 系充電器盤 (R C I C) 受電の場合

当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタ

ービン発電機，他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量確認を依頼し，B－中央制御室排風機及び230V系充電器盤（R C I C）が使用可能か確認する。

⑬°緊急時対策本部は，ガスタービン発電機，他号炉の非常用ディーゼル発電機又は高圧発電機車の負荷容量を確認し，B－中央制御室排風機及び230V系充電器盤（R C I C）の使用可否を当直長に報告する。

⑭°当直副長は，緊急時対策本部からの報告で，B－中央制御室排風機及び230V系充電器盤（R C I C）が使用可能であれば，運転員にバッテリー室において，蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため，B－中央制御室排風機によるバッテリー室の換気を指示する。

⑮°現場運転員B及びCは，B－中央制御室排風機を起動するための系統構成を実施する。

⑯°中央制御室運転員Aは，B－中央制御室排風機を起動し，バッテリー室が換気されたことを当直副長に報告する。

⑰°当直副長は，運転員に230V系充電器盤（R C I C）の受電開始を指示する。

⑱°現場運転員B及びCは，C/C D系の遮断器を「入」操作し，廃棄物処理建物地下中1階（非管理区域）の230V系充電器盤（R C I C）の運転状態及び充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認するとともに，給電が開始したことを当直副長に報告する。

230V系充電器盤（R C I C）受電完了後，中央制御室監視計器の復旧を実施する。

操作手順については，「A－115V系充電器盤受電の場合」の操作手順⑲^a～⑳^aと同様である。

(c) 操作の成立性

B－115V系蓄電池，B 1－115V系蓄電池（S A），S A用115V系蓄電池及び230V系蓄電池（R C I C）による給電は，現場運転員2名にて直流母線（B－115V系直流盤，B－115V系直流盤（S A），S A対策設備用分電盤（2）及び230V系直流盤（R C I C））へ自動で給電されることを確認する。中央制御室近傍での電圧確認であるため，速やかに対応ができる。

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電操作は，中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ B－115V系蓄電池からB 1－115V系蓄電池（S A）受電切替え完了及び不要負荷切離し操作完了まで30分以内で可能である。
- ・ A－115V系充電器盤受電完了まで20分以内で可能である。
- ・ B－115V系充電器盤受電完了まで20分以内で可能である。
- ・ B 1－115V系充電器盤（S A）受電完了まで20分以内で可能である。

- ・ S A用115V系充電器盤受電完了まで20分以内で可能である。
- ・ 230V系充電器盤（R C I C）受電完了まで20分以内で可能である。
- ・ 中央制御室監視計器C系及びD系復旧まで40分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1. 14. 2(5))

b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電

全交流動力電源喪失時に可搬型直流電源設備等の準備が完了するまでに、直流母線電圧がSA用115V系蓄電池の枯渇等により許容最低電圧値以上を維持できない場合に、所内常設直流電源設備（3系統目）である115V系蓄電池（3系統目）から、24時間にわたり直流母線へ給電する。

115V系蓄電池（3系統目）によるSA対策設備用分電盤（2）への給電については、負荷切離しなしで115V系蓄電池（3系統目）から24時間以上にわたり直流母線へ給電する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源、非常用ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失時に可搬型直流電源設備等の準備が完了するまでに、直流母線電圧がSA用115V系蓄電池の枯渇等により直流母線電圧が許容最低電圧値以上を維持できない場合。

(b) 操作手順

所内常設直流電源設備（3系統目）による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に、概要図を第1.14-28図に、タイムチャートを第1.14-29図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に115V系蓄電池（3系統目）によるSA対策設備用分電盤（2）への給電を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、115V系直流盤（3系統目）のHPAC直流コントロールセンタ用遮断器の「入」操作を実施し、当直副長に報告する。
- ③現場運転員B及びCは、SA用115V系充電器盤の出力遮断器を「切」操作し、当直副長に報告する。
- ④中央制御室運転員Aは、HPAC直流コントロールセンタの115V系直流盤（3系統目）用遮断器の「入」操作を実施し、当直副長に報告する。
- ⑤現場運転員B及びCは、廃棄物処理建物地下中1階（非管理区域）のSA対策設備用分電盤（2）の運転状態及び電圧指示値が規定電圧であることを確認するとともに、給電が開始したことを当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

所内常設直流電源設備（3系統目）による給電操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからSA対策設備用分電盤（2）受電完了まで20分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2.(6))

c. 可搬型直流電源設備による給電

外部電源、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の機能喪失時に、B 1-115V系蓄電池(SA)、230V系蓄電池(RCIC)、SA用115V系蓄電池又は115V系蓄電池(3系統目)による給電ができない場合に、可搬型直流電源設備(高圧発電機車及び充電器盤(B 1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(常用)))により直流電源を必要な機器に給電する。

可搬型直流電源設備による給電(高圧発電機車によるSA低圧母線、充電器盤への給電)の優先順位は以下のとおり。

1. 高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)
2. 高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)
3. 高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、24時間以内にガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル(常設)又は号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による給電操作が完了する見込みがない場合。

(b) 操作手順

可搬型直流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に、概要図を第1.14-30図及び第1.14-31図に、タイムチャートを第1.14-32図から第1.14-34図に示す。

なお、高圧発電機車によるSAコントロールセンタ受電の操作手順については「1.14.2.3(1)a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電」の操作手順のうち、「高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電」の操作手順と同様であるため、当該手順にて実施する。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧発電機車による充電器盤(B 1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(常用))への給電準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に高圧発電機車による充電器盤(B 1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(常用))への給電準備を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車による充電器盤

(B1-115V系充電器盤(SA), SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(常用))への給電準備開始を指示する。

- ④中央制御室運転員A及び緊急時対策要員は、充電器盤(B1-115V系充電器盤(SA), SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(常用))の受電に先立ち、「1.14.2.3(1)a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電」の操作手順のうち、「高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電」の操作手順にてSAコントロールセンタの受電を実施する。
- ⑤現場運転員B及びCは、仮設ケーブル接続のためC/C C系又はC/C D系の負荷「中央制御室排風機」の遮断器を「切」とし、当直副長に報告する。
- ⑥緊急時対策要員は、SAコントロールセンタから中央制御室排風機用のC/C C系又はC/C D系に仮設ケーブルを敷設する。
- ⑦現場運転員B及びCは、A-中央制御室排風機又はB-中央制御室排風機を起動するための系統構成を実施する。
- ⑧緊急時対策要員は、SAコントロールセンタから中央制御室排風機用のC/C C系又はC/C D系に仮設ケーブルを接続するとともに、絶縁抵抗測定によりSAコントロールセンタから中央制御室排風機用のC/C C系又はC/C D系までの間の電路の健全性を確認し、仮設ケーブル接続完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、当直長に給電準備が完了したことを報告する。
- ⑩当直副長は、現場運転員に中央制御室排風機の電源の復旧を指示する。
- ⑪現場運転員B及びCは、仮設ケーブルを接続したSAコントロールセンタの遮断器を「入」とし、中央制御室排風機の電源が復旧したことを当直副長に報告する。
- ⑫当直副長は、中央制御室運転員に中央制御室排風機の起動操作を指示する。
- ⑬中央制御室運転員Aは、中央制御室排風機を起動し、バッテリー室が換気されたことを確認し、起動操作が完了したことを当直副長に報告する。
- ⑭当直副長は、現場運転員にSAコントロールセンタから充電器盤への給電開始を指示する。

なお、充電器盤(SA用115V系充電器盤)受電前に、「1.14.2.2(1)b. 所内常設直流電源設備(3系統目)による給電」を実施していた場合は、充電器盤(SA用115V系充電器盤)による給電への切替えを運転員に指示する。
- ⑮中央制御室運転員A、現場運転員B及びCは、充電器盤(SA用115V系充電器盤)受電前に、「1.14.2.2(1)b. 所内常設直流電源設備(3

系統目)による給電」を実施していた場合は、充電器盤(SA用115V系充電器盤)による給電への切替えを実施する。

- ⑩現場運転員B及びCは、充電器切替盤にて「C/C C系又はC/C D系」から「SAコントロールセンタ」へ受電切替え操作を行い、充電器盤(B1-115V系充電器盤(SA), SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤(常用))の運転状態及び充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認するとともに、給電が開始したことを当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

優先1の高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電完了まで5時間10分以内で可能である。

優先2の高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電完了まで5時間10分以内で可能である。

優先3の高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)による給電完了まで5時間50分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(7))

d. 直流給電車による直流盤への給電

外部電源、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の機能喪失時、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）が機能喪失した場合で、かつ可搬型直流電源設備による直流電源の給電ができない場合に、直流給電車をB-115V系直流盤、230V系直流盤（RCIC）、B-115V系直流盤（SA）及び230V系直流盤（常用）に接続し、直流電源を給電する。

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後、24時間以内にガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電操作が完了する見込みがない場合において、可搬型直流電源設備による給電ができない場合。

(b) 操作手順

直流給電車による直流盤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1.14-6図に、概要図を第1.14-35図に、タイムチャートを第1.14-36図及び第1.14-37図に示す。

〔優先1. 廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電〕

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤（RCIC）への給電準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤（RCIC）への給電準備開始を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に直流給電車（廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続）によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤（RCIC）への給電準備開始を指示する。
- ④現場運転員B及びCは、直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤（RCIC）への給電準備のためB-115V系充電器盤及び230V系充電器盤（RCIC）の出力遮断器を「切」とし、当直副長にB-115V系直流盤及び230V系直流盤（RCIC）への給電前準備完了を報告する。
- ⑤緊急時対策要員は、直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤（RCIC）への給電準備として直流電路の回路構成、高圧発電機車及び直流給電車の起動準備を行い、緊急時対策本部に給電準備完了を報告する。

- ⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電準備が完了したことを緊急時対策本部へ報告するとともに、給電開始を依頼する。
- ⑦緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車の起動及び直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電開始を指示する。
- ⑧緊急時対策要員は、高圧発電機車の起動後、直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電操作を実施し、給電が開始したことを緊急時対策本部へ報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、当直長に直流給電車によるB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電が開始したことを報告する。
- ⑩当直副長は、現場運転員にB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)の電圧確認を指示する。
- ⑪現場運転員B及びCは、外観点検によりB-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)への給電状況に異常がないこと及び電圧指示値が規定電圧であることの確認を行い、給電が開始されたことを当直副長に報告する。

〔優先2．原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電〕

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に直流給電車によるB-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)への給電準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に直流給電車によるB-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)への給電準備開始を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に直流給電車(原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続)によるB-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)への給電準備開始を指示する。
- ④現場運転員B及びCは、直流給電車によるB-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)への給電準備のためB1-115V系充電器盤(SA)及び230V系充電器盤(常用)の出力遮断器を「切」とし、当直副長にB-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)への給電前準備完了を報告する。
- ⑤緊急時対策要員は、直流給電車によるB-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)への給電準備として直流電路の回路構成、高圧発電機車及び直流給電車の起動準備を行い、緊急時対策本部に給電準備完了を報告する。
- ⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、直流給電車によるB-115V

- 系直流盤（S A）及び 230V 系直流盤（常用）への給電準備が完了したことを緊急時対策本部へ報告するとともに、給電開始を依頼する。
- ⑦緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車の起動及び直流給電車による B-115V 系直流盤（S A）及び 230V 系直流盤（常用）への給電開始を指示する。
 - ⑧緊急時対策要員は、高圧発電機車の起動後、直流給電車による B-115V 系直流盤（S A）及び 230V 系直流盤（常用）への給電操作を実施し、給電が開始したことを緊急時対策本部へ報告する。
 - ⑨緊急時対策本部は、当直長に直流給電車による B-115V 系直流盤（S A）及び 230V 系直流盤（常用）への給電が開始したことを報告する。
 - ⑩当直副長は、現場運転員に B-115V 系直流盤（S A）及び 230V 系直流盤（常用）の電圧確認を指示する。
 - ⑪現場運転員 B 及び C は、外観点検により B-115V 系直流盤（S A）及び 230V 系直流盤（常用）への給電状況に異常がないこと及び電圧指示値が規定電圧であることの確認を行い、給電が開始されたことを当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

優先 1 の廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電操作は、現場運転員 2 名、緊急時対策要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから直流給電車による B-115V 系直流盤及び 230V 系直流盤（R C I C）への給電完了まで 4 時間 15 分以内で可能である。

優先 2 の原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電操作は、現場運転員 2 名、緊急時対策要員 3 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから直流給電車による B-115V 系直流盤（S A）及び 230V 系直流盤（常用）への給電完了まで 4 時間 15 分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1. 14. 2(8))

(2) 非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保

a. SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電

外部電源、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の機能喪失時に、M/C D系への給電のため、SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤への給電を実施し、M/C D系の受電遮断器の制御電源を確保する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源、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の機能喪失時、SA用115V系蓄電池の電圧が規定電圧である場合で、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル（常設）、高圧発電機車又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）によるM/C D系への給電が可能となった場合。

(b) 操作手順

SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に、概要図を第1.14-38図に、タイムチャートを第1.14-39図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員にSA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電準備開始を指示する。
- ②現場運転員B及びCは、B-115V系直流盤の負荷抑制として、B-115V系直流盤にてM/C D系遮断器制御電源以外の負荷の遮断器を「切」とする。
- ③現場運転員B及びCは、SA用115V系蓄電池からB-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池（SA）へ放電させないために、B-115V系蓄電池及びB1-115V系蓄電池（SA）の遮断器を「切」とする。
- ④現場運転員B及びCは、SA用115V系充電器盤のB-115V系直流盤（SA）の遮断器並びにB-115V系直流盤（SA）のSA用115V系充電器盤受電遮断器及びB-115V系直流盤の遮断器を「入」操作し、当直副長にB-115V系直流盤受電準備完了を報告する。
- ⑤当直副長は、現場運転員にSA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤の受電開始を指示する。
- ⑥現場運転員B及びCは、B-115V系直流盤にてB-115V系直流盤（SA）の遮断器を「入」とし、B-115V系直流盤受電を実施する。
- ⑦現場運転員B及びCは、廃棄物処理建物1階（非管理区域）のSA用115V系充電器盤蓄電池電圧指示値が規定電圧であることを確認し、受電完了を当直副長に報告する。
- ⑧当直副長は、運転員にM/C D系の受電操作開始を指示する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、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B-115V系直流盤受電完了まで30分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(9))

b. 非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電

外部電源，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用直流電源喪失後，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル（常設），高圧発電機車又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電が可能な場合，M/C C系を受電後，A-115V系充電器盤からA-115V系直流盤へ給電し，遮断器の制御電源を確保する。

なお，M/C C系の受電時に，M/C C系の受電遮断器の制御電源が喪失している場合には，手動にて遮断器を投入後，受電操作を実施する。

また，給電手段，電路構成及びM/C C系受電前準備については「1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電」，「1.14.2.1(1) b. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電」，「1.14.2.1(1) c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電」及び「1.14.2.1(1) d. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電」と同様である。

代替交流電源設備によるM/C C系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）
3. 高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）
4. 高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）
5. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）
6. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）

(a) 手順着手の判断基準

A-115V系直流盤の電圧が喪失した場合で，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル（常設），高圧発電機車又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）のいずれかの手段によるM/C C系への給電のための電路構成，M/C C系受電前準備及び起動操作が完了している場合。

(b) 操作手順

非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に，概要図を第1.14-40図から第1.14-42図に，タイムチャートを第1.14-43図から第1.14-46図に示す。

なお，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル（常設），高圧発電機車又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）のいずれかの手段によるM

／C C系への給電のための電路構成，M／C C系受電前準備及び起動操作については「1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM／C C系及びM／C D系受電」，「1.14.2.1(1) b. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM／C C系又はM／C D系受電」，「1.14.2.1(1) c. 高圧発電機車によるM／C C系又はM／C D系受電」又は「1.14.2.1(1) d. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM／C C系又はM／C D系受電」の操作手順にて実施し，その後，本手順を実施する。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にA-115V系直流盤受電準備開始を指示する。
- ②現場運転員B及びCは，M／C C系の受電遮断器を手動操作にて「入」とし，当直長にM／C C系の受電準備完了を報告する。号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した給電の場合，M／C C系の母線連絡遮断器及びM／C A系の受電遮断器を手動操作にて「入」とし，当直副長にM／C C系の受電準備完了を報告する。

〔優先1. ガスタービン発電機によるA-115V系直流盤受電の場合〕

- ③^a当直副長は，ガスタービン発電機による給電が可能な場合は，運転員にM／C C系への給電開始を指示する。
- ④^a中央制御室運転員Aは，ガスタービン発電機からM／C C系へ給電するための緊急用メタクラの遮断器を「入」とし，ガスタービン発電機から給電が開始されたことを当直副長に報告する。
- ⑤^a現場運転員B及びCは，外観点検によりM／C，L／C，C／CのC系の受電状態に異常がないことを確認後，当直副長に報告するとともに，A-115V系充電器盤の受電を開始する。

操作手順については，「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^aと同様である。

〔優先2. 号炉間電力融通ケーブル（常設）によるA-115V系直流盤受電の場合〕

- ③^b当直副長は，号炉間電力融通ケーブル（常設）による電力融通が可能な場合は，運転員にM／C C系への電力融通開始を指示する。
- ④^b中央制御室運転員Aは，他号炉の常用高圧母線及び非常用高圧母線の母線連絡及び予備変受電の遮断器を「入」とし，号炉間電力融通ケーブル（常設）による電力融通を開始する。
- ⑤^b現場運転員B及びCは，外観点検によりM／C，L／C，C／CのC系の受電状態に異常がないことを確認後，当直副長に報告するとともに，A-115V系充電器盤の受電を開始する。

操作手順については，「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及

び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^a～と同様である。

〔優先 3. 高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による A-115V 系直流盤受電の場合〕

- ③^c 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電が可能な場合は、緊急時対策本部に M/C C 系の受電開始を依頼する。
- ④^c 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による M/C C 系の受電開始を指示する。
- ⑤^c 緊急時対策要員は、高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電を実施し、高圧発電機車から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑥^c 緊急時対策本部は、当直長に高圧発電機車による M/C C 系への給電が開始したことを報告する。
- ⑦^c 当直副長は、運転員に高圧発電機車による M/C C 系への給電が開始されたことの確認を指示する。
- ⑧^c 中央制御室運転員 A は、受電した M/C の電圧確認を行う。
- ⑨^c 現場運転員 B 及び C は、外観点検により M/C, L/C, C/C の C 系の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告するとともに、A-115V 系充電器盤の受電を開始する。

操作手順については、「1. 14. 2. 2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^a～と同様である。

〔優先 4. 高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による A-115V 系直流盤受電の場合〕

- ③^d 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電が可能な場合は、緊急時対策本部に M/C C 系の受電開始を依頼する。
- ④^d 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による M/C C 系の受電開始を指示する。
- ⑤^d 緊急時対策要員は、高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電を実施し、高圧発電機車から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑥^d 緊急時対策本部は、当直長に高圧発電機車による M/C C 系への給電が開始したことを報告する。
- ⑦^d 当直副長は、運転員に高圧発電機車による M/C C 系への給電が開始されたことの確認を指示する。

- ⑧^d 中央制御室運転員Aは、受電したM/Cの電圧確認を行う。
- ⑨^d 現場運転員B及びCは、外観点検によりM/C、L/C、C/CのC系の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告するとともに、A-115V系充電器盤の受電を開始する。

操作手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^a～と同様である。

〔優先5. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるA-115V系直流盤受電の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）〕

- ③^e 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）による給電が可能な場合は、緊急時対策本部にM/C C系の受電開始を依頼する。
- ④^e 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるM/C C系の受電開始を指示する。
- ⑤^e 緊急時対策要員は、高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）による給電を実施し、高圧発電機車から給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑥^e 緊急時対策本部は、当直長に高圧発電機車によるM/C C系への給電が開始したことを報告する。
- ⑦^e 当直副長は、運転員に高圧発電機車によるM/C C系への給電が開始されたことの確認を指示する。
- ⑧^e 中央制御室運転員Aは、受電したM/Cの電圧確認を行う。
- ⑨^e 現場運転員B及びCは、外観点検によりM/C、L/C、C/CのC系の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告するとともに、A-115V系充電器盤の受電を開始する。

操作手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^a～と同様である。

〔優先6. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）によるA-115V系直流盤受電の場合〕

- ③^f 当直副長は、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による電力融通が可能な場合は、運転員に当該号炉のM/C C系への電力融通開始を指示する。
- ④^f 現場運転員B及びCは、他号炉の非常用高圧母線の遮断器を「入」

とし、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による電力融通を開始する。

⑤^f 中央制御室運転員Aは、受電したM/Cの電圧確認を行う。

⑥^f 現場運転員B及びCは、外観点検により当該号炉のM/C, L/C, C/CのC系の受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告するとともに、A-115V系充電器盤の受電を開始する。

操作手順については、「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑫^aと同様である。

(c) 操作の成立性

上記優先1の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからガスタービン発電機によるA-115V系直流盤受電完了まで1時間25分以内で可能である。

上記優先2の操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから号炉間電力融通ケーブル(常設)によるA-115V系直流盤受電完了まで1時間45分以内で可能である。

上記優先3, 優先4及び優先5の操作は、中央制御室運転員1名, 現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続), 高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)又は高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続)(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)によるA-115V系直流盤受電完了まで1時間30分以内で可能である。

上記優先6の操作は、中央制御室運転員1名, 現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから号炉間電力融通ケーブル(可搬型)によるA-115V系直流盤受電完了まで1時間50分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(10))

(3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保

a. 号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電

当該号炉で外部電源喪失及び非常用直流電源設備の機能喪失により非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源（制御電源）を確保できない場合において、他号炉のC/Cから号炉間連絡ケーブルを使用して当該号炉のA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤を受電し、非常用ディーゼル発電機の起動に必要な直流電源（制御電源）を確保する。

また、他号炉で外部電源喪失及び非常用直流電源設備が機能喪失し、当該号炉の電源が確保されている場合は、同様の手段により当該号炉から他号炉へ給電することが可能である。

(a) 手順着手の判断基準

直流電源の喪失により非常用ディーゼル発電機が起動できず、外部電源、ガスタービン発電機、号炉間電力融通ケーブル（常設）、高圧発電機車及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電が不可能な状況において、他号炉のL/C C系又はL/C D系の電圧が正常で他号炉のC/C C系又はC/C D系からの給電が可能である場合。

(b) 操作手順

号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に、概要図を第1.14-47図に、タイムチャートを第1.14-48図に示す。

（本手順は、当該号炉で外部電源喪失並びに非常用直流電源設備が機能喪失した状況において、他号炉のC/C C系又はC/C D系から号炉間連絡ケーブルを使用して当該号炉のA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤を受電する操作手順を示す。）

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に他号炉のC/C C系又はC/C D系を經由した当該号炉のA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤の受電準備を指示する。
- ②現場運転員B及びCは、バッテリー室換気のための空調機電源が確保できないため、A-115V系蓄電池又はB-115V系蓄電池の遮断器を「切」とする。
- ③現場運転員B及びCは、当該号炉のC/C C系及びA-115V系直流盤の受電前準備、又はC/C D系及びB-115V系直流盤の受電前準備としてC/C C系又はC/C D系の負荷抑制のためにあらかじめ定められた負荷の遮断器を「切」とし、当直副長に受電準備完了を報告する。
- ④当直副長は、現場運転員に他号炉のC/C C系又はC/C D系による当該号炉のC/C C系又はC/C D系への給電開始を指示す

る。

- ⑤現場運転員B及びCは、他号炉のC/C C系又はC/C D系の母線連絡ラインの遮断器を「入」とし、当該号炉への給電を開始したことを当直副長に報告する。
- ⑥当直副長は、他号炉のC/C C系又はC/C D系による当該号炉のC/C C系又はC/C D系への給電完了後、現場運転員に交流電源によるA-115V系充電器盤又はB-115V系充電器盤の受電開始を指示する。
- ⑦現場運転員B及びCは、A-115V系充電器盤又はB-115V系充電器盤へ給電するための遮断器を「入」とし、廃棄物処理建物1階（非管理区域）のA-115V系充電器盤充電器電圧指示値及びA-115V系直流盤電圧指示値又は廃棄物処理建物地下中1階（非管理区域）のB-115V系充電器盤充電器電圧指示値及びB-115V系直流盤電圧指示値が規定電圧であることにより確認するとともに、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、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他号炉のC/Cによる当該号炉A-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電完了まで55分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(11))

1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順

(1) 代替所内電気設備による給電

a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電

非常用所内電気設備であるM/C C系及びM/C D系が機能喪失した場合、又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合に、ガスタービン発電機又は高圧発電機車から代替所内電気設備へ給電することで、発電用原子炉の冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

なお、負荷への給電にあたっては、SA電源切替盤及び非常用コントロールセンタ切替盤の双方が健全であれば、SA電源切替盤での給電を優先して使用する。

代替交流電源設備によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ（以下「SA-L/C及びSA-C/C」という。）への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）
3. 高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）
4. 高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。なお、ガスタービン発電機への燃料補給については、自動給油である。

(a) 手順着手の判断基準

非常用所内電気設備であるM/C C系及びM/C D系が機能喪失した場合、又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合で、ガスタービン発電機又は高圧発電機車からSA-L/C及びSA-C/Cへ給電が可能な場合。なお、ガスタービン発電機の現場起動については、ガスタービン発電機の中央制御室起動が失敗した場合及び要員が確保されている場合に、他の手段と同時並行で実施する。

(b) 操作手順

ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSA-L/C及びSA-C/C受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図に、概要図を第1.14-49図に、タイムチャートを第1.14-50図から第1.14-53図に示す。

〔優先1. ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合〕

I. ガスタービン発電機の中央制御室からの起動

- ①^a当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員にガスタービン発電機の起動、緊急用メタクラ及びSA-L/Cの受電開始を指示する。
- ②^a中央制御室運転員Aは、緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器の「切」を確認した後、ガスタービン発電機を起動し、緊急用メタクラ及びSA-L/Cの受電を電圧確認により実施し、ガスタービン発電機の起動、緊急用メタクラ及びSA-L/Cの受電が開始されたことを当直副長に報告する。
- ③^a当直副長は、SA電源切替盤による給電の場合には、現場運転員にSA電源切替盤による負荷への給電開始を指示する。
当直副長は、非常用コントロールセンタ切替盤による給電の場合には、運転員に非常用コントロールセンタ切替盤による給電開始を指示する。
- ④^a現場運転員B及びCは、SA電源切替盤による給電の場合には、SA電源切替盤にて各電動弁電源を「SA側」へ切替えを行い、切替え作業完了を当直副長へ報告し、非常用コントロールセンタ切替盤による給電の場合には、不要な負荷の切離しを行い、切離し作業完了を当直副長へ報告する。
中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤による給電の場合には、CSで非常用コントロールセンタ切替盤の切替え及び不要な負荷のCSを「停止引ロック」又は「停止」を行い、切替え作業完了を当直副長へ報告する。
- ⑤^a中央制御室運転員Aは、電動弁の電源が復旧したことを状態表示ランプにて確認する。

II. ガスタービン発電機の現場からの起動

- ①^b当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部にガスタービン発電機の現場起動、緊急用メタクラ及びSA-L/Cの受電開始を依頼する。
- ②^b緊急時対策本部は、緊急時対策要員にガスタービン発電機の現場起動、緊急用メタクラ及びSA-L/Cの受電開始を指示する。
- ③^b緊急時対策要員は、緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器の「切」を確認した後、ガスタービン発電機を現場起動し、緊急用メタクラの受電を電圧確認により、SA-L/Cの受電を状態表示確認により実施し、ガスタービン発電機の現場起動、緊急用メタクラ及びSA-L/C受電完了を緊急時対策本部に報告する。
- ④^b緊急時対策本部は、ガスタービン発電機の現場起動、緊急用メタク

ラ及びSA-L/C受電完了を当直長に報告する。

- ⑤^b 当直副長は、中央制御室運転員にSA-L/Cの受電確認を指示する。
- ⑥^b 中央制御室運転員Aは、SA-L/Cの電圧確認を行い、ガスタービン発電機から給電が開始されたことを当直副長に報告する。
SA電源切替盤又は非常用コントロールセンタ切替盤による負荷への受電操作手順については、「ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合」の操作手順③^a～⑤^aと同様である。

[優先2. 高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合]

- ①^c 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電準備開始を指示する。
- ②^c 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/Cへの給電を依頼する。
- ③^c 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/Cへの給電準備開始を指示する。
- ④^c 中央制御室運転員Aは、緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器の「切」を確認した後、緊急用メタクラの非常用高圧母線用遮断器の「入」操作を行い、当直副長にSA-L/C及びSA-C/Cの受電準備完了を報告する。
- ⑤^c 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に緊急用メタクラ、SA-L/C及びSA-C/Cの受電準備が完了したことを報告する。
- ⑥^c 緊急時対策要員は、高圧発電機車を原子炉建物西側近傍に配置し、高圧発電機車の起動準備、高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱までの間に高圧発電機車のケーブルを敷設し、接続作業を行う。
- ⑦^c 緊急時対策要員は、メタクラ切替盤において給電する緊急用メタクラへの切替え作業をするとともに、絶縁抵抗測定により高圧発電機車からSA-L/C動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧^c 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電開始を指示する。

- ⑨^o 緊急時対策要員は、高圧発電機車を起動し、SA-L/C及びSA-C/Cまでの給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩^o 緊急時対策本部は、緊急時対策要員により、高圧発電機車から給電が開始されたことを当直長に報告する。
- ⑪^o 当直副長は、中央制御室運転員に高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電の確認を指示する。
- ⑫^o 中央制御室運転員Aは、SA-L/Cの電圧確認を行い、SA-L/C及びSA-C/Cが受電されたことを当直副長へ報告する。SA電源切替盤又は非常用コントロールセンタ切替盤による負荷への受電操作手順については、「ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合」の操作手順③^a～⑤^aと同様である。

〔優先3．高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合〕

- ①^d 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電準備開始を指示する。
- ②^d 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/Cへの給電を依頼する。
- ③^d 緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/Cへの給電準備開始を指示する。
- ④^d 中央制御室運転員Aは、緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器の「切」を確認した後、緊急用メタクラの非常用高圧母線用遮断器の「入」操作を行い、当直副長にSA-L/C及びSA-C/Cの受電準備完了を報告する。
- ⑤^d 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に緊急用メタクラ、SA-L/C及びSA-C/Cの受電準備が完了したことを報告する。
- ⑥^d 緊急時対策要員は、高圧発電機車を原子炉建物南側近傍に配置し、高圧発電機車の起動準備、高圧発電機車から高圧発電機車接続プラグ収納箱までの間に高圧発電機車のケーブルを敷設し、接続作業を行う。
- ⑦^d 緊急時対策要員は、メタクラ切替盤において給電する緊急用メタクラへの切替え作業をするとともに、絶縁抵抗測定により高圧発電機車

からSA-L/C動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。

- ⑧^d緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）による給電開始を指示する。
- ⑨^d緊急時対策要員は、高圧発電機車を起動し、SA-L/C及びSA-C/Cまでの給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩^d緊急時対策本部は、緊急時対策要員により、高圧発電機車から給電が開始されたことを当直長に報告する。
- ⑪^d当直副長は、中央制御室運転員に高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電の確認を指示する。
- ⑫^d中央制御室運転員Aは、SA-L/Cの電圧確認を行い、SA-L/C及びSA-C/Cが受電されたことを当直副長へ報告する。SA電源切替盤又は非常用コントロールセンタ切替盤による負荷への受電操作手順については、「ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合」の操作手順③^a～⑤^aと同様である。

〔優先4．高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）〕

- ①^e当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電準備開始を指示する。
- ②^e当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSA-L/C及びSA-C/Cへの給電を依頼する。
- ③^e緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSA-L/C及びSA-C/Cへの給電準備開始を指示する。
- ④^e中央制御室運転員Aは、緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器の「切」を確認し、当直副長にSA-L/C及びSA-C/Cの受電準備完了を報告する。

- ⑤°当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に緊急用メタクラ、SA-L/C及びSA-C/Cの受電準備が完了したことを報告する。
- ⑥°緊急時対策要員は、高圧発電機車をガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）近傍に配置し、高圧発電機車の起動準備、高圧発電機車から緊急用メタクラ接続プラグ盤までの間に高圧発電機車のケーブルを敷設し、接続作業を行う。
- ⑦°緊急時対策要員は、緊急用メタクラの受電遮断器を「入」操作するとともに、絶縁抵抗測定により高圧発電機車からSA-L/C動力変圧器の一次側までの間の電路の健全性を確認し、受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧°緊急時対策本部は、緊急時対策要員に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）による給電開始を指示する。
- ⑨°緊急時対策要員は、高圧発電機車を起動し、SA-L/C及びSA-C/Cまでの給電を開始するとともに、給電が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑩°緊急時対策本部は、緊急時対策要員により、高圧発電機車から給電が開始されたことを当直長に報告する。
- ⑪°当直副長は、中央制御室運転員に高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSA-L/C及びSA-C/C受電の確認を指示する。
- ⑫°中央制御室運転員Aは、SA-L/Cの電圧確認を行い、SA-L/C及びSA-C/Cが受電されたことを当直副長へ報告する。
SA電源切替盤又は非常用コントロールセンタ切替盤による負荷への受電操作手順については、「ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合」の操作手順③^a～⑤^aと同様である。

(c) 操作の成立性

優先1の中央制御室操作でのガスタービン発電機によるSA-L/C及びSA-C/C受電操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからガスタービン発電機によるSA-L/C及びSA-C/C受電完了まで10分以内で可能である。

現場操作でのガスタービン発電機によるSA-L/C及びSA-C/C受電操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからガスタービン発電機によるSA-L/C及びSA-C/C受電完了まで55分以内で可能である。

優先2の高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱

に接続)によるSA-L/C及びSA-C/C受電操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるSA-L/C及びSA-C/C受電完了まで4時間35分以内で可能である。

優先3の高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるSA-L/C及びSA-C/C受電操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるSA-L/C及びSA-C/C受電完了まで4時間35分以内で可能である。

優先4の高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続)によるSA-L/C及びSA-C/C受電操作(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続)によるSA-L/C及びSA-C/C受電完了まで4時間40分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(12))

1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替電源による対応手順

(1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電

a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電

送電線及び開閉所が破損又は破損する可能性のある大規模自然災害が発生した場合、並びに外部電源及び非常用ディーゼル発電機による給電が見込めない場合に、発電用原子炉及び燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなるM/C C系及びM/C D系への給電を実施する。なお、M/C D系受電を優先させ、その後にM/C C系へ給電する。

M/C C系及びM/C D系受電操作完了後、A-115V系充電器盤、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤、230V系充電器盤(RCIC)及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

代替交流電源設備によるM/C C系及びM/C D系への給電の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機
2. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
3. 号炉間電力融通ケーブル(常設)
4. 高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)
5. 高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)
6. 高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続)(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)
7. 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)

なお、優先2の手順については「b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電」にて、優先3の手順については「c. 号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用したM/C C系又はM/C D系受電」にて、優先4、優先5及び優先6の手順については「d. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電」にて、優先7の手順については「e. 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C C系又はM/C D系受電」にて整備する。

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。なお、ガスタービン発電機への燃料補給は自動給油である。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源喪失、非常用ディーゼル発電機の故障によりM/C C系及びD系へ給電ができない場合。なお、ガスタービン発電機の現場起動については、ガスタービン発電機の中央制御室起動が失敗した場合及び要員が確

保されている場合に、他の手段と同時並行で実施する。

(b) 操作手順

ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に、概要図を第1.14-8図に、タイムチャートを第1.14-9図に示す。

操作手順は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先1.ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電の場合〕の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室操作のガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機による給電開始まで10分以内で可能である。
- ・ガスタービン発電機によるM/C D系受電完了まで40分以内で可能である。
- ・ガスタービン発電機によるM/C C系受電完了まで1時間10分以内で可能である。

現場操作のガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・ガスタービン発電機による給電開始まで50分以内で可能である。
- ・ガスタービン発電機によるM/C D系受電完了まで1時間5分以内で可能である。
- ・ガスタービン発電機によるM/C C系受電完了まで1時間10分以内で可能である。

操作の成立性は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先1.ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電の場合〕の操作の成立性と同様である。

(添付資料1.14.2(1))

b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電

外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障により、非常用所内電気設備であるM/C C系及びM/C D系の母線電圧が喪失している状態で、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からM/C HPCS系及びM/C A系を經由して非常用所内電気設備であるM/C C系又は高圧炉心

スプレイ系ディーゼル発電機からM/C HPCS系、M/C A系及びM/C B系を経由して非常用所内電気設備であるM/C D系へ給電する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障により、M/C C系及びD系の母線電圧が喪失している状態で、非常用ディーゼル発電機による受電ができない場合において、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、M/C HPCS系、M/C A系並びにM/C C系又はM/C B系及びM/C D系の使用が可能であって、さらに高圧炉心スプレイ系ポンプの停止が可能な場合。

(b) 操作手順

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系への受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に、概要図を第1.14-54図及び第1.14-55図に、タイムチャートを第1.14-56図に示す。

〔高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からM/C C系受電の場合〕

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C A系を経由したM/C C系の受電準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、受電前準備として、受電するM/C、L/C、C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とし、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C A系及びC系の受電準備が完了したことを当直副長に報告する。
- ③現場運転員B及びCは、M/C、L/C、C/C負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とする。
- ④現場運転員B及びCは、M/C HPCS系の受電遮断器のインターロック解除処置を実施し、受電準備が完了したことを当直副長に報告する。
- ⑤当直副長は、中央制御室運転員に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系への給電開始を指示する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、M/C HPCS系及びC系の受電遮断器の「入」操作及び受電したM/Cの電圧確認を行い、給電が開始したことを当直副長に報告する。
- ⑦現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C、L/C、C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告し、充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

操作手順については、「1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑩^aと同様である。

- 〔高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機からM/C D系受電の場合〕
- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C A系及びM/C B系を経由したM/C D系の受電準備開始を指示する。
 - ②中央制御室運転員Aは、受電前準備として、受電するM/C, L/C, C/Cの動的機器の自動起動防止のためCSを「停止引ロック」又は「停止」とし、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C A系, B系及びD系の受電準備が完了したことを当直副長に報告する。
 - ③現場運転員B及びCは、M/C, L/C, C/C負荷抑制のため、あらかじめ定められた負荷以外の遮断器を「切」とする。
 - ④現場運転員B及びCは、M/C HPCS系, M/C A系及びM/C B系の受電遮断器のインターロック解除処置を実施し、受電準備が完了したことを当直副長に報告する。
 - ⑤当直副長は、中央制御室運転員Aに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C D系への給電開始を指示する。
 - ⑥中央制御室運転員Aは、M/C HPCS系, A系, B系及びD系の受電遮断器の「入」操作及び受電したM/Cの電圧確認を行い、給電が開始したことを当直副長に報告する。
 - ⑦現場運転員B及びCは、外観点検により受電したM/C, L/C, C/Cの受電状態に異常がないことを確認後、当直副長に報告し、充電器盤及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。
- 操作手順については、「1. 14. 2. 2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」の操作手順⑩^aと同様である。

(c) 操作の成立性

優先2の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は1時間20分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1. 14. 2(13))

c. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電

当該号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電ができない場合において、号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用して他号炉のM/C C系又はM/

C D系から当該号炉のM/C C系又はM/C D系までの電路を構成し、他号炉から給電することにより、発電用原子炉及び燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要な設備の電源を復旧する。

また、他号炉で全交流動力電源が喪失し、当該号炉の電源が確保されている場合は、同様の手段により当該号炉から他号炉へ給電することが可能である。

なお、他号炉の常用高圧母線と当該号炉の常用高圧母線間にあらかじめ敷設する号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合は、屋内に配備する号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して電力融通を行う。

(a) 手順着手の判断基準

当該号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電ができない状況において、他号炉の非常用ディーゼル発電機A系又は非常用ディーゼル発電機B系が健全で電力融通が可能な場合。

(b) 操作手順

号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に、概要図を第1.14-10図に、タイムチャートを第1.14-11図に示す。

操作手順は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先2．号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合〕の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

優先3の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は1時間35分以内と想定する。

操作の成立性は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先2．号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合〕の操作の成立性と同様である。

(添付資料1.14.2(2))

d. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電

外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）によるM/C C系及びM/C D系への給電が見込めない場合、高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱又は緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続してM/C

C系又はM/C D系を受電し、発電用原子炉及び燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要な設備の電源を確保する。M/C C系又はM/C D系の受電完了後、A-115V系充電器盤、B-115V系充電器盤、B1-115V系充電器盤(SA)、SA用115V系充電器盤、230V系充電器盤(RCIC)及び中央制御室監視計器へ交流電源を供給する。

また、上記給電を継続するために高圧発電機車への燃料補給を実施する。燃料の補給手順については、「1.14.2.5 燃料の補給手順」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び号炉間電力融通ケーブル(常設)による給電ができない場合。

(b) 操作手順

高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及び第1.14-7図に、概要図を第1.14-12図に、タイムチャートを第1.14-13図から第1.14-15図に示す。

操作手順は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先3. 高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕、〔優先4. 高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕及び〔優先5. 高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)〕の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

優先4の高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電完了まで4時間35分以内で可能である。

優先5の高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電

完了まで4時間35分以内で可能である。

優先6の高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電操作（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電完了まで4時間40分以内で可能である。

操作の成立性は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先3.高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕、〔優先4.高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電の場合〕及び〔優先5.高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）によるM/C C系又はM/C D系受電の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）〕の操作の成立性と同様である。

（添付資料 1.14.2(3)）

e. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電

当該号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、号炉間電力融通ケーブル（常設）及び高圧発電機車による給電ができない場合において、号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用して他号炉のM/C C系又はM/C D系から当該号炉のM/C C系又はM/C D系までの電路を構成し、他号炉から給電することにより、発電用原子炉及び燃料プールの冷却、原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要なとなる設備の電源を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

当該号炉で外部電源、非常用ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、号炉間電力融通ケーブル（常設）及び高圧発電機車による給電ができない状況において、他号炉の非常用ディーゼル発電機A系又は非常用ディーゼル発電機B系が健全で電力融通が可能な場合。

(b) 操作手順

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.14-6図及

び第1.14-7図に、概要図を第1.14-16図に、タイムチャートを第1.14-17図に示す。

操作手順は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先6．号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合〕の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

優先7の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は4時間25分以内と想定する。

操作の成立性は「1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電」の〔優先6．号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合〕の操作の成立性と同様である。

(添付資料 1.14.2(4))

1.14.2.5 燃料の補給手順

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

重大事故等の対処に必要なとなる大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置に給油する。

上記設備に給油するため、ガスタービン発電機用軽油タンク若しくは非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク（以下「非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等」という。）とタンクローリをホースで接続し、タンクローリへ軽油の補給を行う。

燃料補給設備によるタンクローリへの補給の優先順位は以下のとおり。

1. ガスタービン発電機用軽油タンク
2. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要なとなる大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置を使用する場合。

b. 操作手順

〔優先1. ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへ補給する場合〕

ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14-57図に、タイムチャートを第1.14-58図に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員にガスタービン発電機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緊急時対策要員は、補給活動に必要な装備品・資機材を準備し、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緊急時対策要員は、ガスタービン発電機用軽油タンクへ移動し、ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁の閉止フランジを取り外し、燃料抜き取り用バルブ付アタッチメントを取り付ける。
- ④緊急時対策要員は、タンクローリの吐出口にホースを接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、タンクローリに接続したホースをガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁に取り付けた燃料抜き取り用バルブ付アタッチメントへ接続し、ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁を「開」操作する。
- ⑥緊急時対策要員は、燃料抜き取り用バルブ付アタッチメントの弁を「開」操作する。
- ⑦緊急時対策要員は、タンクローリへ軽油を補給するため、車両付ポンプを作動させた後、タンクローリの各バルブを「開」操作し、ガスタービ

ン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給を開始する。

- ⑧緊急時対策要員は、タンクローリの補給状態をタンク頂部のハッチから目視で確認し、満タンとなったことを確認後、車両付ポンプを停止し、タンクローリの各バルブ及び燃料抜き取り用バルブ付アタッチメントの弁を「閉」操作し、タンクローリからホースを取り外した後（継続的にホースを使用する場合は、当該ホースをガスタービン発電機用軽油タンク側に接続したままとする）、ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給が完了したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑨緊急時対策要員は、「(2)タンクローリから各機器等への給油」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④から⑧（⑤は軽油タンク側にホースを接続済みのため実施不要）を繰り返す。

〔優先2. 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへ補給する場合〕

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.14-59 図に、タイムチャートを第 1.14-60 図に示す。

- ①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへ軽油の補給開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は、補給活動に必要な装備品・資機材を準備し、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緊急時対策要員は、補給先に指定された非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等へ移動し、閉止フランジを取り外し、ホースを挿入する。
- ④緊急時対策要員は、タンクローリの吐出口にホースを接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、タンクローリへ軽油を補給するため、車両付ポンプを作動させた後、タンクローリの各バルブを「開」操作し、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給を開始する。
- ⑥緊急時対策要員は、タンクローリの補給状態をタンク頂部のハッチから目視で確認し、満タンとなったことを確認後、車両付ポンプを停止し、タンクローリの各バルブを「閉」操作し、タンクローリからホースを取り外した後（継続的にホースを使用する場合は、当該ホースを非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に挿入したままとする）、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給が完了したことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、「(2)タンクローリから各機器等への給油」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④から⑥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 台当たり緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからタンクローリへの補給完了までガスタービン発電機用軽油タンクは 1 時間50分以内、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等は 2 時間30分以内で可能である。

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

(添付資料1. 14. 2(14))

(2) タンクローリから各機器等への給油

重大事故等の対処に必要な大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置に対して、タンクローリを用いて給油する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要な大量送水車、高圧発電機車、大型送水ポンプ車、可搬式窒素供給装置を運転した場合において、各機器の燃料が規定油量以上あることを確認した上で運転開始後、燃料保有量及び燃料消費率からあらかじめ算出した給油時間^{※2}となった場合。

※2：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料消費率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。

[ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合]

- ・大量送水車 : 運転開始後約 1 時間35分
- ・高圧発電機車 : 運転開始後約 1 時間30分
- ・大型送水ポンプ車 : 運転開始後約 1 時間30分
- ・可搬式窒素供給装置 : 運転開始後約 1 時間30分

[非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合]

- ・大量送水車 : 運転開始後約 1 時間40分
- ・高圧発電機車 : 運転開始後約 1 時間35分
- ・大型送水ポンプ車 : 運転開始後約 1 時間35分
- ・可搬式窒素供給装置 : 運転開始後約 1 時間40分

b. 操作手順

タンクローリから各機器等への給油手順の概要は以下のとおり。概要図を第1. 14-61図に、タイムチャートを第1. 14-62図及び第1. 14-63図に示す。

①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員に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緊急時対策要員は、給油対象設備の近傍まで移動し、タンクローリの給油前準備を行い、必要な距離分の給油ホースを引き出す。
- ③緊急時対策要員は、タンクローリの車両付ポンプを作動させる。
- ④緊急時対策要員は、給油対象設備の燃料タンクの蓋を「開」とし、給油ノズルレバーを握り、タンクローリによる給油対象設備への給油を開始する。
- ⑤緊急時対策要員は、給油対象設備の給油状態を目視で確認し、必要量の給油完了を確認後、給油ノズルレバーを開放し、タンクローリによる給油対象設備への給油を完了する。
- ⑥緊急時対策要員は、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⑤を繰り返す。また、タンクローリの軽油の残量に応じて、「(1)ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給」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、タンクローリ 1 台当たり緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの所要時間は以下のとおり。

- ・タンクローリによる給油対象設備への給油は30分以内（1 台当たり）で可能である。

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

なお、各設備の燃料が枯渇しないよう以下の時間までに給油を実施する。

- ・大量送水車の燃料消費率は、定格容量にて約 $0.068\text{m}^3/\text{h}$ であり、起動から燃料枯渇までの時間は約 3 時間
- ・高圧発電機車の燃料消費率は、定格容量にて約 $0.115\text{m}^3/\text{h}$ であり、起動から燃料枯渇までの時間は約 2 時間
- ・大型送水ポンプ車の燃料消費率は、定格容量にて約 $0.31\text{m}^3/\text{h}$ であり、起動から燃料枯渇までの時間は約 3 時間
- ・可搬式窒素供給装置の燃料消費率は、定格容量にて約 $0.047\text{m}^3/\text{h}$ であり、起動から燃料枯渇までの時間は約 8 時間

また、多くの給油対象設備が必要となる事象（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合）を想定した場合、事象発生後 7 日間、それらの設備（ガスタービン発電機、大量送水車及び大型送水ポンプ車等）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 425m^3 である。ガスタービン発電機用軽油タンクにおいては、 500m^3 以上となるよう管理する。

（添付資料 1.14.2(15)）

1.14.2.6 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 非常用交流電源設備による給電

非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が健全な場合は、自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）による作動，又は中央制御室からの手動操作により非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し，非常用高圧母線に給電する。

非常用ディーゼル発電機の運転により消費された燃料は，非常用ディーゼル発電機燃料デイトンクの油面が規定値以下まで低下すると非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプが自動起動し，非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから非常用ディーゼル発電機燃料デイトンクへの補給が開始される。その後燃料補給の完了に伴い，非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプが自動停止する。

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の運転により消費された燃料は，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンクの油面が規定値以下まで低下すると高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプが自動起動し，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンクへの補給が開始される。その後燃料補給の完了に伴い，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプが自動停止する。

a. 手順着手の判断基準

外部電源が喪失した場合又は非常用高圧母線の電圧がないことを確認した場合。

b. 操作手順

非常用交流電源設備による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14-64図に，タイムチャートを第1.14-65図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に非常用交流電源設備による給電開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは，非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動信号（非常用高圧母線電圧低）により自動起動し，受電遮断器が投入されたことを確認する。あるいは，中央制御室からの手動操作により非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し，受電遮断器を投入する。
- ③中央制御室運転員Aは，非常用高圧母線へ給電が開始されたことをM/C電圧指示値の上昇及び非常用ディーゼル又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル電力指示値の上昇により確認し，当直副長に報告する。

c. 操作の成立性

非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の自動起動は，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

してから非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が自動起動し、受電遮断器が投入される（M/C C系、D系又はH P C S系が受電する）ことの確認完了まで1分以内で可能である。

非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動は、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非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を手動起動し、受電遮断器が投入（M/C C系、D系又はH P C S系が受電する）完了まで3分以内で可能である。

中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 非常用直流電源設備による給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失後、充電器を経由した直流母線への給電から、A-115V系蓄電池、B-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）、230V系蓄電池（RCIC）、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池による直流母線への給電に自動で切り替わることを確認する。蓄電池による給電が開始されたことを確認後、A-115V系蓄電池については、蓄電池の延命のため、A-115V系直流盤の不要な負荷の切離しを実施する。また、B-115V系蓄電池については、外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失後8時間が経過する時点で、B-115V系直流盤の不要な負荷の切離しを実施し、B-115V系蓄電池による給電からB1-115V系蓄電池（SA）による給電に切替えを実施する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、A-115V系充電器、B-115V系充電器、高圧炉心スプレイ系充電器、B1-115V系充電器（SA）、230V系充電器（RCIC）、A-原子炉中性子計装用充電器及びB-原子炉中性子計装用充電器の交流入力電源の喪失が発生した場合。

b. 操作手順

A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池による給電手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.14-66図に、タイムチャートを第1.14-67図に示す。なお、B-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）及び230V系蓄電池（RCIC）による給電手順については、「1.14.2.2(1)a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電」にて整理する。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にA-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池からの給電が開始されたことの確認を指示す

る。

- ②中央制御室運転員Aは、A-115V系充電器、高圧炉心スプレイ系充電器、A-原子炉中性子計装用充電器及びB-原子炉中性子計装用充電器による給電が停止したことをM/C C系電圧、M/C HPCS系電圧及びM/C D系電圧にて確認し、当直副長に報告する。
- ③現場運転員B及びCは、A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池による給電が開始され、A-115V系直流盤、高圧炉心スプレイ系直流盤、A-原子炉中性子計装用充電器盤及びB-原子炉中性子計装用充電器盤電圧指示値が規定値であることを確認し、当直副長に報告する。
- ④現場運転員B及びCは、A-115V系蓄電池の延命処置として制御電源及び直流照明を除く直流負荷の切離しを実施する。

c. 操作の成立性

A-115V系蓄電池、高圧炉心スプレイ系蓄電池、A-原子炉中性子計装用蓄電池及びB-原子炉中性子計装用蓄電池からの給電は、現場運転員2名にて直流母線（A-115V系直流盤、高圧炉心スプレイ系直流盤、A-原子炉中性子計装用分電盤及びB-原子炉中性子計装用分電盤）へ自動で給電されることを確認する。

A-115V系直流盤、A-原子炉中性子計装用充電器盤及びB-原子炉中性子計装用充電器盤は、中央制御室近傍での電圧確認であるため、速やかに対応ができる。

高圧炉心スプレイ系直流盤は、現場にて速やかに対応する。

不要な負荷の切離し操作は、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不要な負荷の切離し完了まで30分以内で可能である。

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

室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料1.14.2(16))

1.14.2.7 その他の手順項目について考慮する手順

常設代替交流電源設備による原子炉補機代替冷却系への給電手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

また、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。

1.14.2.8 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.14-68図に示す。

(1) 代替電源（交流）による対応手順

全交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための給電手段として，ガスタービン発電機による給電，高圧発電機車による給電並びに号炉間電力融通ケーブルを使用した他号炉の非常用ディーゼル発電機からの電力融通による給電がある。

短期的には，低圧代替注水で用いる低圧原子炉代替注水系（常設）への給電，中長期的には，発電用原子炉及び原子炉格納容器の除熱で用いる残留熱除去系への給電が主な目的となることから，これらの必要な負荷を運転するための十分な容量があり，かつ短時間で給電が可能であるガスタービン発電機による給電を優先する。

ガスタービン発電機（優先1）から給電できず他号炉の非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な場合は，号炉間電力融通ケーブル（常設）（優先2）を使用した電力融通を行う。なお，号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用した電力融通を行う場合は，電源を供給する号炉の非常用ディーゼル発電機の運転状況及び電源を受電する号炉の受電体制を確認した上で実施する。

ガスタービン発電機及び号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電ができない場合は，高圧発電機車を原子炉建物近傍又はガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）へ移動させ，複数ある接続口から給電ルートを選択して非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。高圧発電機車から非常用所内電気設備へ給電する場合は，高圧発電機車（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）（優先3），高圧発電機車（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）（優先4），高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）（優先5）の順で高圧発電機車の給電ルートを選択する。また，高圧発電機車から代替所内電気設備へ給電する場合も同様な順で高圧発電機車の給電ルートを選択する。

ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル（常設）及び高圧発電機車から給電できず他号炉の非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な場合は，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（優先6）を使用した電力融通を行う。なお，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用した電力融通を行う場合は，電源を供給する号炉の非常用ディーゼル発電機の運転状況及び電源を受電する号炉の受電体制を確認した上で実施する。

上記の優先1から優先3までの手順を連続して実施した場合，充電器盤の受電完了まで7時間20分以内（あらかじめ他号炉の非常用ディーゼル発電機か

らの電力融通ができないと判断した場合は5時間45分以内)で実施可能であり、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備から給電されている24時間以内に十分な余裕を持って給電を開始する。

(2) 代替電源(直流)による対応手順

全交流動力電源喪失時、直流母線への給電ができない場合の対応手段として、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備(3系統目)、可搬型直流電源設備及び直流給電車がある。

原子炉圧力容器への注水で用いる原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系、発電用原子炉の減圧で用いる自動減圧系、原子炉格納容器内の減圧及び除熱で用いる格納容器フィルタベント系への給電が主な目的となる。短時間で給電が可能であり、長期間にわたる運転を期待できる手段から優先して準備する。

全交流動力電源の喪失によりB-115V系充電器を経由したB-115V系直流盤への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、B-115V系蓄電池にて8時間30分、B1-115V系蓄電池(SA)を組み合わせることで合計24時間にわたり原子炉隔離時冷却系の運転及び自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。

なお、蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合は、経過時間によらず、蓄電池の切替えを実施する。

全交流動力電源喪失後、可搬型直流電源設備等の準備が完了するまでに、直流母線電圧が常設代替直流電源設備の枯渇等により許容最低電圧値以上を維持できない場合は、所内常設直流電源設備(3系統目)である115V系蓄電池(3系統目)から、直流母線へ給電する。

全交流動力電源喪失後、24時間以内に代替交流電源設備による給電操作が完了する見込みがない場合は、可搬型直流電源設備又は直流給電車を用いて直流母線へ給電するが、短時間で給電が可能な可搬型直流電源設備を優先して準備する。

代替交流電源設備により交流電源が復旧した場合は、充電器盤を受電して直流電源の機能を回復させる。

全交流動力電源の喪失によりA-115V系充電器を経由したA-115V系直流盤への給電ができない場合は、代替交流電源設備による給電を開始するまでの間、A-115V系蓄電池により自動減圧系の作動等に必要な直流電源の供給を行う。A-115V系蓄電池が枯渇した場合は、遮断器の制御電源が喪失しているため、遮断器を手動で投入してから代替交流電源設備により交流電源を復旧し、A-115V系充電器を受電して直流電源の機能を回復させる。

第 1.14-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1 / 5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 H P C S 系電路 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) *1 高圧炉心スプレイ補機冷却系 (高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。) *1 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機燃料移送系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系 配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	重大事故等対処設備	
		非常用直流電源設備による給電	高圧炉心スプレイ系蓄電池*2 高圧炉心スプレイ系充電器 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」
			A-115V 系蓄電池*2 B-115V 系蓄電池*2 B 1-115V 系蓄電池 (S A) *2 230V 系蓄電池 (R C I C) *2 A-原子炉中性子計装用蓄電池*2 B-原子炉中性子計装用蓄電池*2 A-115V 系充電器 B-115V 系充電器 B 1-115V 系充電器 (S A) 230V 系充電器 (R C I C) A-原子炉中性子計装用充電器 B-原子炉中性子計装用充電器 A-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 B-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 B 1-115V 系蓄電池 (S A) 及び充電器～直流母線電路 230V 系蓄電池 (R C I C) 及び充電器～直流母線電路 A-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路 B-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備	

※ 1 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※ 2 : A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, S A 用 115V 系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系蓄電池, A-原子炉中性子計装用蓄電池, B-原子炉中性子計装用蓄電池, B 1-115V 系蓄電池 (S A) 及び 230V 系蓄電池 (R C I C) からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2 / 5)

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	
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系回路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ回路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ回路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ回路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物西側)回路 高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物西側)～原子炉補機代替冷却系回路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物南側)回路 高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物南側)～原子炉補機代替冷却系回路 ガスタービン発電機用軽油タンク	重大事故等対処設備	事故時操作要領書(徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによるC, D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」
		電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル(常設) 号炉間電力融通ケーブル(常設)～非常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系回路 号炉間電力融通ケーブル(常設)～非常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系回路 号炉間電力融通ケーブル(可搬型) 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)～非常用高圧母線C系及びD系回路	自主対策設備	事故時操作要領書(徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通によるC, D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」
		可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物西側)回路 高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物西側)～非常用高圧母線C系及びD系回路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物南側)回路 高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物南側)～非常用高圧母線C系及びD系回路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤回路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系回路 高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物西側)～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ回路 高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物南側)～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ回路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ回路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書(徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるC, D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給電」

※1: 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2: A-115V系蓄電池, B-115V系蓄電池, SA用115V系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系蓄電池, A-原子炉中性子計装用蓄電池,

B-原子炉中性子計装用蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)及び230V系蓄電池(RCIC)からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

対応手段， 対処設備， 手順書一覧（3 / 5）

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	
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	所内常設蓄電式直流電源設備 による給電	B-115V系蓄電池 ^{*2} B1-115V系蓄電池（SA） ^{*2} 230V系蓄電池（RCIC） ^{*2} SA用115V系蓄電池 ^{*2} B-115V系充電器 B1-115V系充電器（SA） 230V系充電器（RCIC） SA用115V系充電器 B-115V系蓄電池及び充電器～直流母線回路 B1-115V系蓄電池（SA）及び充電器～直流母線回路 230V系蓄電池（RCIC）及び充電器～直流母線回路 SA用115V系蓄電池及び充電器～直流母線回路	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 （微候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「B1-115V系蓄電池（SA） によるB-115V系直流盤受 電」 「充電器復旧，中央監視計器復 旧」
	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （常設直流電源系統喪失）	常設代替直流電源 設備による給電	SA用115V系蓄電池 ^{*2} SA用115V系充電器 SA用115V系蓄電池及び充電器～直流母線回路	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 （微候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SA用115V系蓄電池による B-115V系直流盤受電」
	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （常設直流電源系統喪失）	所内常設直流電源設備 （3系統目）による給電	115V系蓄電池（3系統目） 115V系蓄電池（3系統目）～直流母線回路	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 （微候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「115V系蓄電池（3系統 目）による115V系直流電源確 保」
	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	可搬型直流電源設備による給電	高圧発電機車 B1-115V系充電器（SA） SA用115V系充電器 230V系充電器（常用） 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原 子炉建物西側）回路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側） ～直流母線回路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原 子炉建物南側）回路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側） ～直流母線回路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤回路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～直流母線回路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タ ンク ホース タンクローリ	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 （微候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるSA- L/C，C/C受電」 「充電器復旧，中央監視計器復 旧」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用 メタクラ接続プラグ盤からの 電源確保」 「高圧発電機車によるメタク ラ切替盤を使用した緊急用M /C電源確保」 「高圧発電機車による直流電 源確保時の可搬ケーブルを使用 した中央制御室排風機電源 確保」 「タンクローリから各機器等 への給油」
	直流給電車による給電	高圧発電機車 直流給電車115V 直流給電車230V 高圧発電機車～直流給電車～直流給電車接続ブラ グ収納箱（原子炉建物南側）回路 直流給電車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～ 直流母線回路 高圧発電機車～直流給電車～直流給電車接続ブラ グ収納箱（廃棄物処理建物南側）回路 直流給電車接続プラグ収納箱（廃棄物処理建物南 側）～直流母線回路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タ ンク ホース タンクローリ	自主対 策設備	事故時操作要領書 （微候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「直流給電車による直流盤受 電」 原子力災害対策手順書 「直流給電車を使用した直流 盤電源確保」 「タンクローリから各機器等 への給油」	

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：A-115V系蓄電池，B-115V系蓄電池，SA用115V系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，A-原子炉中性子計装用蓄電池，

B-原子炉中性子計装用蓄電池，B1-115V系蓄電池（SA）及び230V系蓄電池（RCIC）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4 / 5）

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
号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「低圧電源融通」
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ メタクラ切替盤 緊急用メタクラ接続プラグ盤 高圧発電機車接続プラグ収納箱 SAロードセンタ SA1コントロールセンタ SA2コントロールセンタ 充電器電源切替盤 SA電源切替盤 重大事故操作盤 非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系	重大事故等対処設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによるSA-L/C， C/C受電」 「主要弁の電源切替」 「高圧発電機車によるSA-L/C， C/C受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場 起動による電源確保」 「高圧発電機車による緊急用 メタクラ接続プラグ盤からの 電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ 切替盤を使用した緊急用M /C電源確保」 「タンクローリから各機器等 への給油」
			非常用コントロールセンタ切替盤	自主対策設備
非常用ディーゼル発電機	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機用軽油タンク	重大事故等対処設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによるC，D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場 起動による電源確保」

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：A-115V系蓄電池，B-115V系蓄電池，SA用115V系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，A-原子炉中性子計装用蓄電池，

B-原子炉中性子計装用蓄電池，B1-115V系蓄電池（SA）及び230V系蓄電池（RCIC）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5 / 5）

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		
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。） ^{※1} 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備 （設計基準拡張） 重大事故等対処設備 自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「H P C S - D E G による C, D-M/C 受電」	
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク			自主対策設備
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 H P C S 系～常用高圧母線 A 系～非常用高圧母線 C 系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 H P C S 系～常用高圧母線 A 系～常用高圧母線 B 系～非常用高圧母線 D 系電路			
電気設備による給電	号炉間電力融通	号炉間電力融通ケーブル（常設） 号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線 A 系～非常用高圧母線 C 系電路 号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線 B 系～非常用高圧母線 D 系電路 号炉間電力融通ケーブル（可搬型） 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通による C, D-M/C 受電」 原子力災害対策手順書 「号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系電源確保」		
燃料の補給	—	可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～ S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタ電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～ S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタ電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～ S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による C, D-M/C 受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した M/C C 系又は M/C D 系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給電」	
			ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ			原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載」 「タンクローリから各機器等への給電」

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：A-115V 系蓄電池，B-115V 系蓄電池，SA 用 115V 系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，A-原子炉中性子計装用蓄電池，

B-原子炉中性子計装用蓄電池，B1-115V 系蓄電池（SA）及び 230V 系蓄電池（RCIC）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

第 1.14-2 表 重大事故等対処に係わる監視計器

監視計器一覧 (1 / 9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「G T GによるC, D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPCS-メタクラ母線電圧
		操作	ガスタービン発電機 運転監視
	電源		緊急用メタクラ電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 b. 号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用したM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通によるC, D-M/C受電」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-メタクラ母線電圧 (他号炉) D-メタクラ母線電圧 (他号炉) HPCS-メタクラ母線電圧
		操作	電源
	非常用ディーゼル発電機運転監視 (他号炉)		A-ディーゼル発電機電圧 (他号炉) B-ディーゼル発電機電圧 (他号炉) A-ディーゼル発電機電力 (他号炉) B-ディーゼル発電機電力 (他号炉) A-ディーゼル発電機周波数 (他号炉) B-ディーゼル発電機周波数 (他号炉)

監視計器一覧（2 / 9）

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるC、D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPCS-メタクラ母線電圧
		操作	高圧発電機車運転監視
	操作		電源
事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるC、D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPCS-メタクラ母線電圧
		操作	高圧発電機車運転監視
	操作		電源
1.14.2.1 代替電源（交流）による対応手順 (1) 代替交流電源設備による給電 d. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通によるC、D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-メタクラ母線電圧（他号炉） D-メタクラ母線電圧（他号炉） HPCS-メタクラ母線電圧
		操作	電源
	操作		非常用ディーゼル発電機運転監視（他号炉）

監視計器一覧（3／9）

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L 送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L 送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 D-メタクラ母線電圧
	操作	電源	B-115V 系直流盤母線電圧 B-115V 系直流盤（SA）母線電圧 SA対策設備用分電盤（2）母線電圧
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「B1-115V系蓄電池（SA）によるB-115V系直流盤受電」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L 送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L 送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 D-メタクラ母線電圧
		蓄電池放電継続時間	B-115V系蓄電池の放電時間が8時間以上となるおそれ
	操作	電源	B1-115V系蓄電池（SA）電圧
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（SA）
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧，中央監視計器復旧」	判断基準	電源	C-ロードセンタ母線電圧
	操作	電源	A-115V系充電器電圧 A-115V系直流盤母線電圧
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧，中央監視計器復旧」	判断基準	電源	D-ロードセンタ母線電圧
	操作	電源	B-115V系充電器電圧 B-115V系直流盤母線電圧
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧，中央監視計器復旧」	判断基準	電源	D-ロードセンタ母線電圧
	操作	電源	B1-115V系充電器（SA）電圧 B-115V系直流盤（SA）母線電圧
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧，中央監視計器復旧」	判断基準	電源	D-ロードセンタ母線電圧
	操作	電源	SA用115V系充電器電圧 SA対策設備用分電盤（2）母線電圧
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧，中央監視計器復旧」	判断基準	電源	D-ロードセンタ母線電圧
	操作	電源	230V系充電器（RCIC）電圧 230V系直流盤（RCIC）母線電圧
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「充電器復旧，中央監視計器復旧」	判断基準	電源	C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	-	-

監視計器一覧（４／９）

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）
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「115V系蓄電池（3系統目）による115V 直流電源確保」	判断 基準	電源	SA対策設備用分電盤（2）母線電圧
	操作	電源	SA対策設備用分電盤（2）母線電圧
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 c. 可搬型直流電源設備による給電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるSA-L/C, C/ C受電」 「充電器復旧, 中央監視計器復旧」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続 プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車による直流電源確保時の可 搬ケーブルを使用した中央制御室排風機電 源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断 基準	電源	B-115V系直流盤母線電圧 B1-115V系蓄電池（SA）電圧 230V系直流盤（常用）母線電圧
	操作	高圧発電機車運転監視	高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数
	操作	電源	B1-115V系充電器（SA）電圧 SA用115V系充電器電圧 230V系充電器（常用）電圧
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるSA-L/C, C/ C受電」 「充電器復旧, 中央監視計器復旧」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を 使用した緊急用M/C電源確保」 「高圧発電機車による直流電源確保時の可 搬ケーブルを使用した中央制御室排風機電 源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断 基準	電源	B-115V系直流盤母線電圧 B1-115V系蓄電池（SA）電圧 230V系直流盤（常用）母線電圧
	操作	高圧発電機車運転監視	高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数
	操作	電源	B1-115V系充電器（SA）電圧 SA用115V系充電器電圧 230V系充電器（常用）電圧
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (1) 代替直流電源設備による給電 d. 直流給電車による直流盤への給電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「直流給電車による直流盤受電」 原子力災害対策手順書 「直流給電車を使用した直流盤電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断 基準	電源	B-115V系直流盤母線電圧 B1-115V系蓄電池（SA）電圧 230V系直流盤（RCIC）母線電圧 230V系直流盤（常用）母線電圧
	操作	直流給電車運転監視	直流給電車電圧
	操作	電源	B-115V系直流盤母線電圧 B-115V系直流盤（SA）母線電圧 230V系直流盤（RCIC）母線電圧 230V系直流盤（常用）母線電圧

監視計器一覧（5 / 9）

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）
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (2) 非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 a. SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SA用115V系蓄電池によるB-115V系 直流盤受電」	判断 基準	電源	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧
	操作	電源	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧 B-115V系直流盤母線電圧
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (2) 非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保 b. 非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによるC、D-M/C受電」 「号炉間融通によるC、D-M/C受電」 「高圧発電機車によるC、D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電 源確保」 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続 プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使 用したM/C C系又はM/C D系電源 確保」 「号炉間電力融通ケーブルを使用したM/ C C系又はM/C D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断 基準	電源	A-115V系直流盤母線電圧
	操作	電源	A-115V系充電器電圧 A-115V系直流盤母線電圧 C-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧
1.14.2.2 代替電源（直流）による対応手順 (3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保 a. 号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「低圧電源融通」	判断 基準	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 A-115V系直流盤母線電圧 B-115V系直流盤母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧（他号炉） D-ロードセンタ母線電圧（他号炉）
	操作	電源	A-115V系直流盤母線電圧 B-115V系直流盤母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧（他号炉） D-ロードセンタ母線電圧（他号炉）

監視計器一覧 (6 / 9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ (計器)
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順 (1) 代替所内電気設備による給電 a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによるSA-L/C, C/C受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」	判断基準	電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	ガスタービン発電機 運転監視	ガスタービン発電機電圧 ガスタービン発電機電流 ガスタービン発電機電力
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるSA-L/C, C/C受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続 プラグ盤からの電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	高圧発電機車運転監視	高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるSA-L/C, C/C受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M/C電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	高圧発電機車運転監視	高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによるC, D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧
	操作	ガスタービン発電機 運転監視	ガスタービン発電機電圧 ガスタービン発電機電流 ガスタービン発電機電力
		電源	緊急用メタクラ電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧

監視計器一覧（7 / 9）

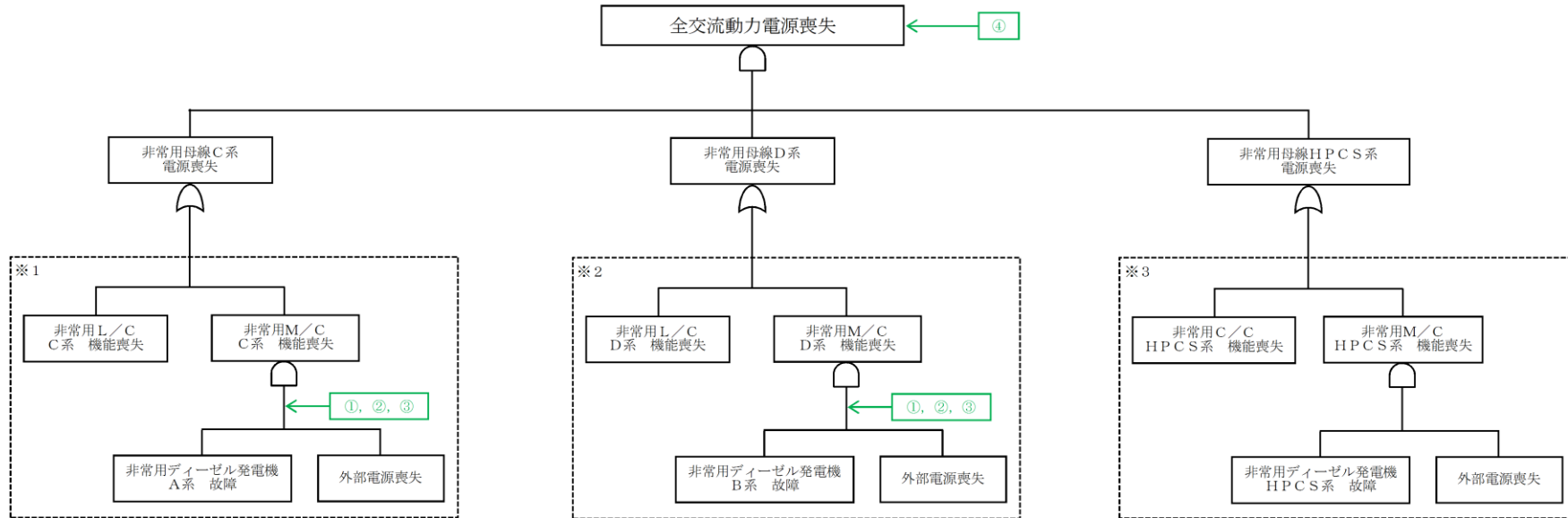
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「HPCS-DEGによるC、D-M/C受電」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧
		操作	電源
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機運転監視		HPCS-ディーゼル発電機電圧 HPCS-ディーゼル発電機電力 HPCS-ディーゼル発電機周波数
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 c. 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通によるC、D-M/C受電」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-メタクラ母線電圧（他号炉） D-メタクラ母線電圧（他号炉）
		操作	電源
	非常用ディーゼル発電機運転監視（他号炉）		A-ディーゼル発電機電圧（他号炉） B-ディーゼル発電機電圧（他号炉） A-ディーゼル発電機電力（他号炉） B-ディーゼル発電機電力（他号炉） A-ディーゼル発電機周波数（他号炉） B-ディーゼル発電機周波数（他号炉）
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 d. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるC、D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧 220kV 第2原子力幹線2L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧
		操作	高圧発電機車運転監視
	電源		緊急用メタクラ電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧

監視計器一覧（8 / 9）

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 d. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるC, D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧
		操作	高圧発電機車運転監視
	電源		C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 e. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通によるC, D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-メタクラ母線電圧（他号炉） D-メタクラ母線電圧（他号炉）
		操作	電源
	非常用ディーゼル発電機運転監視（他号炉）		A-ディーゼル発電機電圧（他号炉） B-ディーゼル発電機電圧（他号炉） A-ディーゼル発電機電力（他号炉） B-ディーゼル発電機電力（他号炉） A-ディーゼル発電機周波数（他号炉） B-ディーゼル発電機周波数（他号炉）
1.14.2.5 燃料の補給手順 (1) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等タンクからタンクローリへの補給			
原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載」	判断基準	補機監視機能	ガスタービン発電機用軽油タンク油面 タンクローリ油タンクレベル
	操作	補機監視機能	ガスタービン発電機用軽油タンク油面 タンクローリ油タンクレベル
原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載」	判断基準	補機監視機能	ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル タンクローリ油タンクレベル
	操作	補機監視機能	ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル タンクローリ油タンクレベル
1.14.2.5 燃料の補給手順 (2) タンクローリから各機器等への給油			
原子力災害対策手順書 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル 各機器油タンクレベル
	操作	補機監視機能	タンクローリ油タンクレベル 各機器油タンクレベル

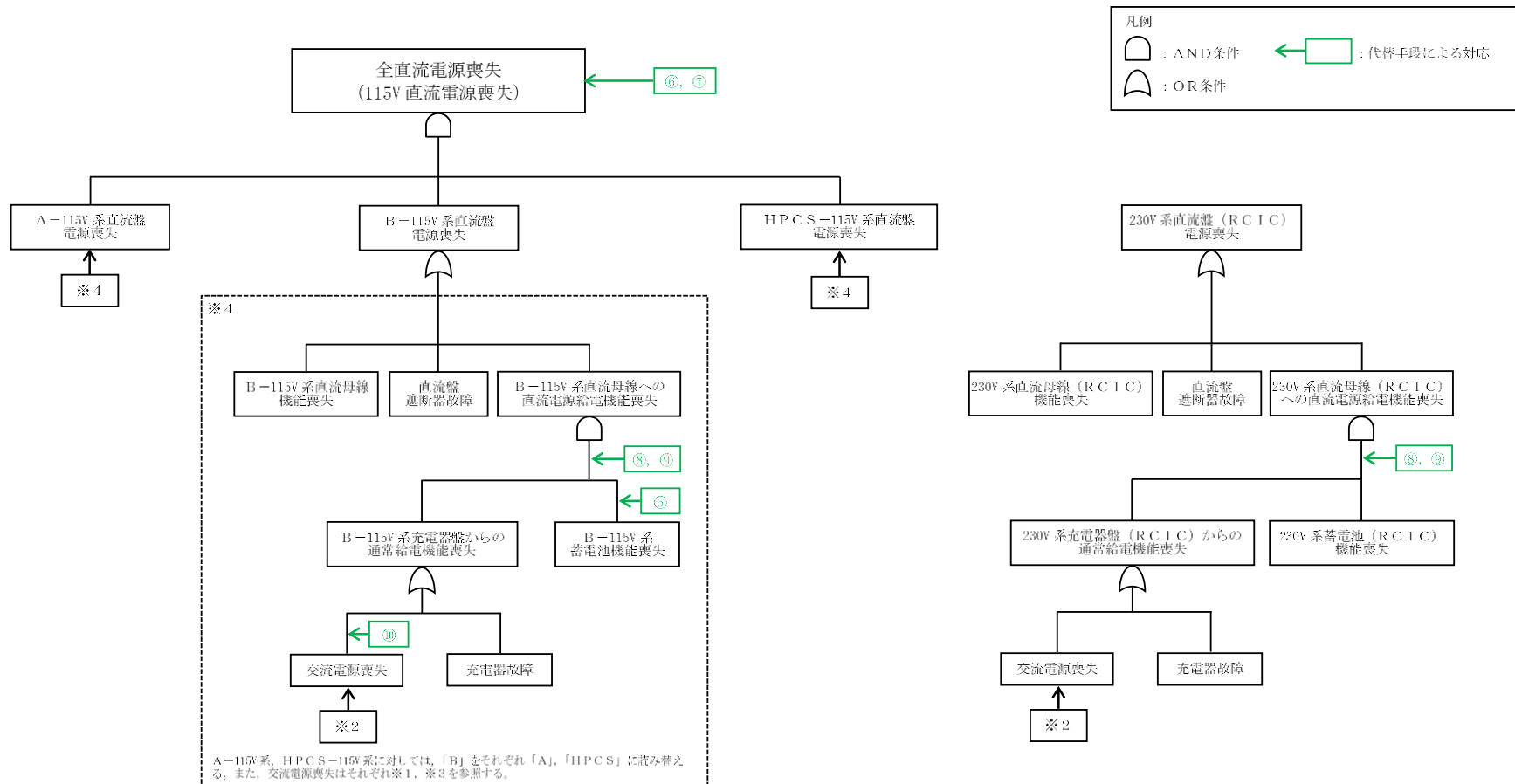
監視計器一覧 (9 / 9)

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)
1.14.2.6 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 非常用交流電源設備による給電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L 送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L 送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPCS-メタクラ母線電圧
	操作	電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPCS-メタクラ母線電圧
	操作	非常用ディーゼル発電機, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機運転監視	A-ディーゼル発電機電圧 B-ディーゼル発電機電圧 HPCS-ディーゼル発電機電圧 A-ディーゼル発電機電力 B-ディーゼル発電機電力 HPCS-ディーゼル発電機電力 A-ディーゼル発電機周波数 B-ディーゼル発電機周波数 HPCS-ディーゼル発電機周波数
	操作	補機監視機能	ディーゼル燃料デイトンレベル ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル A-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 B-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度
1.14.2.6 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 非常用直流電源設備による給電			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」	判断基準	電源	220kV 第2原子力幹線 1 L 送電電圧 220kV 第2原子力幹線 2 L 送電電圧 66kV 鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 HPCS-メタクラ母線電圧
	操作	電源	A-115V系直流盤母線電圧 高圧炉心スプレイ系直流盤母線電圧 A-原子炉中性子計装用充電器盤母線電圧 B-原子炉中性子計装用充電器盤母線電圧



- 対応手段
- ① 常設代替交流電源設備による給電
 - ② 可搬型代替交流電源設備による給電
 - ③ 号炉間電力融通電気設備による給電
 - ④ 代替所内電気設備による給電

第 1.14-1 図 機能喪失原因対策分析 (1 / 2)



- 対応手段**
- ⑤ 所内常設蓄電式直流電源設備による給電^{注1}
 - ⑥ 常設代替直流電源設備による給電
 - ⑦ 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電
 - ⑧ 可搬型直流電源設備による給電^{注2}
 - ⑨ 直流給電車による給電^{注2}
 - ⑩ 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保^{注3}

注1：⑤の対策はB-115V系蓄電池機能喪失が対象
 注2：⑧, ⑨の対策はB-115V系直流母線及び230V系直流母線（RCIC）への給電が対象
 注3：⑩の対策はA-115V系直流母線及びB-115V系直流母線への給電が対象

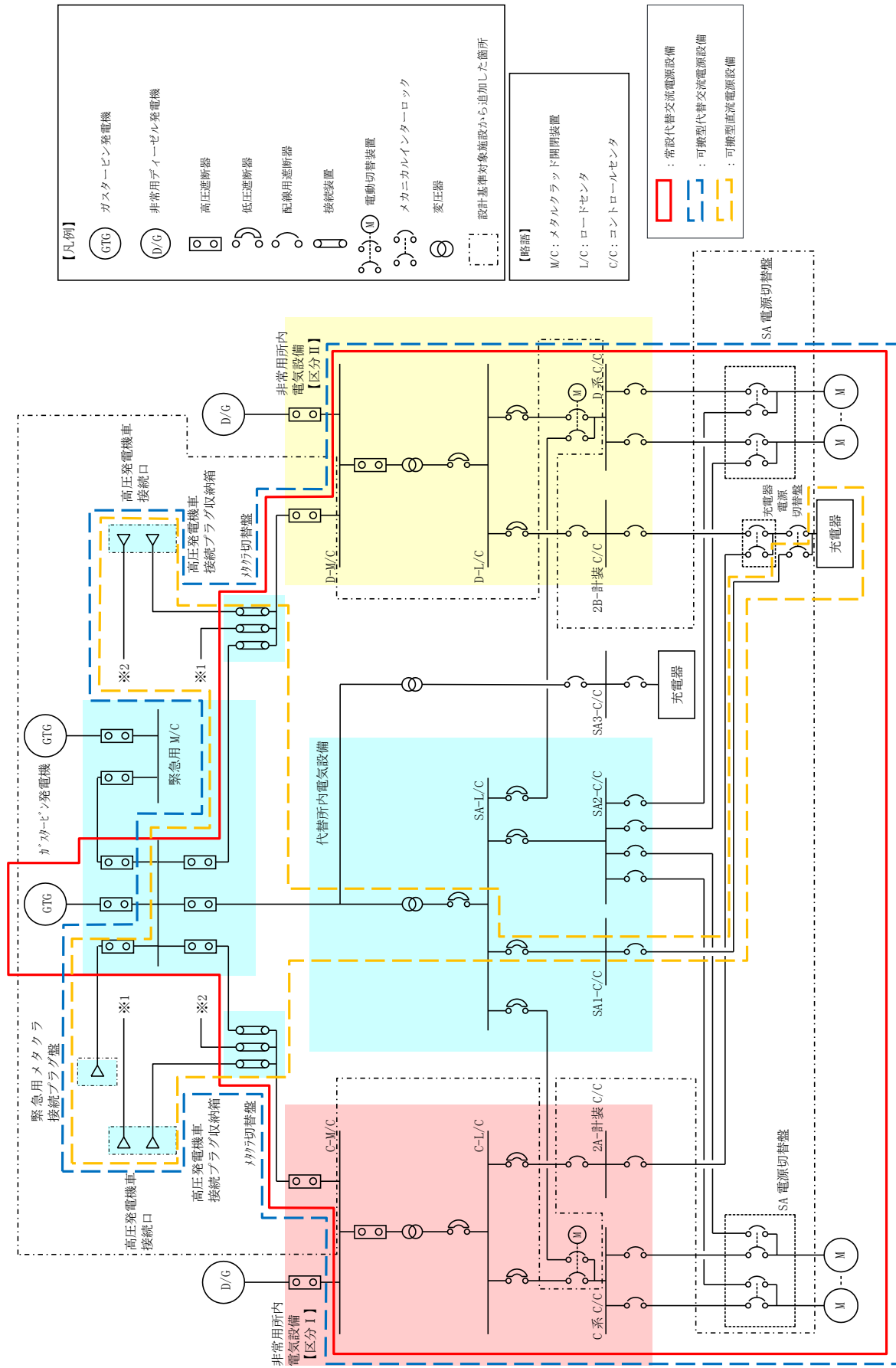
第 1.14-1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 2)

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

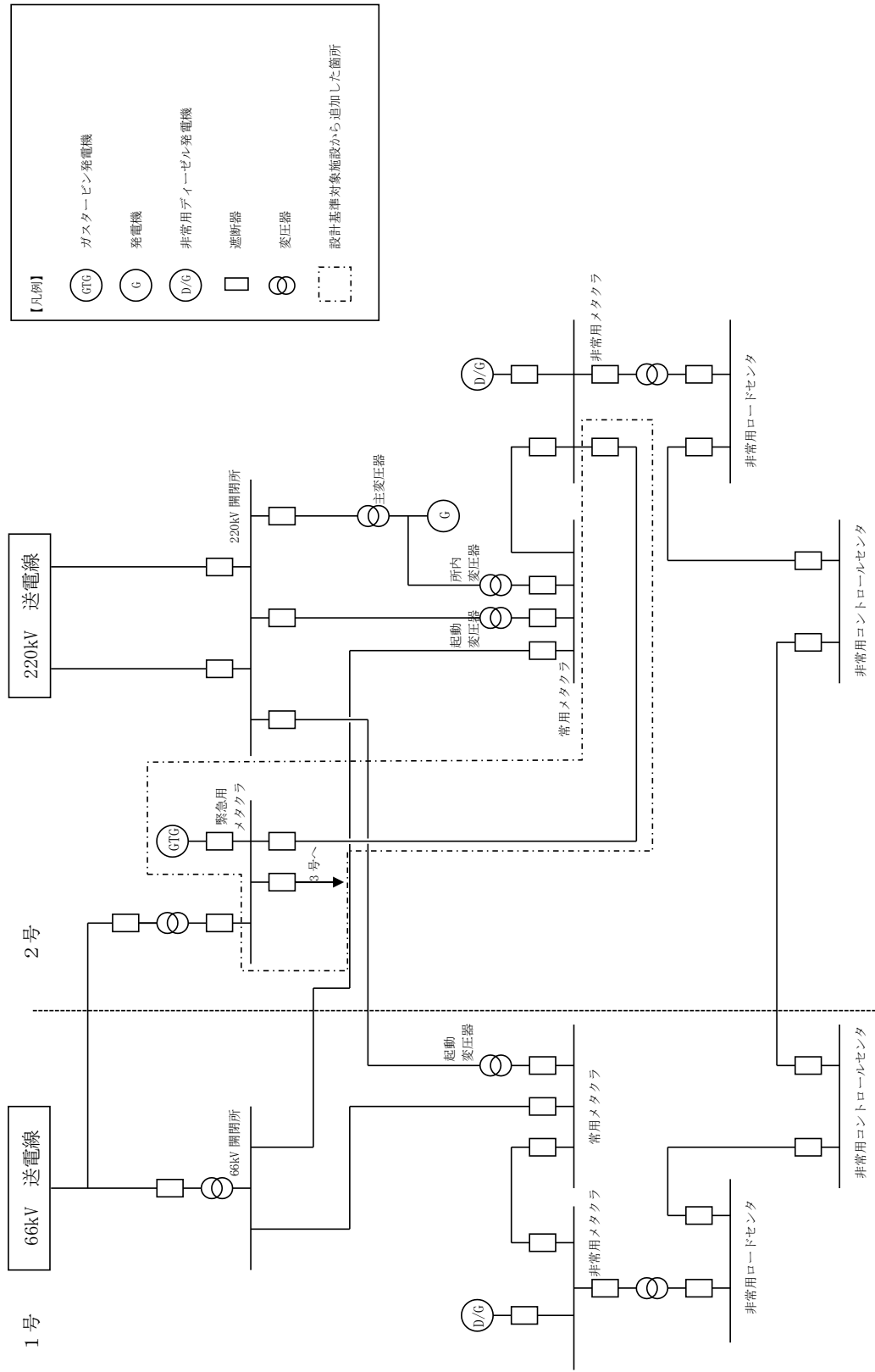
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8
全交流動力電源喪失	非常用母線C系電源喪失	非常用L/C系機能喪失						
		非常用M/C系機能喪失	非常用DEG A系故障					
		外部電源喪失						
	非常用母線D系電源喪失	非常用L/C系機能喪失						
		非常用M/C系機能喪失	非常用DEG B系故障					
		外部電源喪失						
非常用母線HPCS系電源喪失	非常用C/C HPCS系機能喪失							
	非常用M/C HPCS系機能喪失	HPCS系非常用DEG故障						
		外部電源喪失						
全直流電源喪失 (115V直流電源喪失)	A-115V系直流盤電源喪失	A-115V系直流母線機能喪失						
		直流盤遮断器故障						
		A-115V系蓄電池機能喪失	A-115V系蓄電池機能喪失					
		A-115V系直流母線への直流電源給電機能喪失	A-115V系充電器盤からの通常給電機能喪失	充電器故障	非常用L/C系機能喪失		非常用DEG A系故障	外部電源喪失
				交流電源喪失	非常用M/C系機能喪失			
	B-115V系直流盤電源喪失	B-115V系直流母線機能喪失						
		直流盤遮断器故障						
		B-115V系蓄電池機能喪失	B-115V系蓄電池機能喪失					
		B-115V系直流母線への直流電源給電機能喪失	B-115V系充電器盤からの通常給電機能喪失	充電器故障	非常用L/C系機能喪失		非常用DEG B系故障	外部電源喪失
				交流電源喪失	非常用M/C系機能喪失			
HPCS-115V系直流盤電源喪失	HPCS-115V系直流母線機能喪失							
	直流盤遮断器故障							
	HPCS-115V系蓄電池機能喪失	HPCS-115V系蓄電池機能喪失						
	HPCS-115V系直流母線への直流電源給電機能喪失	HPCS-115V系充電器盤からの通常給電機能喪失	充電器故障	非常用C/C HPCS系機能喪失		HPCS系非常用DEG故障	外部電源喪失	
			交流電源喪失	非常用M/C HPCS系機能喪失				
230V系直流盤(RCIC)電源喪失	230V系直流母線(RCIC)機能喪失							
	直流盤遮断器故障							
	230V系蓄電池(RCIC)機能喪失	230V系蓄電池(RCIC)機能喪失						
	230V系直流母線(RCIC)への直流電源給電機能喪失	230V系充電器盤(RCIC)からの通常給電機能喪失	充電器故障	非常用L/C系機能喪失		非常用DEG B系故障	外部電源喪失	
			交流電源喪失	非常用M/C系機能喪失				

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

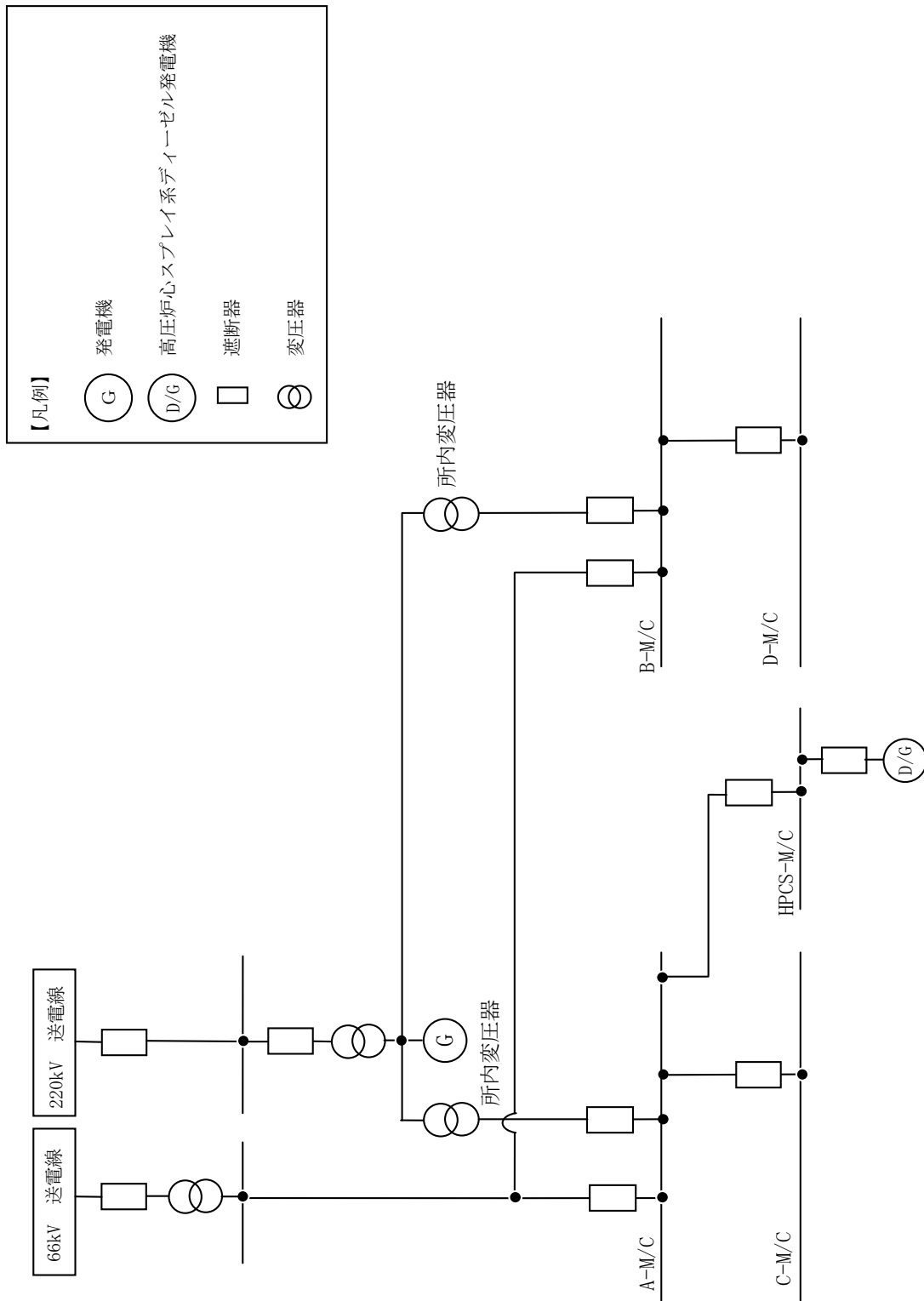
第 1.14-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)



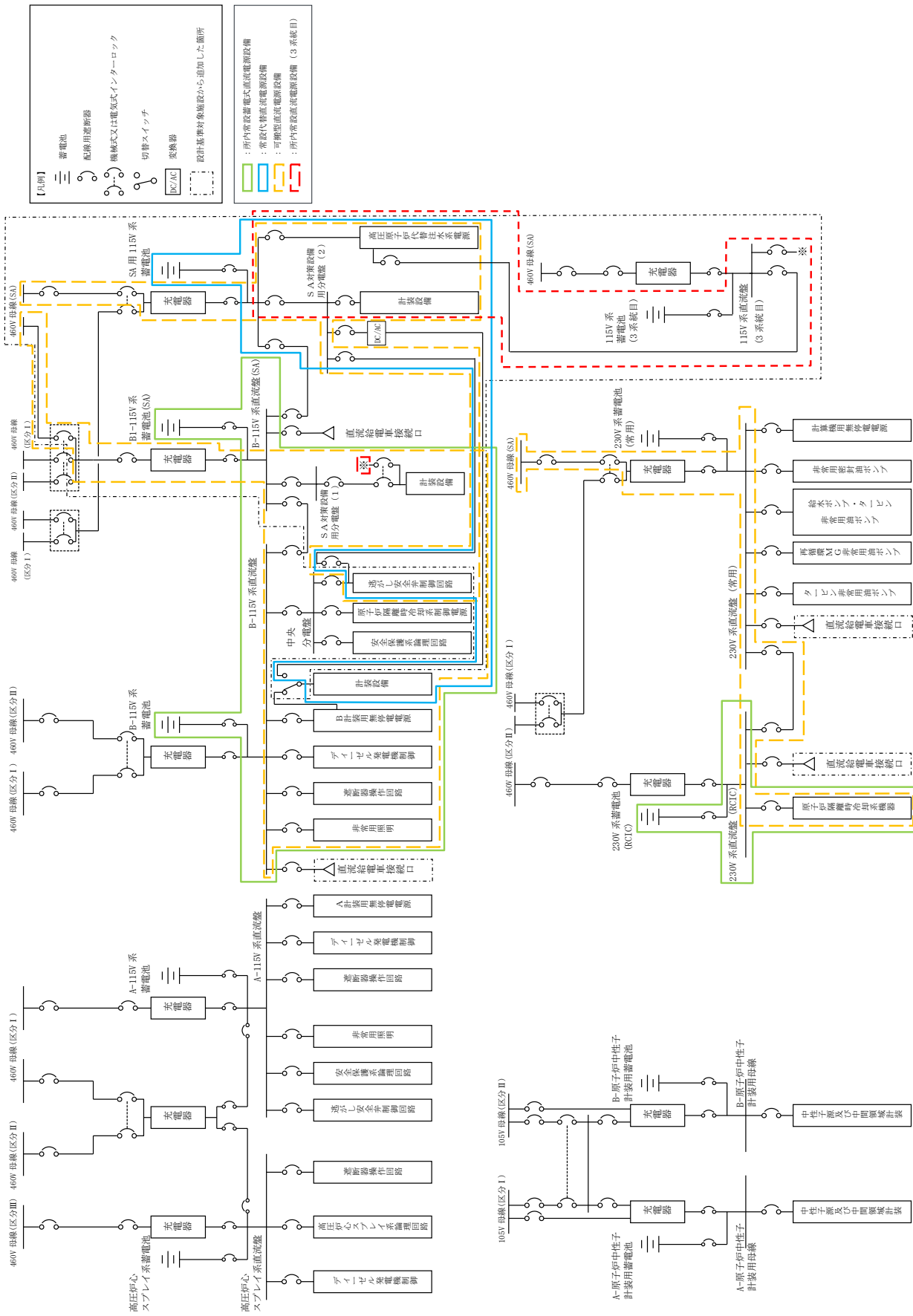
第 1.14-2 図 交流電源単線結線図

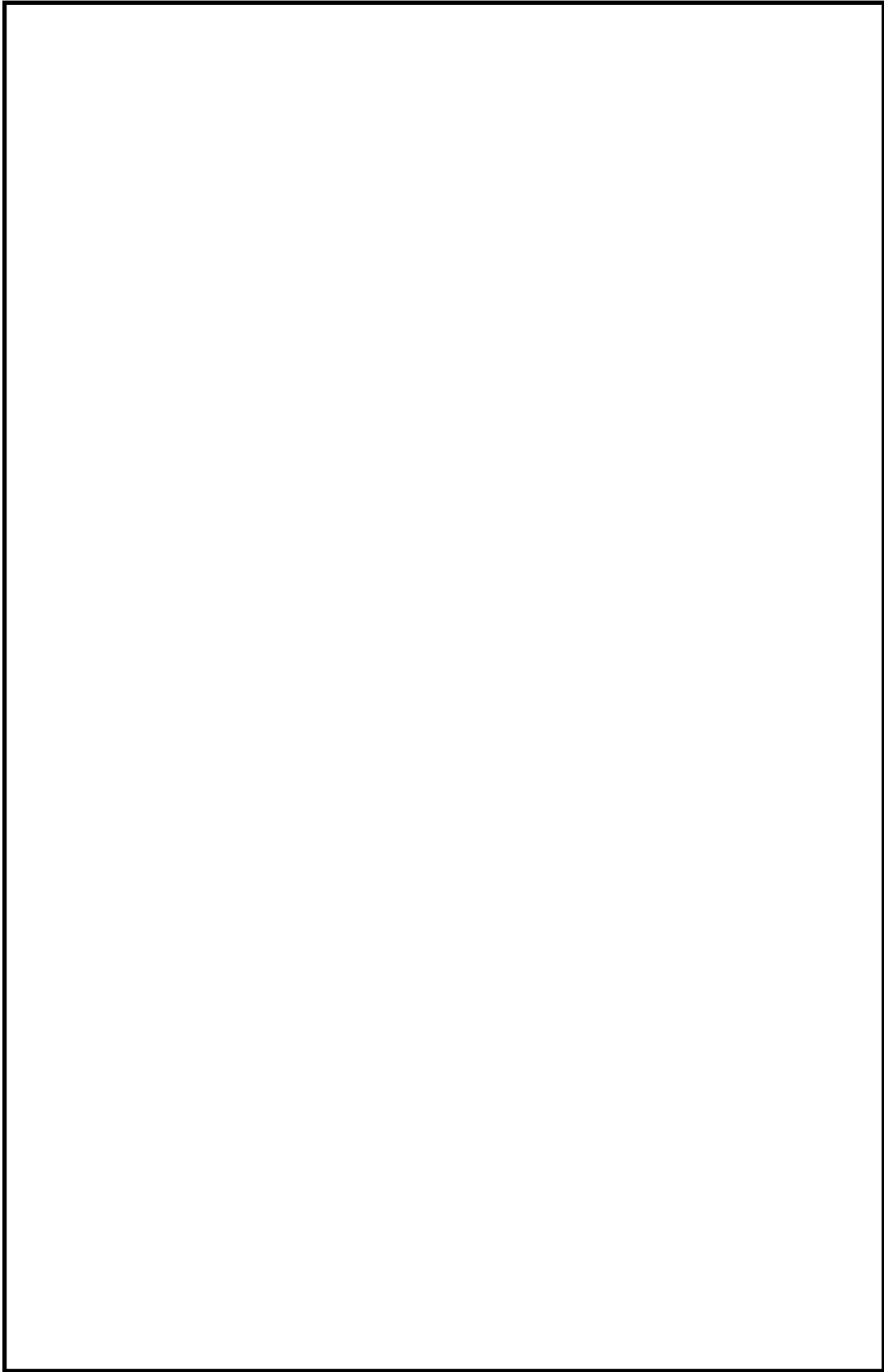


第 1.14-3 図 電力融通単線結線図 (1号炉及び2号炉)



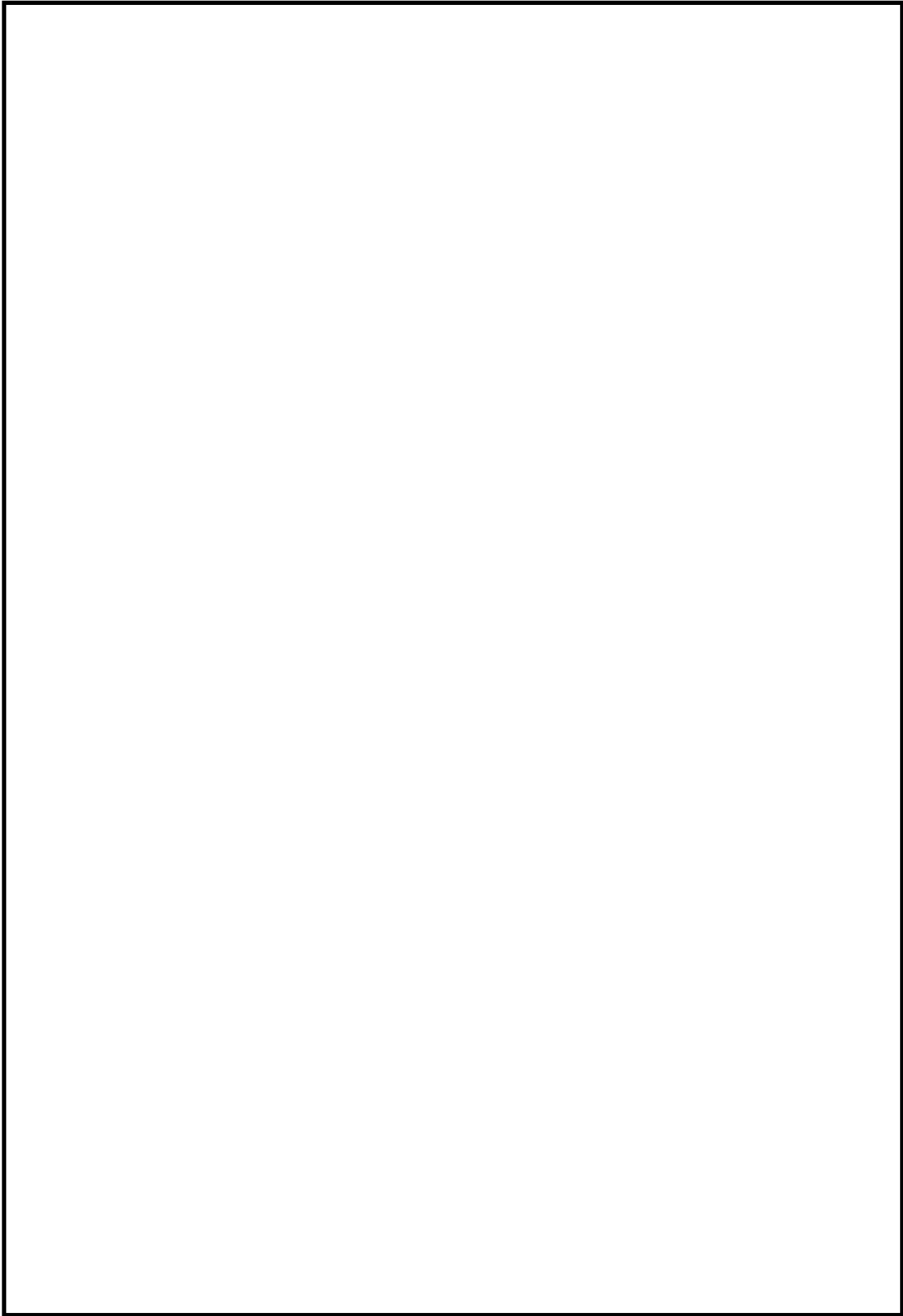
第 1.14-4 図 所内電気設備単線結線図





第1.14-6図 EOP [電源復旧]における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.14-7 図 EOP [外部電源喪失時対応手順]における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

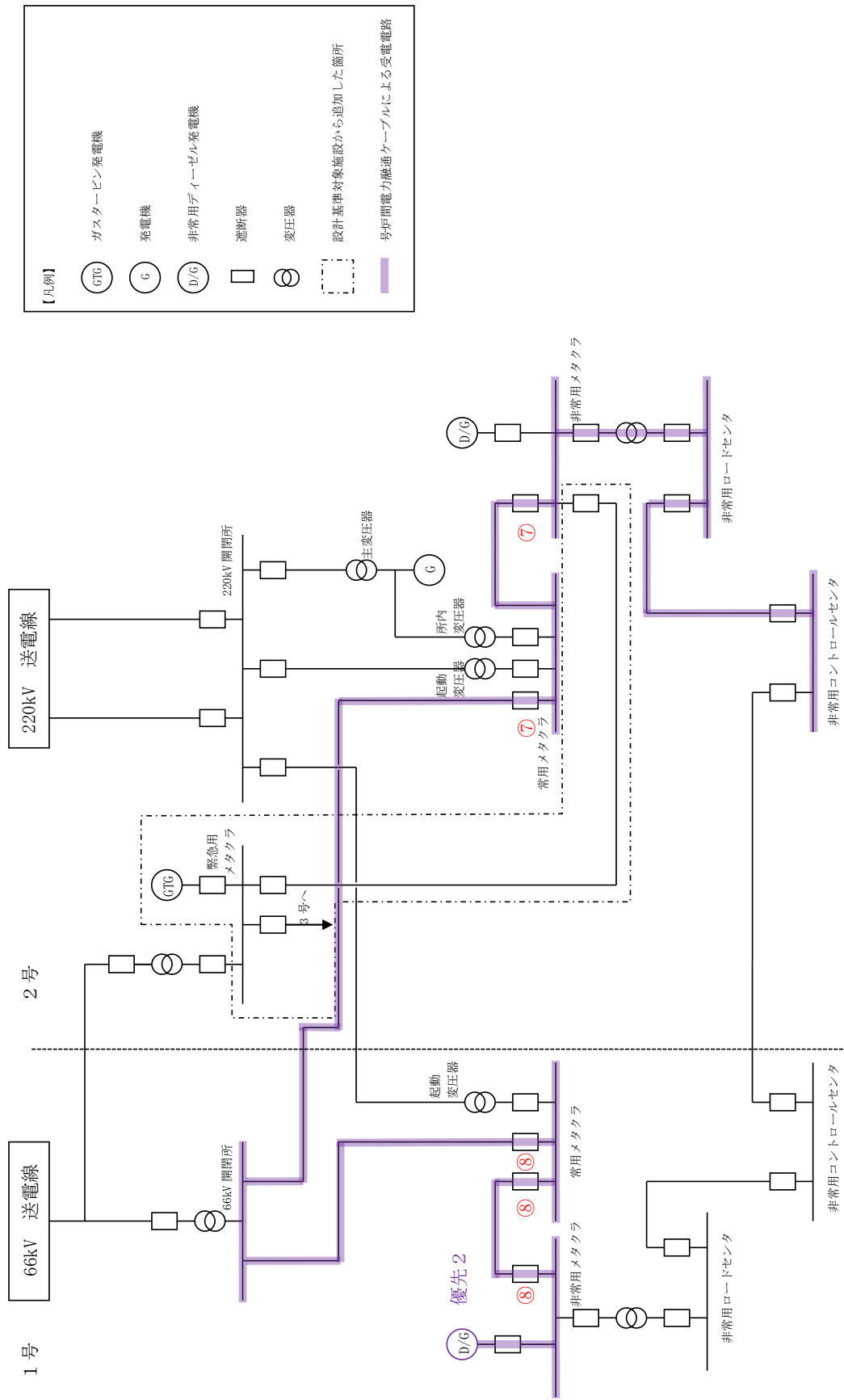
必要な要員と作業項目		経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
ガスタービン発電機による M/C C系及びM/C D系受電 (中央制御室操作による起動)	中央制御室運転員 A	40分		ガスタービン発電機によるM/C D系への給電※1													
		1時間10分		ガスタービン発電機によるM/C C系への給電※1													
		ガスタービン発電機起動, 緊急用メタタラの受電操作	M/C														
		D系受電準備	M/C														
		D系受電準備	M/C														
	現場運転員 B, C	移動, M/C															
		D系受電準備	M/C														
		D系受電準備	M/C														
		移動, M/C															
		D系受電準備	M/C														

必要な要員と作業項目		経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
ガスタービン発電機による M/C C系及びM/C D系受電 (現場操作による起動) ※2	中央制御室運転員 A	1時間5分		ガスタービン発電機によるM/C D系への給電※1													
		1時間10分		ガスタービン発電機によるM/C C系への給電※1													
		ガスタービン発電機起動, 緊急用メタタラの受電操作	M/C														
		D系受電準備	M/C														
		D系受電準備	M/C														
	現場運転員 B, C	移動, M/C															
		D系受電準備	M/C														
		D系受電準備	M/C														
		移動, M/C															
		D系受電準備	M/C														
緊急時対策要員	移動																
	ガスタービン発電機起動準備																
	ガスタービン発電機起動, 緊急用メタタラの受電操作																

※1 M/C受電はD系を優先して受電することとする。なお, 状況によっては, C系から受電する可能性もある。

※2 タイムチャートは, 中央制御室からのガスタービン発電機の起動失敗により, 現場からの起動操作を行うことを判断した時とする。

第 1.14-9 図 ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
タイムチャート



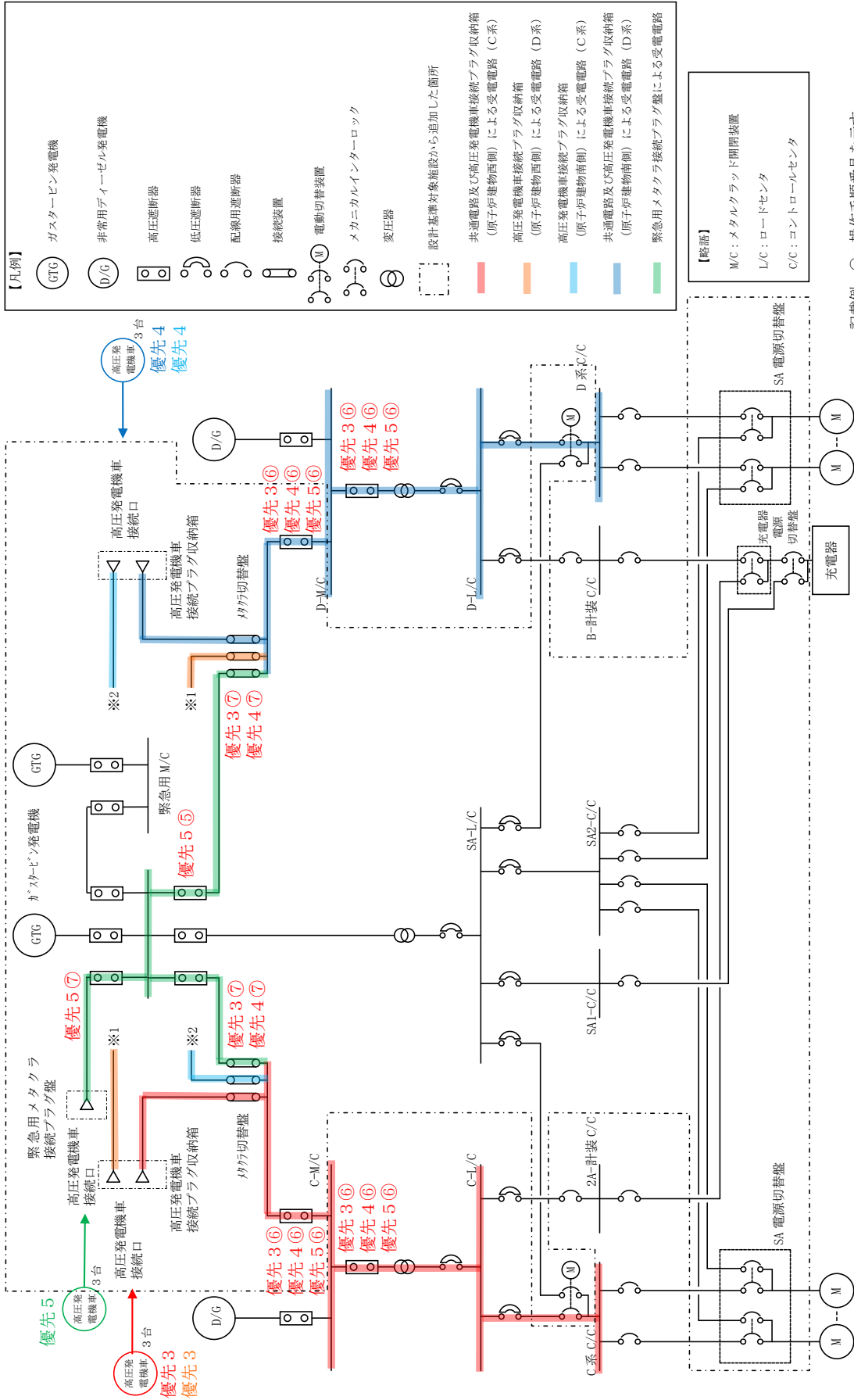
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-10 図 号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C C系又はM/C D系受電（号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合） 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240				
	要員(数)	1 時間35分 号炉間電力融通ケーブル (常設) による電力融通															
号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用したM/C C系又はM/C D系受電	中央制御室運転員A	1	M/C C系又はM/C D系受電準備 インターロック処置														
	現場運転員B, C	2		受電確認	移動, 受電準備	移動, インターロック解除処置											

※1 号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用したM/C C系受電を示す。また、号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用したM/C D系受電については1時間35分以内で可能である。

第 1.14-11 図 号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用したM/C C系又はM/C D系受電 (号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合) タイムチャート



第 1.14-12 図 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C C系又はM/C C系による受電電路 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考						
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360							
高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車 接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系 又はM/C D系受電 【第1保管エリアを使用する場合】	要員(数)	中央制御室運転員A	1	高圧発電機車によるM/Cへの給電 4時間35分 ※1												※3				
				現場運転員B, C	2	M/C受電準備														
						移動, M/C受電準備														
	緊急時対策要員	3	車両健全性確認(高圧発電機車) ※2																	
			高圧発電機車配置 ※2																	

※1 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間20分以内で可能である。
 ※2 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第4保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。
 また、第4保管エリアを使用した場合、移動、車両健全性確認及び高圧発電機車配置作業で1時間25分以内で可能である。
 ※3 高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C D系受電を示す。
 また、高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系受電については4時間35分以内で可能である。

第1.14-13 図 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
 (高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による
 M/C C系又はM/C D系受電の場合)
 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360				
		高圧発電機車によるM/Cへの給電 4時間35分 ※1															
高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電	要員(敬) 1 中央制御室運転員A 2 現場運転員B, C 3 緊急時対策要員	M/C受電準備													受電確認	※3	
		移動, M/C受電準備														受電確認	
		車両健全性確認(高圧発電機車) ※2														高圧発電機車準備, ケーブル/ケーブル敷設, 接続 移動, メタクト 移動, 送電操作	

※1 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間20分以内で可能である。
 ※2 第4保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第4保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。
 また、第4保管エリアを使用した場合、移動, 車両健全性確認及び高圧発電機車配置作業で1時間25分以内で可能である。
 ※3 高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系受電を示す。
 また、高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるM/C C系受電については4時間35分以内で可能である。

第 1.14-14 図 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電 (高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による

M/C C系又はM/C D系受電の場合)

タイムチャート

手続の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考					
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360						
高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	要員(数)	中央制御室運転員A	1	M/C受電準備													高圧発電機車によるM/Cへの給電 4時間40分 ※1	※3	
			2	移動, M/C受電準備															
			3	緊急時対策所～第4保管エリア移動※2 車前健全性確認(高圧発電機車)															
	緊急時対策要員	3		高圧発電機車準備														移動, 送電操作	
				逆断器操作															
				移動, 送電操作															

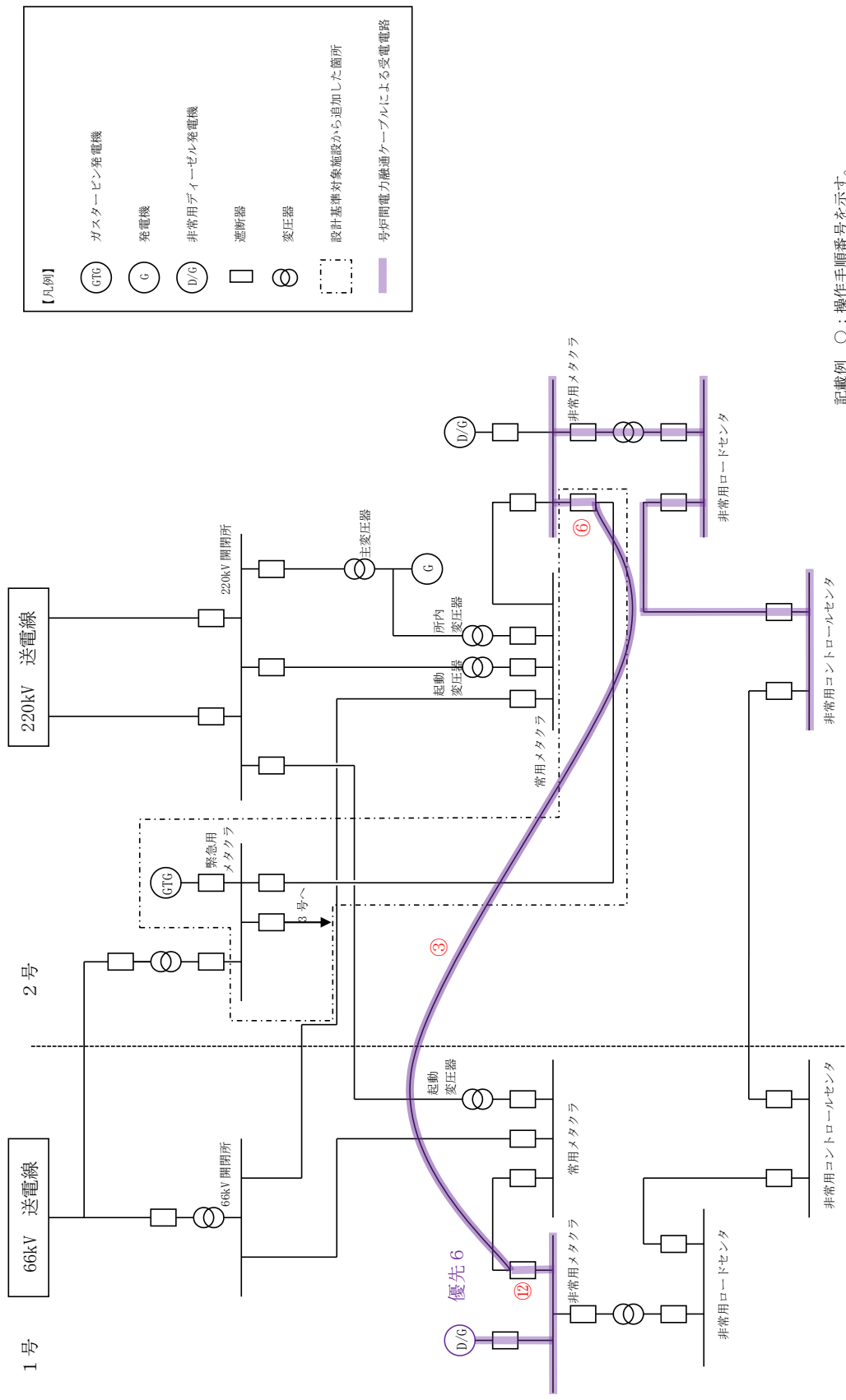
※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間25分以内で可能である。

※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合、速やかに対応できる。

※3 高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)によるM/C D系受電を示す。

なお、高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)によるM/C C系受電については、4時間40分以内で可能である。

第 1.14-15 図 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
 (高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)によるM/C C系又はM/C D系受電の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))
 タイムチャート



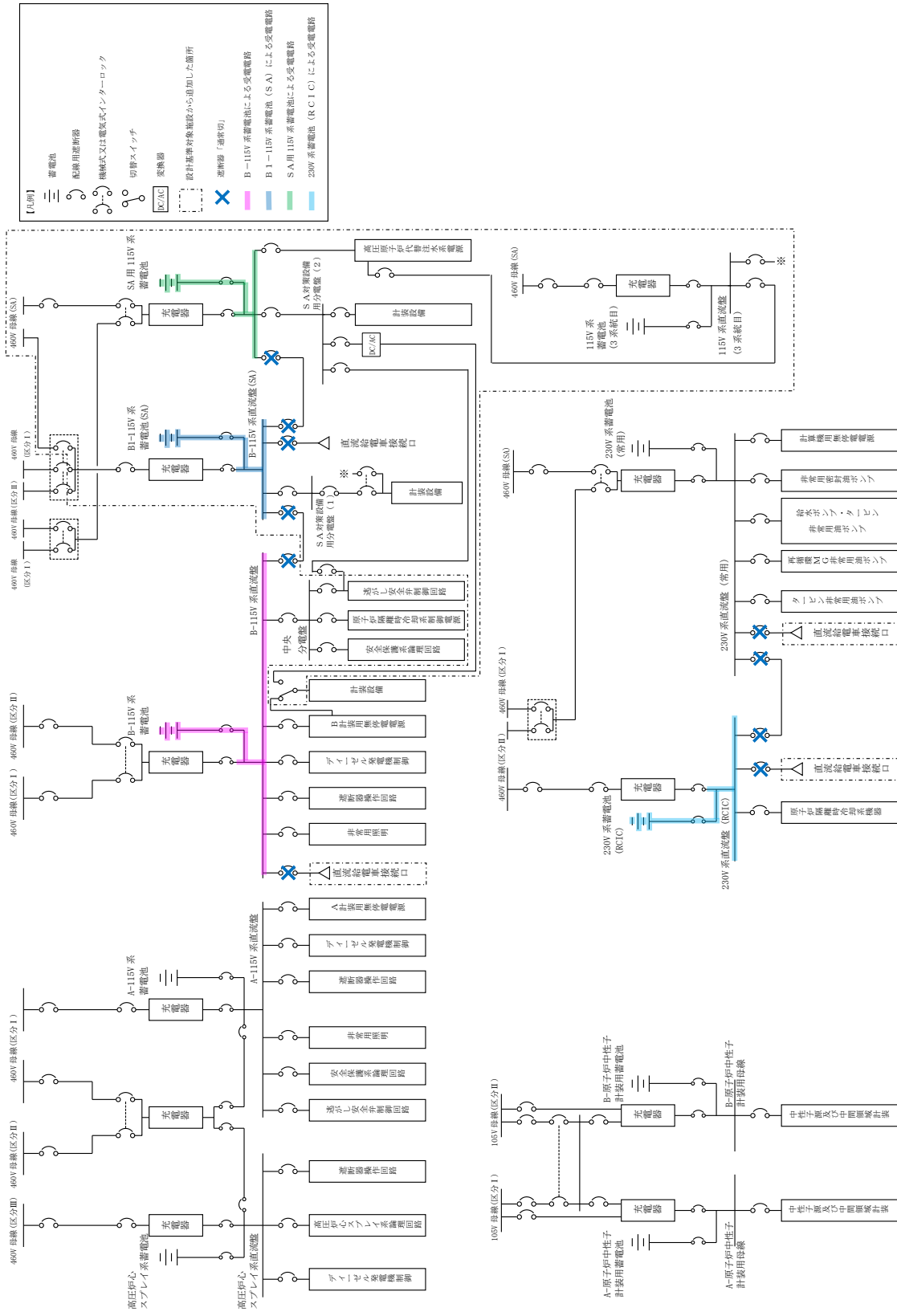
第1.14-16図 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C C系又はM/C D系受電（号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合） 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考							
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		260	280	300				
号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C、C系又はM/C、D系受電 (他号炉の非常用ディーゼル発電機B系から受電する場合)	要員(数)	4時間25分 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による電力融通																			
		中央制御室運転員A	1	M/C	C系又はM/C	D系受電準備															
		現場運転員B、C	2																		受電確認※1
	緊急時対策要員	3																			

※1 他号炉の非常用ディーゼル発電機A系から受電する場合は中央制御室運転員にて受電操作を実施する。

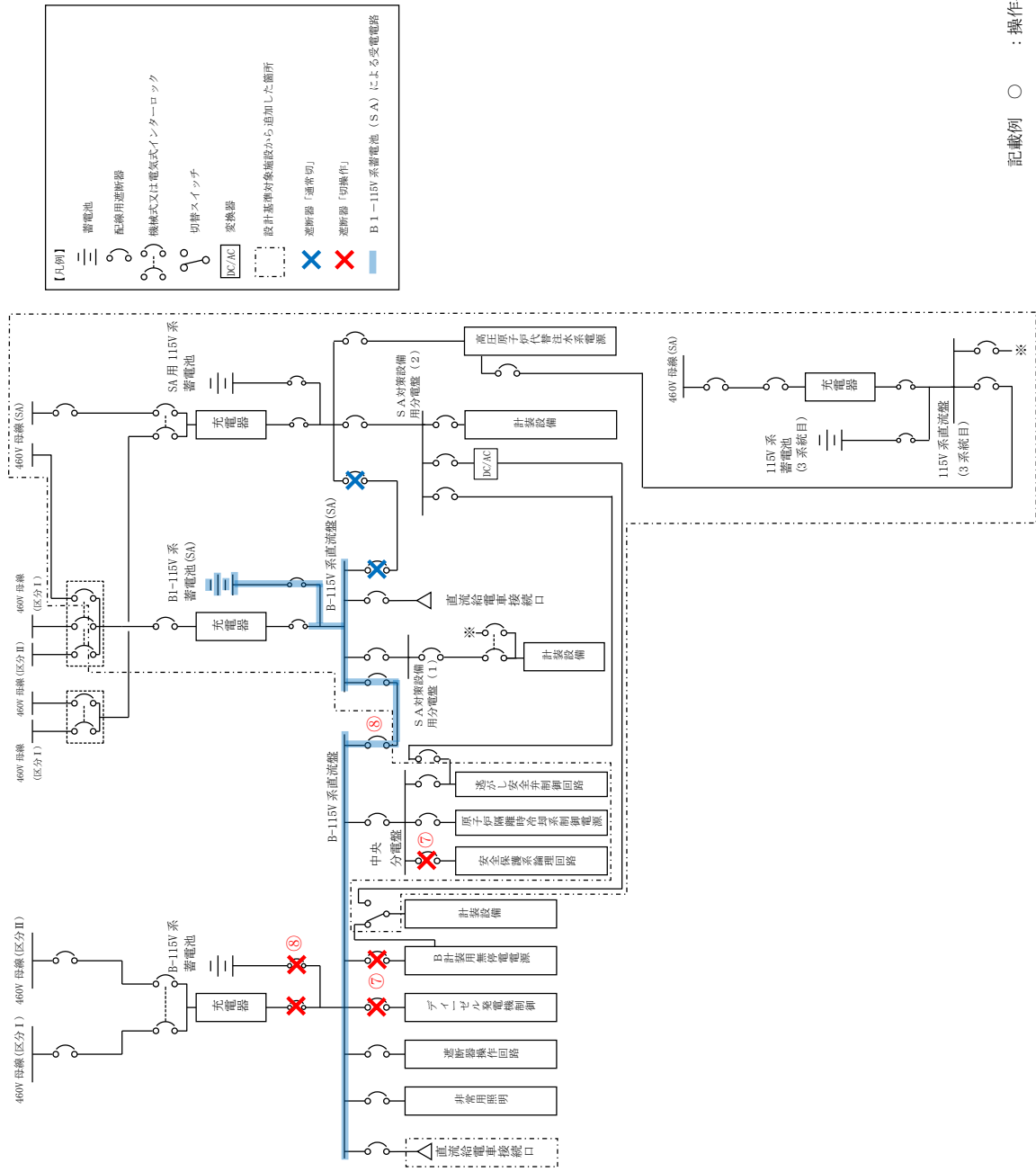
※2 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C、D系受電を示す。また、号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C、C系受電については4時間25分以内で可能である。

第1.14-17 図 号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C、C系又はM/C、D系受電
 (号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C、C系又はM/C、D系受電の場合) タイムチャート

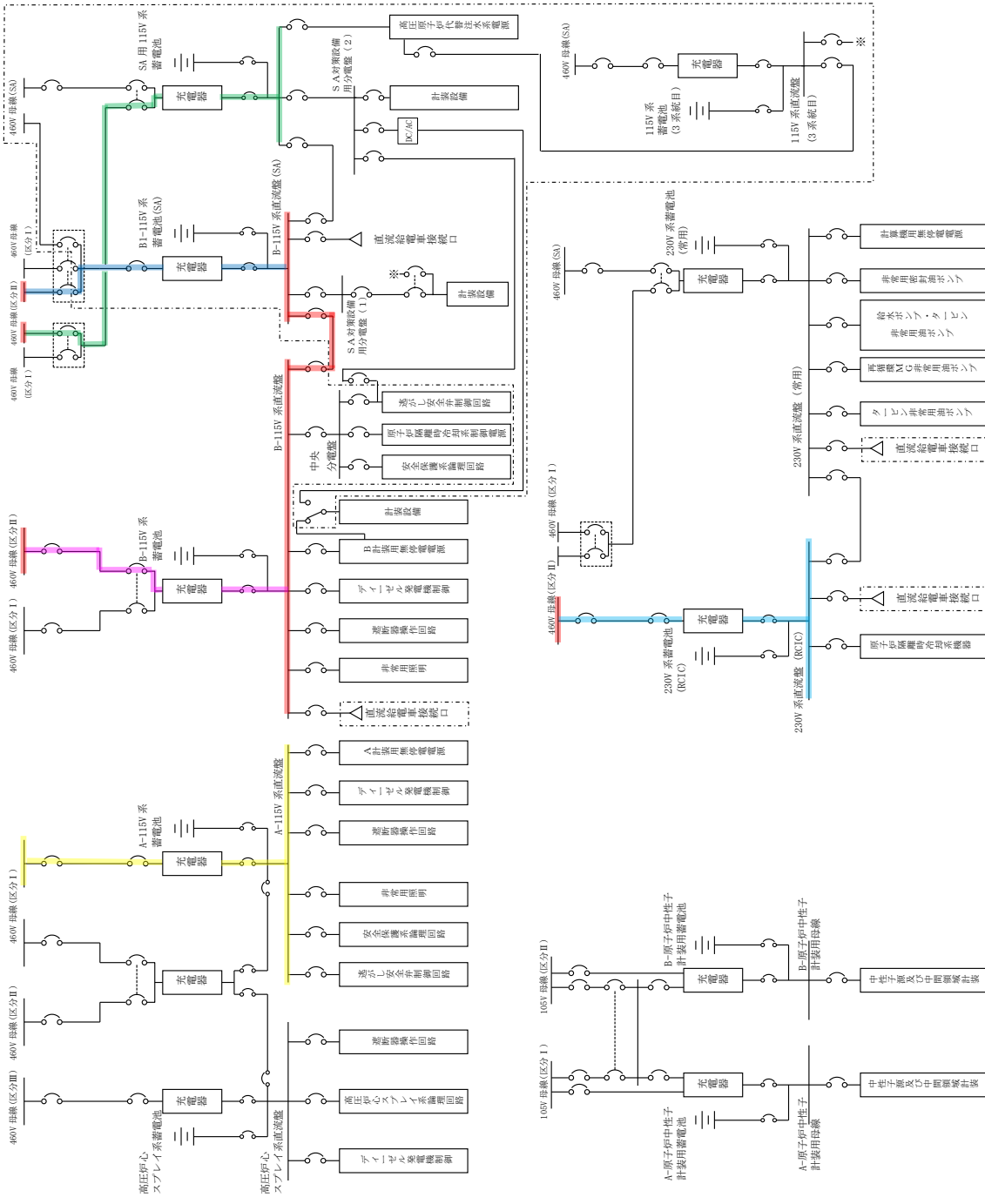
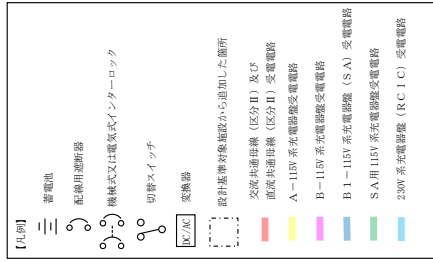


第 1.14-18 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(全交流動力電源喪失後～8時間)

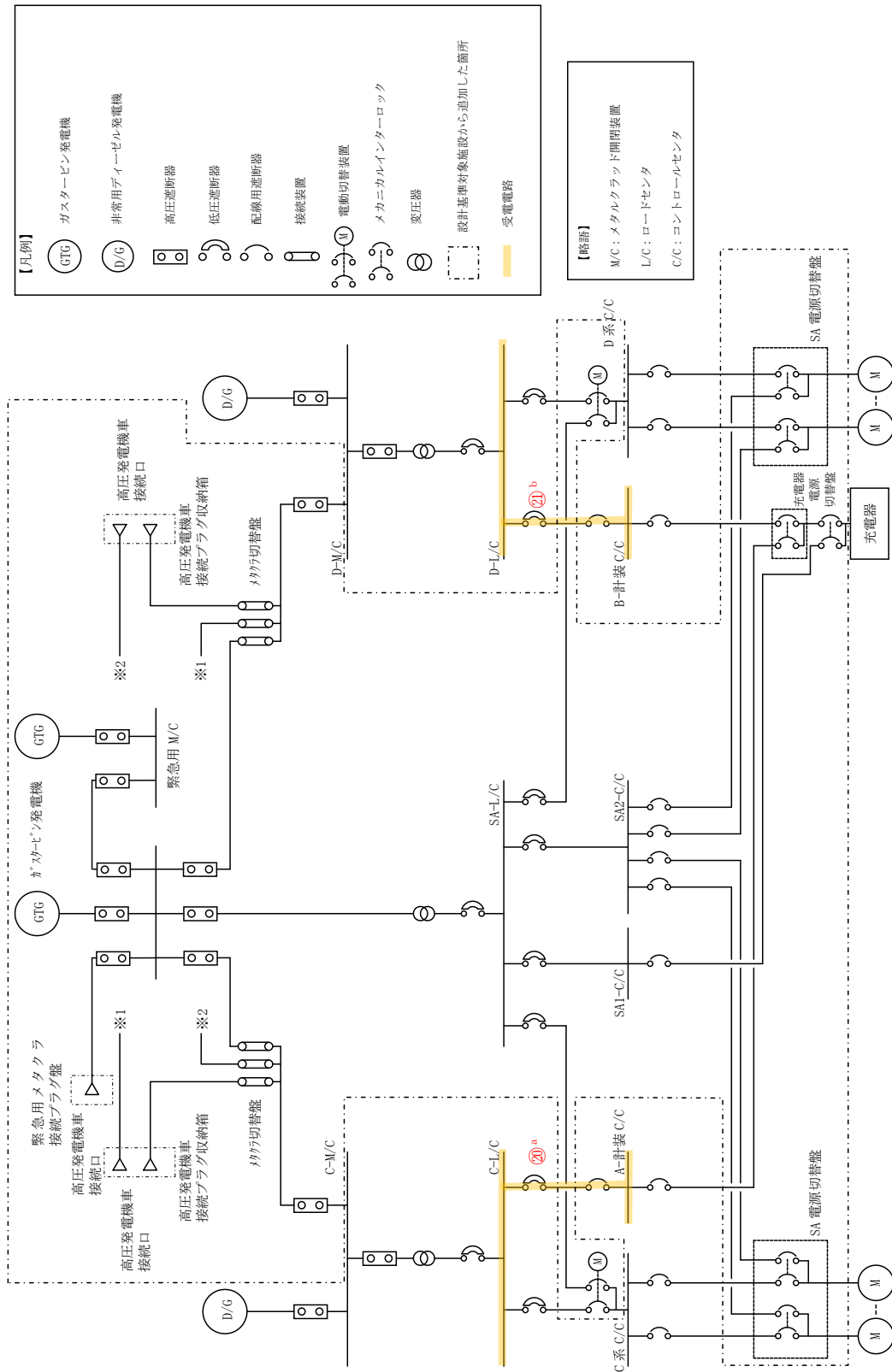
(B-115V 系蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA) 切替え) 概要図 (1/2)



第 1.14-18 図 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
 (全交流動力電源喪失8時間後～24時間後)
 (B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)切替え) 概要図(2/2)



第 1.14-19 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電 (A-115V 系充電器盤, B-115V 系充電器盤, B1-115V 系充電器盤 (S A), SA 用 115V 系充電器盤及び 230V 系充電器盤 (R C I C) 受電) 概要図



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
○~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第 1.14-20 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電（中央制御室監視計器の復旧）概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)						備考
		6	7	8	9	10	11	
所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電	要員(数)	8時間30分 B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替						
	中央制御室運転員A	1		電源切替準備 (RCIC停止操作)				
	現場運転員B, C	2		移動, 不要負荷の切離し				
				受電切替				

第 1.14-21 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)切替え) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)											備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120		
A-115V系充電器受電	要員(数)	1 時間20分 A-115V系充電器受電														
		中央制御室運転員A	1													
	現場運転員B, C	2														

第 1.14-22 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(A-115V系充電器受電) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
B-115V系充電器受電	要員(数)	1 時間20分 B-115V系充電器受電												
		中央制御室運転員A	1											
	現場運転員B, C	2												

第 1.14-23 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(B-115V系充電器受電) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
B 1 - 115V系充電器盤 (S A) 受電	要員(数)	1 時間20分 B 1 - 115V系充電器盤 (S A) 受電													
		中央制御室運転員A	1												
	現場運転員B, C		2												

B - 中央制御室排風機起動
移動, 中央制御室排風機起動準備
B 1 - 115V系充電器盤 (S A) 受電

第 1.14-24 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電 (B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) 受電) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)											備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120
S A用115V系充電器盤受電	要員(数)	1 時間20分 S A用115V系充電器盤受電												
		中央制御室運転員A	1											
	現場運転員B, C	2												

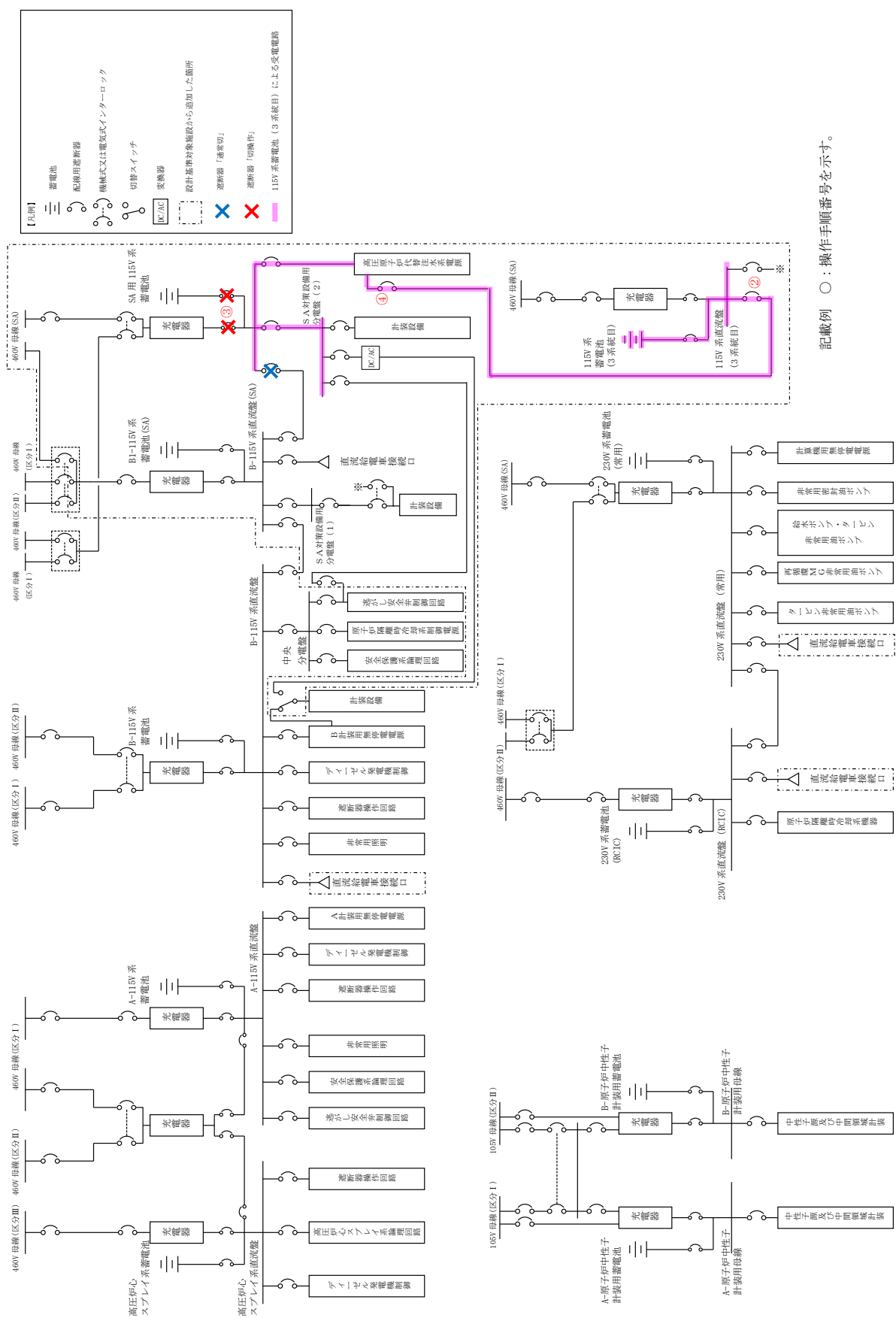
第 1.14-25 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(S A用 115V 系充電器盤受電) タイムチャート

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
230V系充電器盤 (R C I C) 受電	1													1 時間20分 ▽ 230V系充電器盤 (R C I C) 受電 B - 中央制御室排風機起動 移動, 中央制御室排風機起動準備 ↑ 230V系充電器盤 (R C I C) 受電
	2													

第 1.14-26 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電 (230V 系充電器盤 (R C I C) 受電) タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
中央制御室監視計器の復旧	要員(数)	40分 △ 中央制御室監視計器の復旧												
		中央制御室監視計器C系復旧確認												
	1	中央制御室運転員A												
	2	現場運転員B, C												
			C/C C系受電操作 又はC/C C系受電確認											
		C/C D系受電操作 (又はC/C D系受電確認)												

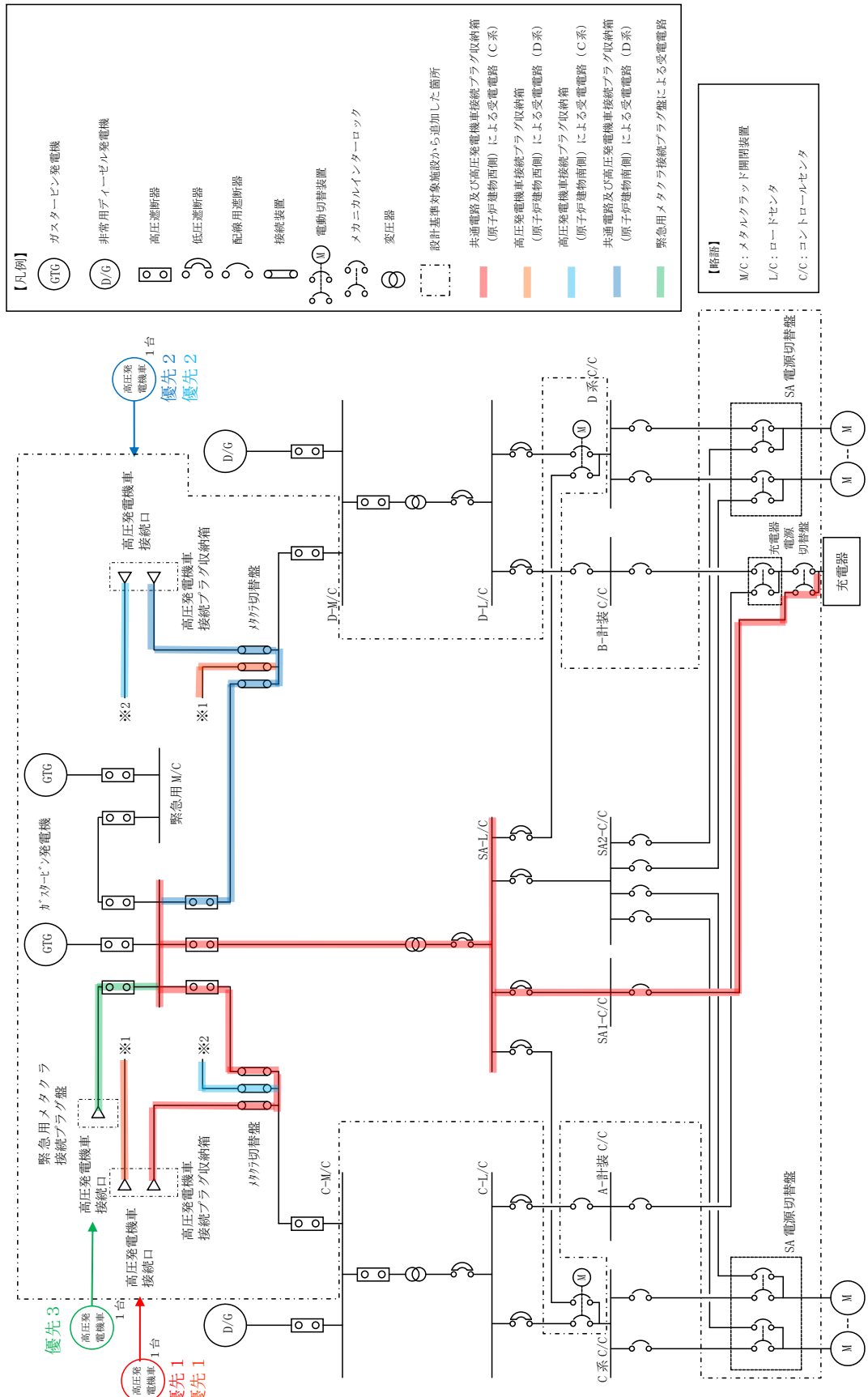
第1.14-27 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(中央制御室監視計器C系及びD系復旧) タイムチャート



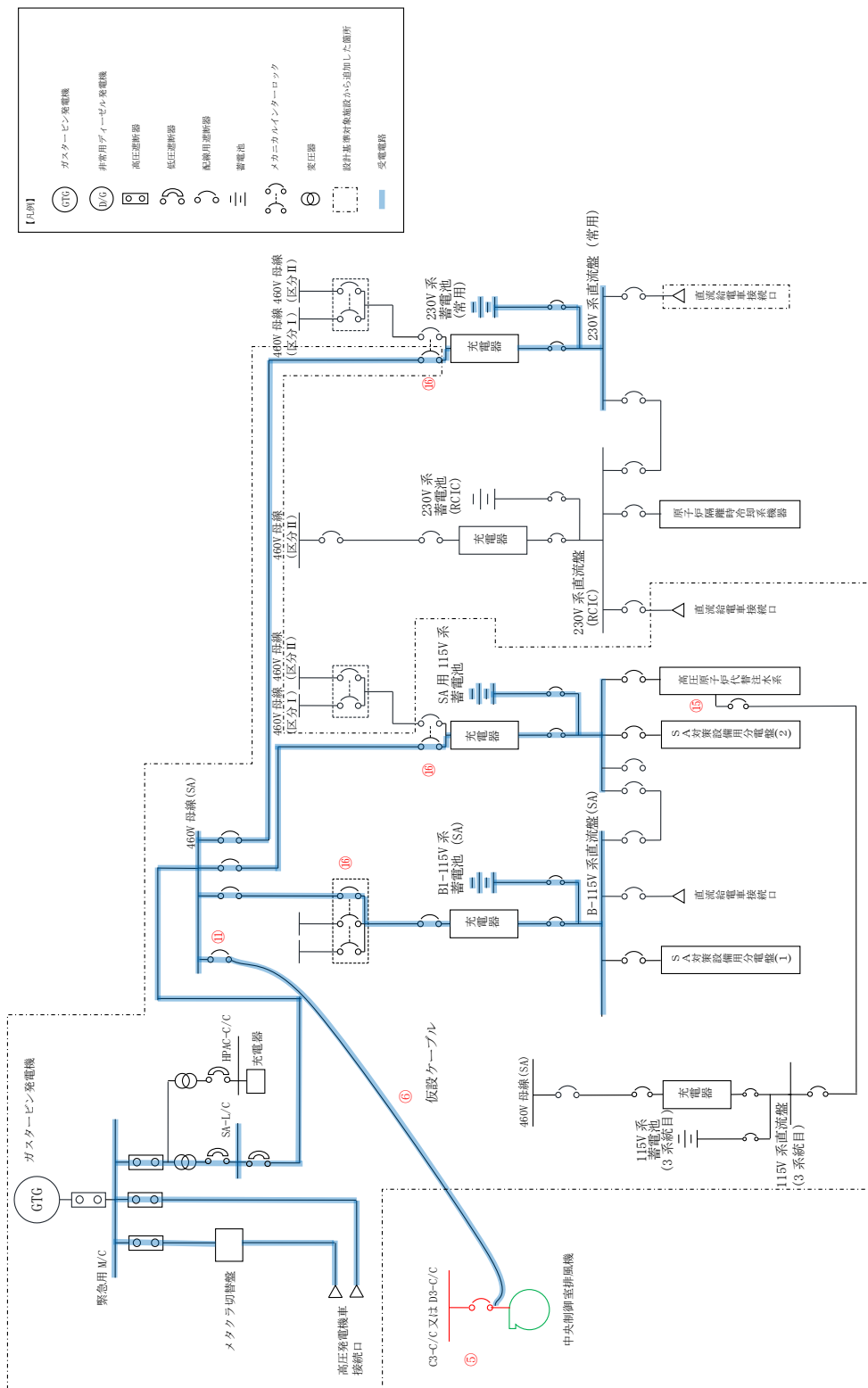
第 1.14-28 図 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電（115V系蓄電池（3系統目）による SA 対策設備用分電盤（2）への給電） 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
手順の項目 所内常設直流電源設備 (3 系統目) による給電	要員(数)	S A対策設備用分電盤 (2) 受電 20分															
	中央制御室運転員 A	1	△														
	現場運転員 B, C	2															

第 1.14-29 図 所内常設直流電源設備 (3 系統目) による給電 タイムチャート



第 1.14-30 図 可搬型直流電源設備による給電 概要図



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-31 図 可搬型直流電源設備による給電 (空調起動用仮設ケーブル接続) 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)										備考		
	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300		330	360
手順の項目	2時間40分 高圧発電機車による給電※1 5時間10分 充電器受電※3												
要員(敬)	中央制御室運転員A	1	緊急用メタクラ及びS A 低圧母線の受電準備							受電確認			
		2	可搬型直流電源設備による給電 (高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電の場合)										
要員(敬)	現場運転員 B, C	1	緊急用メタクラ及びS A 低圧母線の受電準備										
		2	可搬型直流電源設備による給電 (高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電の場合)										
要員(敬)	緊急時対策要員	1	緊急時対策所～第4保管エリア移動※2										
		2	可搬型直流電源設備による給電 (高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電の場合)										
要員(敬)	緊急時対策要員	1	緊急時対策所～第4保管エリア移動※2										
		2	可搬型直流電源設備による給電 (高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電の場合)										

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間10分以内で可能である。
 ※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。
 ※3 所内常設直流電源設備(3系統目)からの給電切替えを実施した場合には、5時間10分以内で可能である。

第 1.14-32 図 可搬型直流電源設備による給電
 (高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電の場合)
 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考				
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360					
可搬型直流電源設備による給電 (高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	要員(敬) 中央制御室運転員A	緊急用メタクラ及びS A 低圧母線の受電準備																
		受電確認																
		排風機運転																
	現場運転員 B, C	移動、仮設ケーブル接続前準備、排風機運転準備																
		移動、排風機電源復旧																
		移動、充電器蓋への給電、受電操作																
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※2																
		車両健全性確認(高圧発電機車)																
		高圧発電機車配置、高圧発電機車準備、ケーブル敷設、接続プラグ収納箱の検電、接続作業																
		移動、メタクラ回降盤作業																
		移動、高圧発電機車による送電																
		移動、仮設ケーブル敷設、接続																

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間10分以内で可能である。
 ※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。
 ※3 所内常設直流電源設備(3系統目)からの給電切替えを実施した場合については、5時間10分以内で可能である。

第 1.14-33 図 可搬型直流電源設備による給電
 (高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)による給電の場合)
 タイムチャート

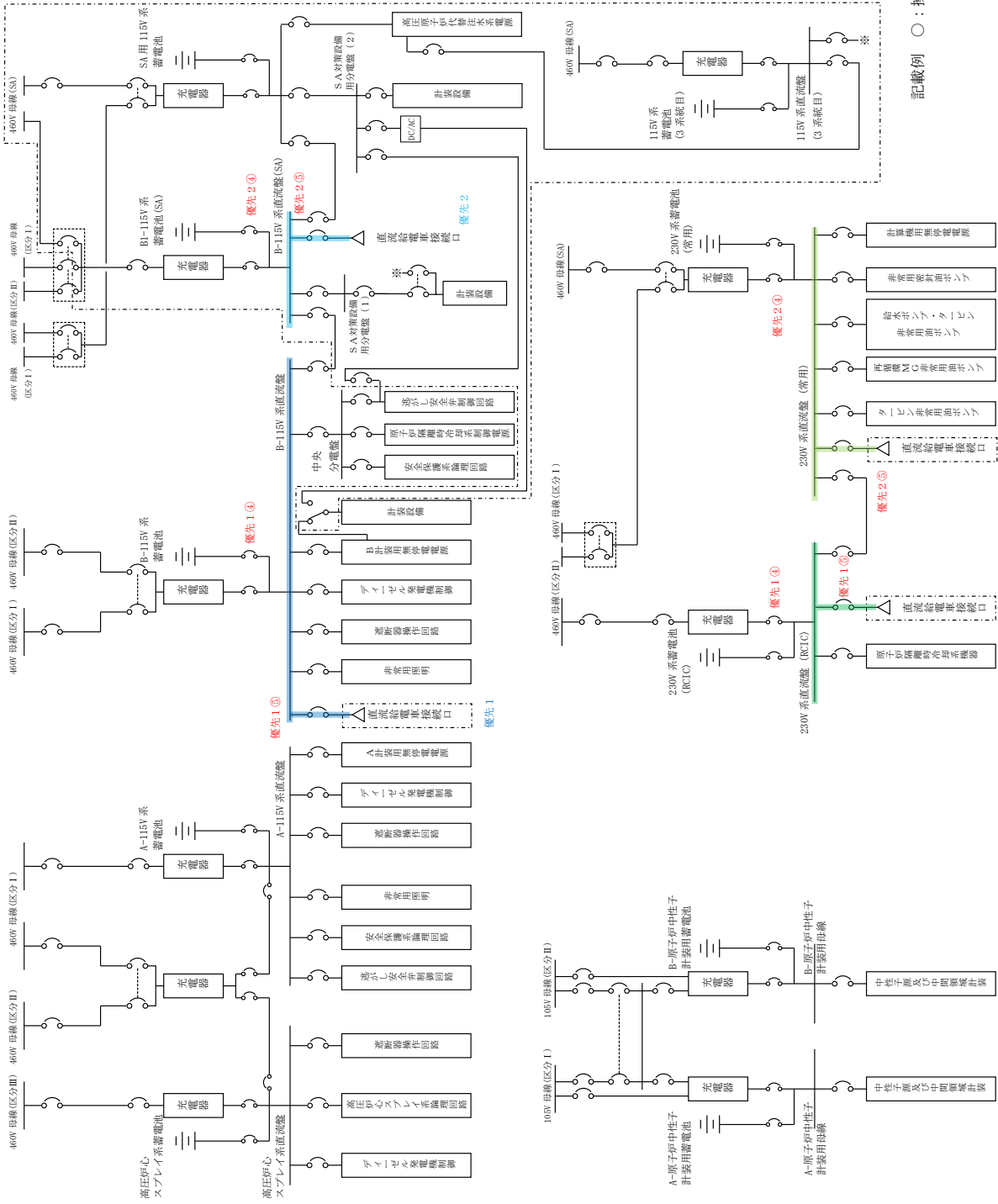
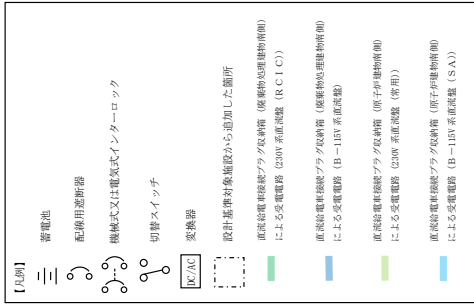
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考		
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		390	
可搬型直流電源設備による給電 (高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続) による給電の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)) 【第4 保管エリアを使用する場合】	中央制御室運転員A 現場運転員B, C 緊急時対策要員	2時間50分 高圧発電機車による給電 ※1												5時間50分 充電器搬受電※3		
		緊急用メタクラ及びS.A低圧母線の受電準備	受電確認	排風機運転	移動, 仮設ケーブル接続前準備, 排風機運転準備	移動, 排風機電源復旧	移動, 充電器盤への給電, 受電操作									
		緊急時対策所〜第4 保管エリア移動※2	車両安全性確認 (高圧発電機車)	高圧発電機車配置	遮断器操作	高圧発電機車による送電	移動, 仮設ケーブル敷設, 接続									

※1 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 2時間20分以内で可能である。

※2 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 速やかに対応できる。

※3 所内常設直流電源設備 (3系統目) からの給電切替を実施した場合については, 5時間50分以内で可能である。

第 1.14-34 図 可搬型直流電源設備による給電
(高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続) による給電の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))
タイムチャート



記載例 ○：操作手順番号を示す。

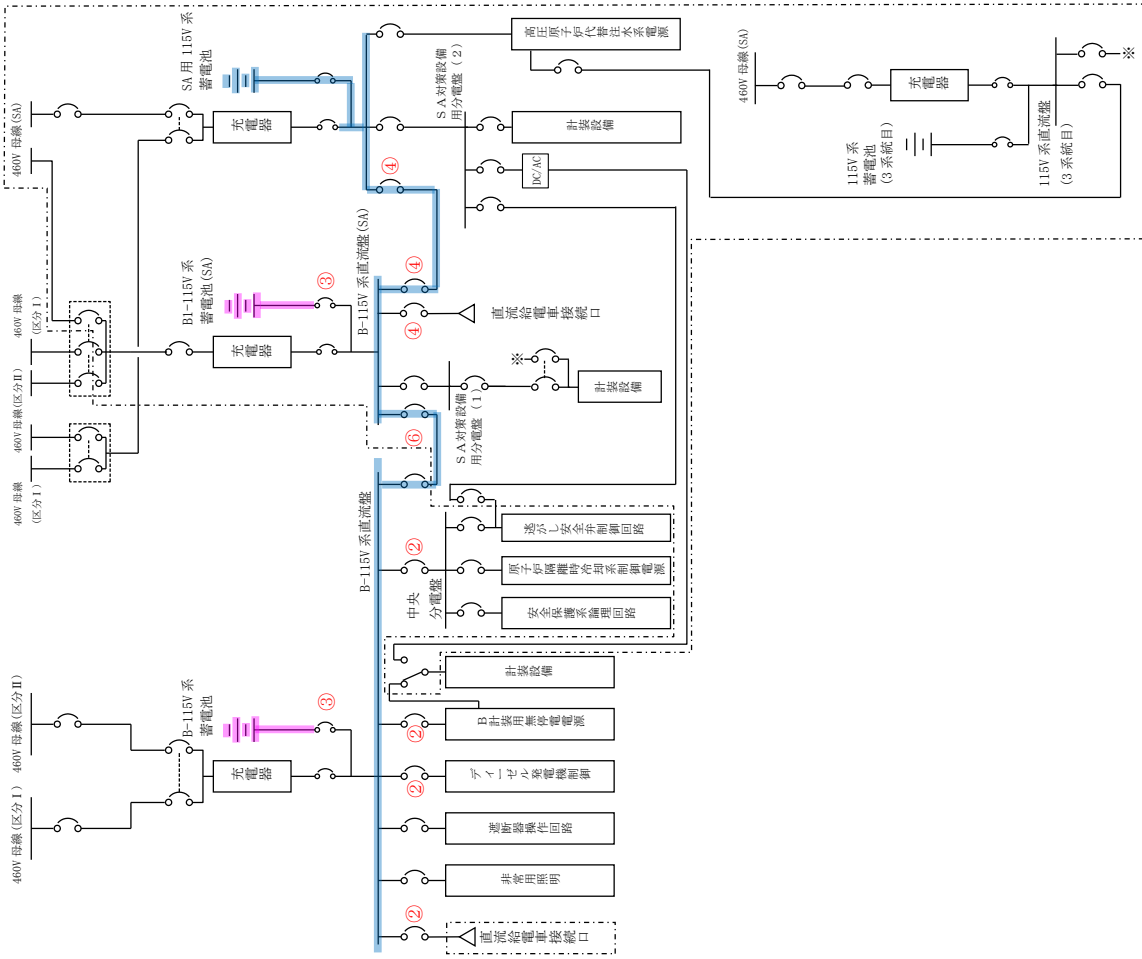
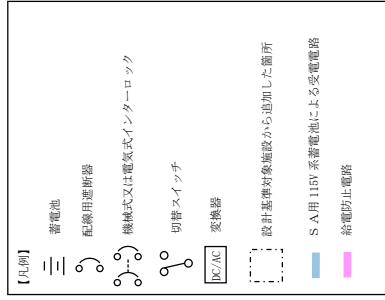
第 1.14-35 図 直流給電車による給電 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)													備考
	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		
手順の項目	直流給電車による給電													
要員(数)	4時間15分													
直流給電車による給電 (廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ 収納箱に接続による直流盤への給電の場合)	現場運転員B, C	移動, 遮断器操作												
	緊急時対策要員	車両健全性確認 (高圧発電機車, 直流給電車)	高圧発電機車, 直流給電車配置	車両準備, ケーブル敷設, 接続	受電確認									
直流給電車による給電														
↑														

第 1.14-36 図 直流給電車による給電
(廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電)
タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考		
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360			
直流給電車による給電 (原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電)	要員(数)	直流給電車による給電 4時間15分														
		2														
	緊急時対策要員	車両健全性確認 (高圧発電機車, 直流給電車)														
		高圧発電機車, 直流給電車配置														
		車両準備, ケーブル敷設, 接続														
		移動, 遮断器操作														
		受電確認														

第 1.14-37 図 直流給電車による給電
 (原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続による直流盤への給電)
 タイムチャート

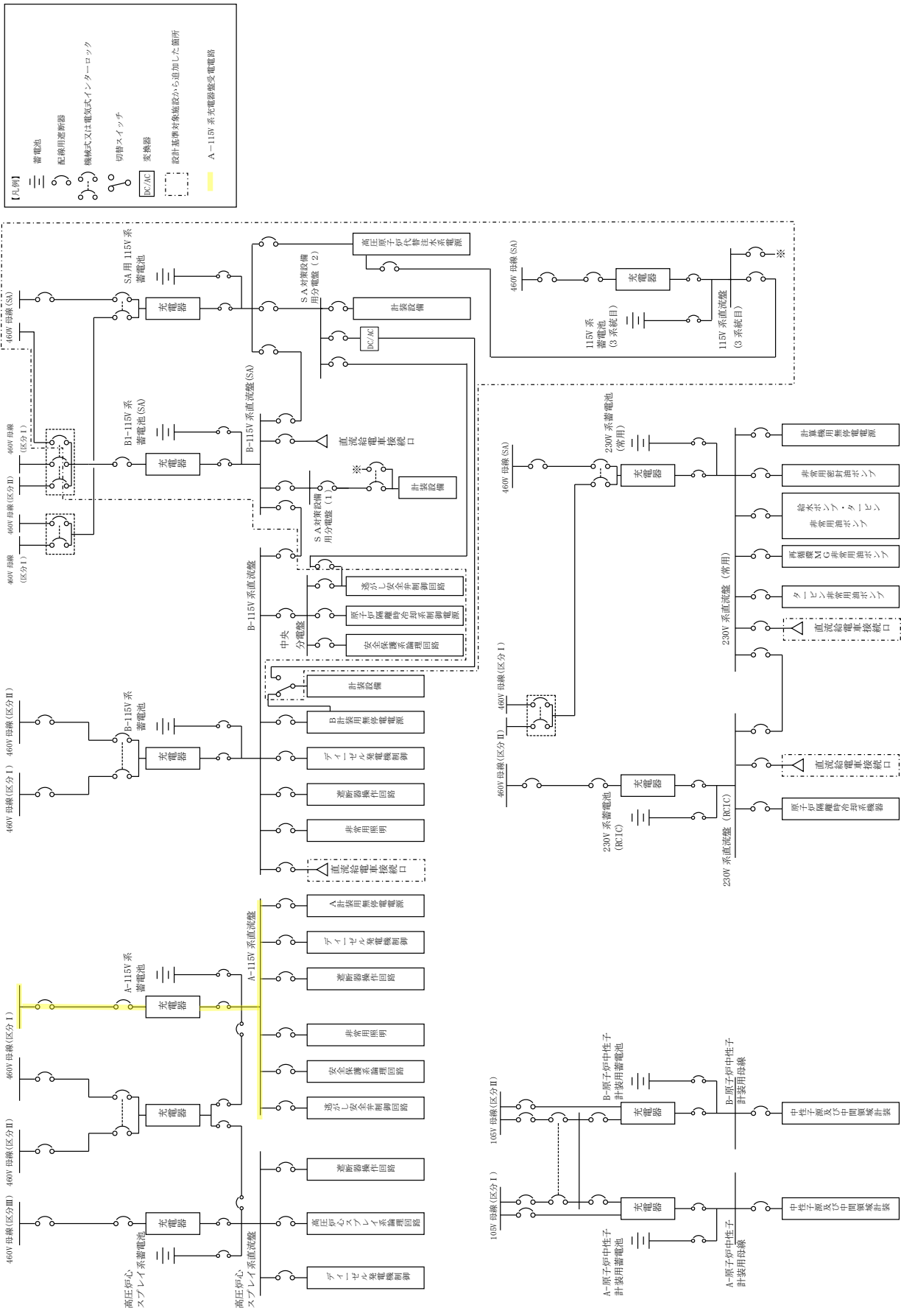


記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-38 図 SA用 115V 系蓄電池による B-115V 系直流盤受電 概要図

必要な要員と作業項目		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)	B-115V系直流盤受電 30分													
	現場運転員B, C	移動, B-115V系直流盤受電準備													
S A用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電	2														

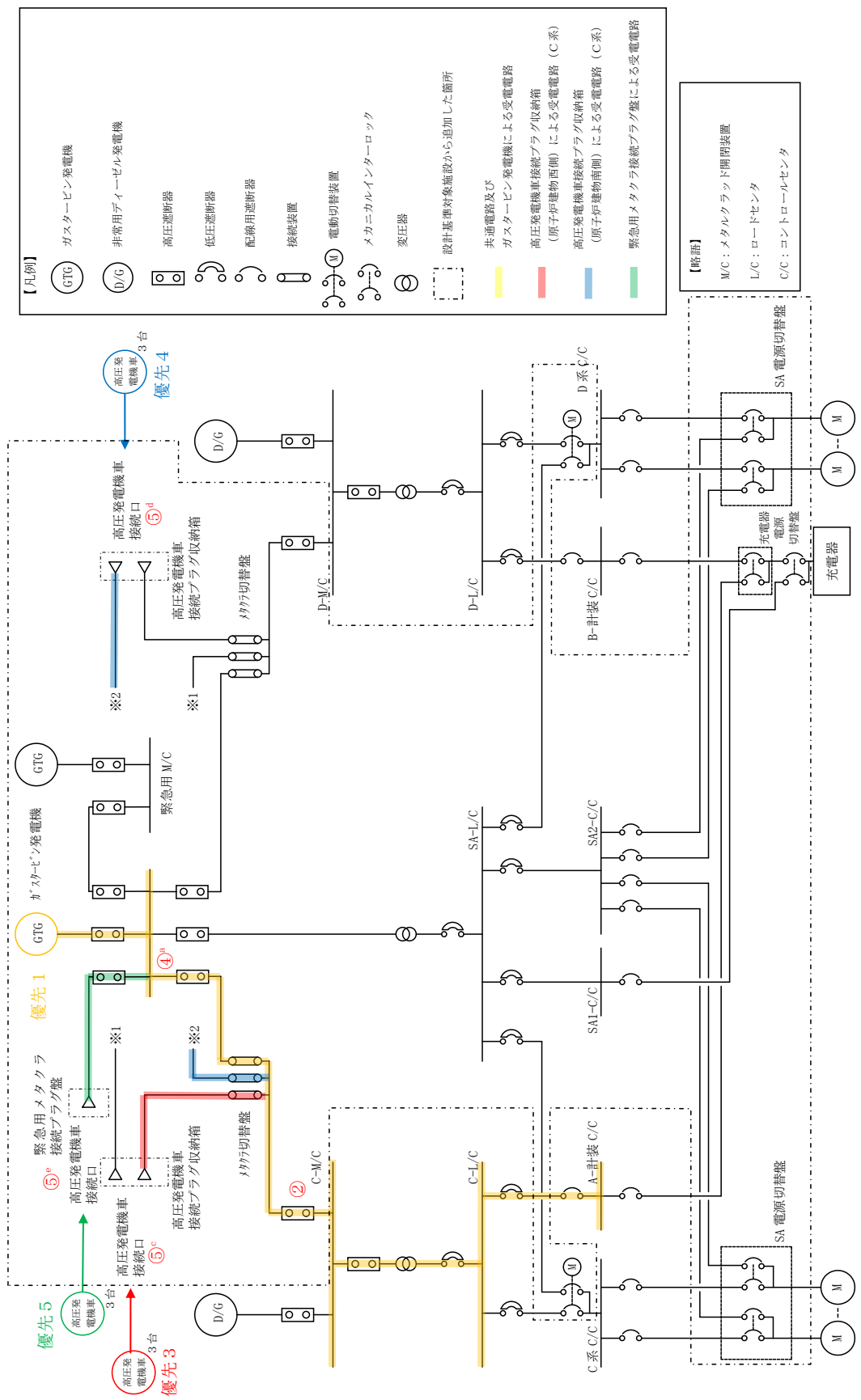
第 1.14-39 図 S A用 115V 系蓄電池によるB-115V 系直流盤受電
タイムチャート



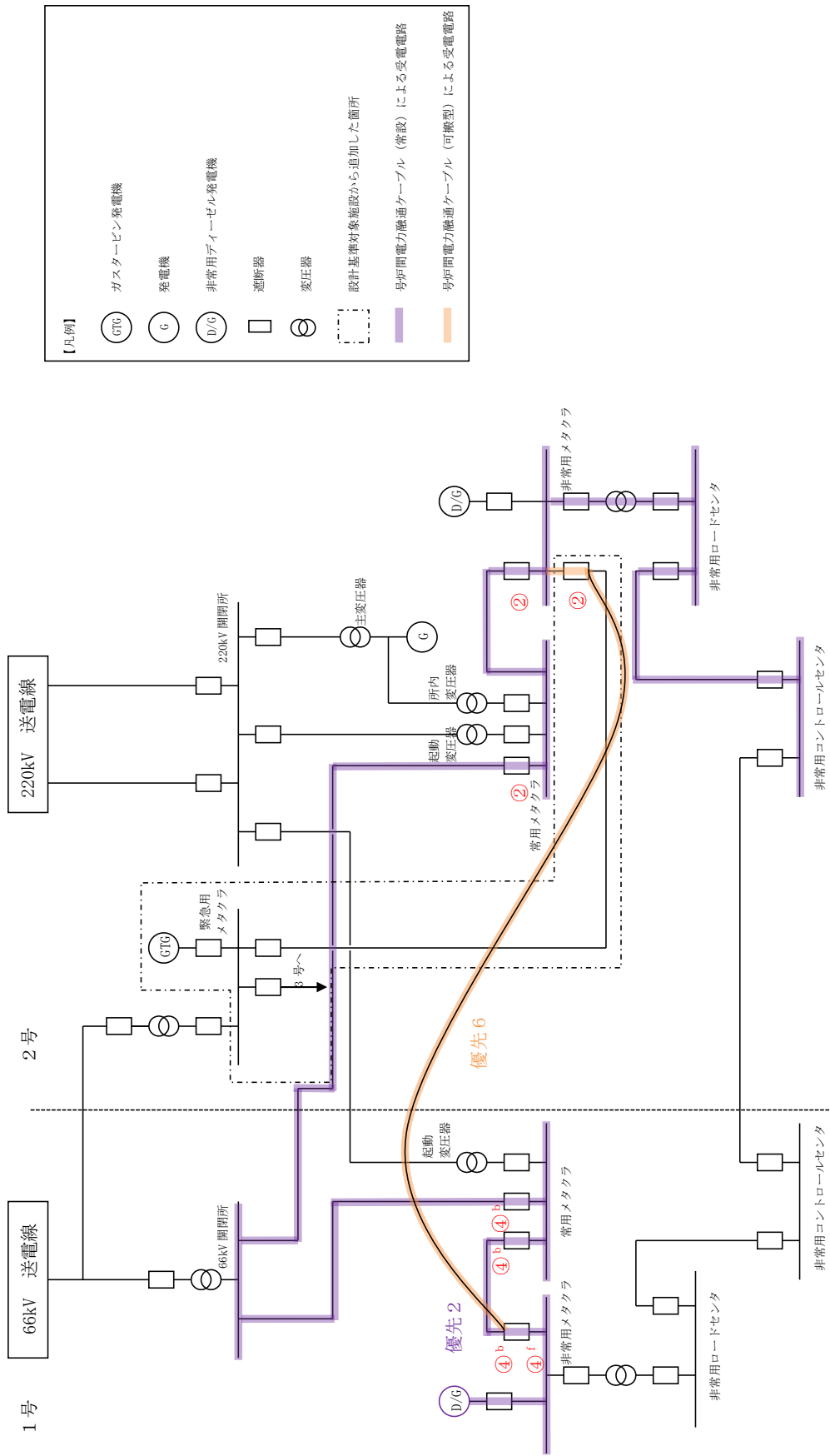
【凡例】

- 蓄電池
- 配線用遮断器
- 機械式又は電気式インターロック
- 切替スイッチ
- 変換器
- 設計基準対象施設から追加した箇所
- A-115V系充電器兼受電回路

第 1.14-40 図 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流盤受電 概要図



第1.14-41図 非常用直流電源喪失時のA-115V系直流流盤受電
 (ガスタービン発電機, 高圧発電機車による給電) 概要図



第 1.14-42 図 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流流盤受電 (号炉間電力融通ケーブルによる給電) 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
非常用直流電源喪失時の A-115V系直流盤受電 (ガスタービン発電機による A-115V系直流盤受電の場合)	要員(数) 中央制御室運転員A 現場運転員B, C	1 時間25分 A-115V系充電器盤受電														
		M/C	C系受電操作													

第 1.14-43 図 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流盤受電
 (ガスタービン発電機による A-115V 系直流盤受電の場合)
 タイムチャート

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
非常用直流電源喪失時の A-115V系直流盤受電 (号炉間電力融通ケーブル(常設) によるA-115V系直流盤受電の場合)	中央制御室運転員A 1		M/C	C系受電操作						A-中央制御室排風機起動				
	現場運転員B, C 2		M/C	A系及びC系受電用遮断器「入」						移動, 中央制御室排風機起動準備				
													A-115V系充電器盤受電	

第 1.14-44 図 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流盤受電
(号炉間電力融通ケーブル(常設)による A-115V 系直流盤受電の場合)
タイムチャート

必要な要員と作業項目	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										
非常用直流電源喪失時の A-115V系直流盤受電 (高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるA-115V系直流盤受電の場合) (高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるA-115V系直流盤受電の場合) (高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続)によるA-115V系直流盤受電の場合)	1	中央制御室運転員A																						
	2	現場運転員B, C																						
	3	緊急時対策要員																						
1時間30分 A-115V系充電器盤受電																								

第1.14-45 図 非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電

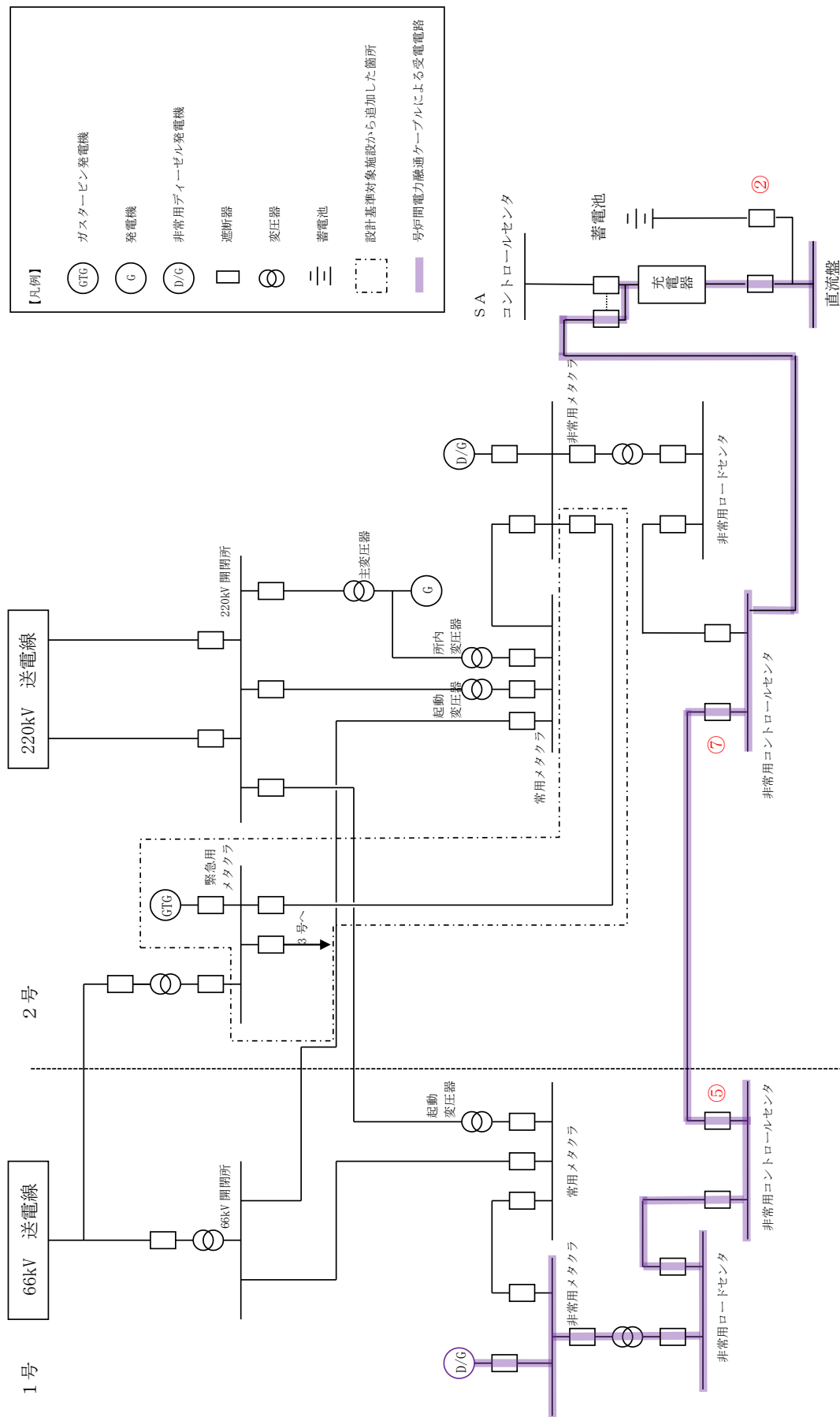
(高圧発電機車(原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるA-115V系直流盤受電の場合)
 (高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続)によるA-115V系直流盤受電の場合)
 (高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)接続プラグ盤への接続)によるA-115V系直流盤受電の場合)
 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考							
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120								
非常用直流電源喪失時の A-115V系直流流盤受電 (号炉間電力融通ケーブル(可搬型) によるA-115V系直流流盤受電の場合 (他号炉の非常用ディーセル発電機 B系から受電する場合))	要員(数)	中央制御室運転員A	1																		

※1 他号炉の非常用ディーセル発電機A系から受電する場合は中央制御室運転員にて受電操作を実施する。

第 1.14-46 図 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流流盤受電
 (号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による A-115V 系直流流盤受電の場合)
 タイムチャート



【凡例】

- GTC ガスタービン発電機
- G 発電機
- D/G 非常用ディーゼル発電機
- 遮断器
- ⊗ 変圧器
- ≡ 蓄電池
- ⋯ 設計基準対象施設から追加した箇所
- 号炉間電力融通ケーブルによる受電回路

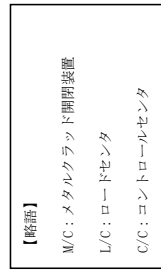
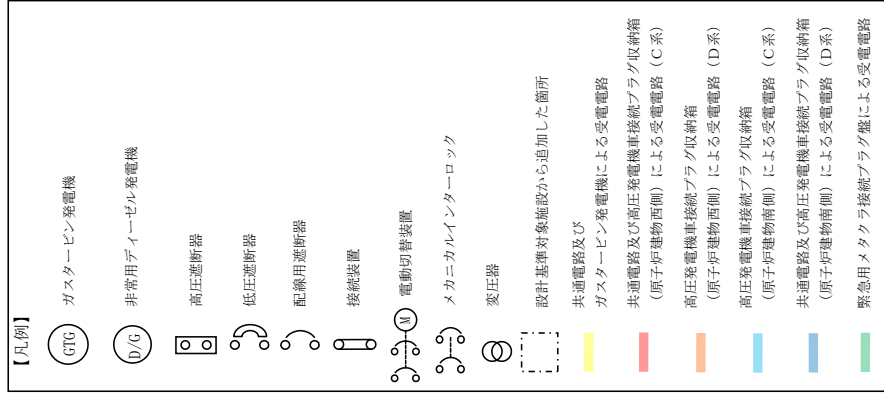
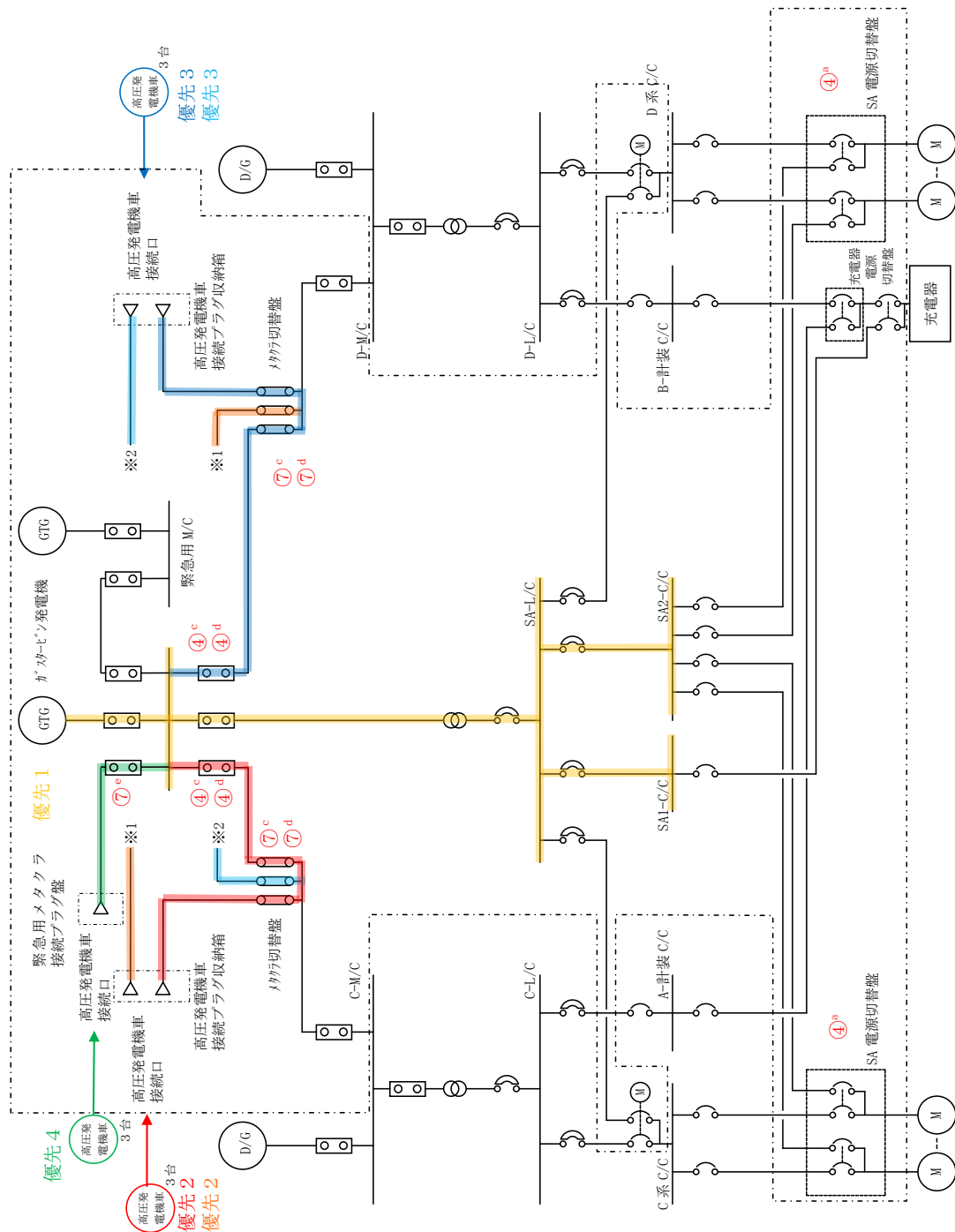
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-47 図 号炉間連絡ケーブルを使用した A-115V 系直流流盤又は B-115V 系直流流盤受電 (1号炉から 2号炉) 概要図

必要な要員と作業項目		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)	55分 号炉間連絡ケーブルを使用した A-115V系直流流盤又はB-115V系直流流盤受電 ▼															
号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流流盤又はB-115V系直流流盤受電	現場運転員B, C 2																
		移動、蓄電池運搬器「切」															
		受電準備															
		盤通作業															
		充電器受電															

※1 号炉間連絡ケーブルを使用したB-115V系直流流盤受電を示す。なお、号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流流盤受電は55分以内で可能である。

第 1.14-48 図 号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流流盤又はB-115V系直流流盤受電
 (1号炉から2号炉) タイムチャート



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^① : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

第 1.14-49 図 ガスタービン発電機又は高圧発電機車による SA ロードセンタ及び SA コントローラセンタ受電 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	必要な要員と作業項目	10分 ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンター受電												
	要員(数)	▽												
ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンター受電 (SA電源切替盤による負荷への受電の場合) (中央制御室による起動)	中央制御室運転員A	1	ガスタービン発電機起動, SAロードセンタ及びSAコントロールセンター受電											
	現場運転員B, C	2	移動, SA電源切替盤操作 (A系) 移動, SA電源切替盤操作 (B系)											
			↑											

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	必要な要員と作業項目	10分 ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンター受電												
	要員(数)	▽												
ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンター受電 (非常用コントロールセンター切替盤による負荷への受電の場合) (中央制御室による起動)	中央制御室運転員A	1	ガスタービン発電機起動, SAロードセンタ及びSAコントロールセンター受電 C/C C系不要負荷切離し 非常用コントロールセンター切替盤操作 (A系) C/C D系不要負荷切離し 非常用コントロールセンター切替盤操作 (B系)											
	現場運転員B, C	2	移動, C/C C系不要負荷切離し 移動, C/C D系不要負荷切離し											
			↑											

第1.14-50 図 ガスタービン発電機又は高圧発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンター受電 (ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンター受電の場合) (中央制御室による起動)
タイムチャート (1/2)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)																	備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	
手順の項目	55分 ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電																	
要員(数)	1																	
中央制御室運転員A	SAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電																	
要員(数)	2																	
現場運転員B, C	移動, SA電源切替操作 (A系)																	
要員(数)	3																	
緊急時対応要員	移動																	
	ガスタービン発電機起動準備																	
	ガスタービン発電機起動, 緊急用メタラ選断開始操作																	

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)																	備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	
手順の項目	55分 ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電																	
要員(数)	1																	
中央制御室運転員A	SAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電																	
要員(数)	2																	
現場運転員B, C	移動, C/C C系不要負荷切離し																	
要員(数)	3																	
緊急時対応要員	移動																	
	ガスタービン発電機起動準備																	
	ガスタービン発電機起動, 緊急用メタラ選断開始操作																	
	C/C C系不要負荷切離し																	
	非常用コントロールセンタ切替操作 (A系)																	
	C/C D系不要負荷切離し																	
	非常用コントロールセンタ切替操作 (B系)																	
	移動, C/C C系不要負荷切離し																	

※1 タイムチャートのスタートは、中央制御室からのガスタービン発電機の起動失敗により、現場からの起動操作を行うことを判断した時とする。

第1.14-50 図 ガスタービン発電機又は高圧発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電 (ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電の場合) (現場操作による起動) タイムチャート (2/2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)																備考
手順の項目	要員(数)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360	390	420	450		
高圧発電機車 (原子炉建物西側の高圧発電機車 接続プラグ収納箱に接続) による SA ロードセ ンタ及び SSA コントローラ受電の場合 (SA 電源切替盤による負荷への受電の場合) 【第1 保管エリアを使用する場合】	1 中央御室運転員 A																	
	2 現場運転員 B, C																	
	3 緊急時対策要員																	

必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)																備考
手順の項目	要員(数)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360	390	420	450		
高圧発電機車 (原子炉建物西側の高圧発電機車 接続プラグ収納箱に接続) による SA ロードセ ンタ及び SSA コントローラ受電の場合 (非常用コントローラ切替盤による負荷 への受電の場合) 【第1 保管エリアを使用する場合】	1 中央御室運転員 A																	
	2 現場運転員 B, C																	
	3 緊急時対策要員																	

※1 第4保管エリアの可搬設備を使用した場合は、4時間以内で可能である。
 ※2 第4保管エリアの可搬設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第4保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。
 また、第4保管エリアを使用した場合は、車両健全性確認及び高圧発電機車配置作業で1時間55分以内で可能である。

第 1.14-51 図 ガスタービン発電機による SA ロードセンタ及び SA コントローラ受電 (高圧発電機車 (原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) による

SA ロードセンタ及び SSA コントローラ受電の場合)

タイムチャート

必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)												備考		
手順の項目	要員 (数)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360	390	420	450
高圧発電機車 (原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) による SA ロードセンタ及び SA コントローラセンタ受電 (SA 電源切替盤による負荷への受電の場合) 【第1 保管エリアを使用する場合】	1 中央御室運転員 A															
	2 現場運転員 B, C															
	3 緊急時対策要員															

必要な要員と作業項目		経過時間 (時間)												備考		
手順の項目	要員 (数)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360	390	420	450
高圧発電機車 (原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) による SA ロードセンタ及び SA コントローラセンタ受電 (非常用コントローラセンタ切替盤による負荷への受電の場合) 【第1 保管エリアを使用する場合】	1 中央御室運転員 A															
	2 現場運転員 B, C															
	3 緊急時対策要員															

※1 第4 保管エリアの可搬部設備を使用した場合は、4 時間20分以内で可能である。
 ※2 第4 保管エリアの可搬部設備を使用した場合は、車両健全性確認作業の前に第4 保管エリアへ緊急時対策要員が移動を行う。
 また、第4 保管エリアを使用した場合は、車両健全性確認及び高圧発電機車配置作業で1 時間55分以内で可能である。

第 1.14-52 図 ガスタワービン発電機又は高圧発電機車による SA ロードセンタ及び SA コントローラセンタ受電 (高圧発電機車 (原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) による

SA ロードセンタ及び SA コントローラセンタ受電の場合)

タイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)												備考		
	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		390	420
手順の項目	高圧発電機車によるSAロードセンター 4時間40分 ※1 及びSAコントロールセンター受電														
必要の要員と作業項目 要員(数) 1 中央制御室運転員A 2 現場運転員B, C 3 緊急時対策要員	緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備														
	受電確認														
	移動、SA電源切替盤操作 (A系)														
高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) によるSAロードセンター及びSAコントロールセンター受電の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) (SA電源切替盤による負荷への受電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	緊急時対策時～第4保管エリア移動※2														
	庫内健全確認 (高圧発電機車)														
	高圧発電機車配電														
高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) によるSAロードセンター及びSAコントロールセンター受電の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) (非常用コントロールセンター切替盤による負荷への受電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	高圧発電機車準備														
	ケーブル敷設、接続														
	移動、送電操作														

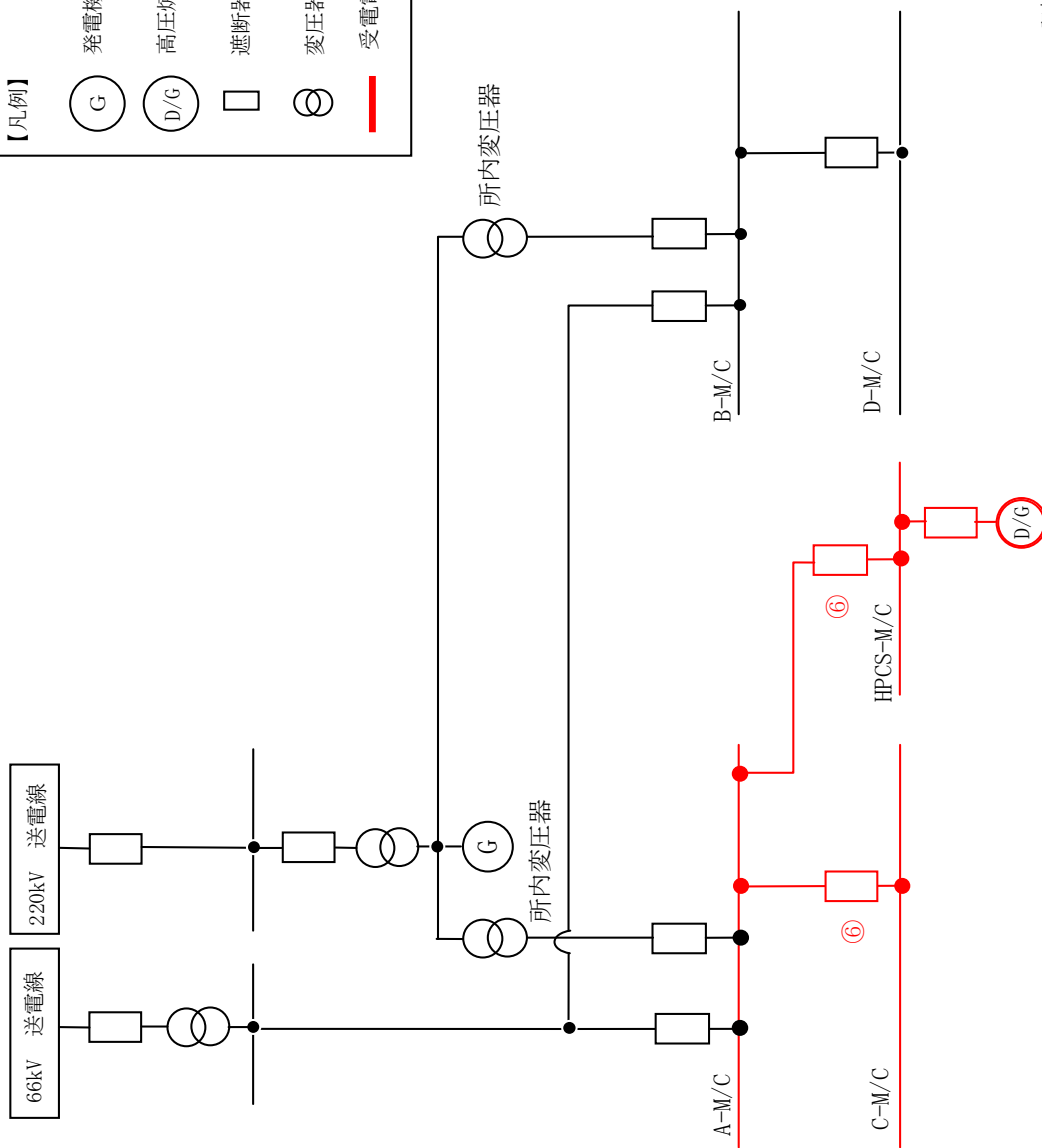
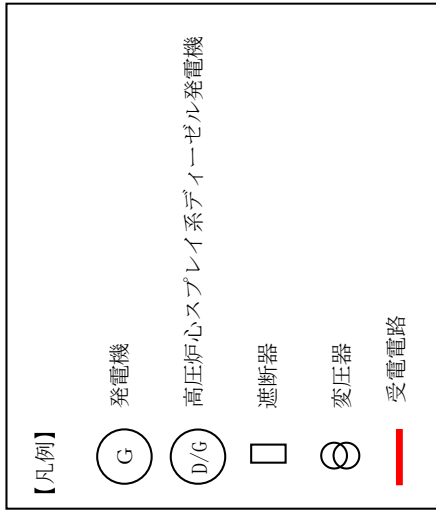
必要な要員と作業項目	経過時間 (時間)												備考		
	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		390	420
手順の項目	高圧発電機車によるSAロードセンター 4時間40分 ※1 及びSAコントロールセンター受電														
必要の要員と作業項目 要員(数) 1 中央制御室運転員A 2 現場運転員B, C 3 緊急時対策要員	緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備														
	受電確認														
	C/C, G系不要負荷切離し														
高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) によるSAロードセンター及びSAコントロールセンター受電の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) (非常用コントロールセンター切替盤による負荷への受電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	非常用コントロールセンター切替盤操作 (A系)														
	C/C, D系不要負荷切離し														
	非常用コントロールセンター切替盤操作 (B系)														
高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) によるSAロードセンター及びSAコントロールセンター受電の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合) (非常用コントロールセンター切替盤による負荷への受電の場合) 【第4保管エリアを使用する場合】	移動、C/C, G系不要負荷切離し														
	移動、C/C, D系不要負荷切離し														
	移動、送電操作														

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間25分以内で可能である。

※2 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

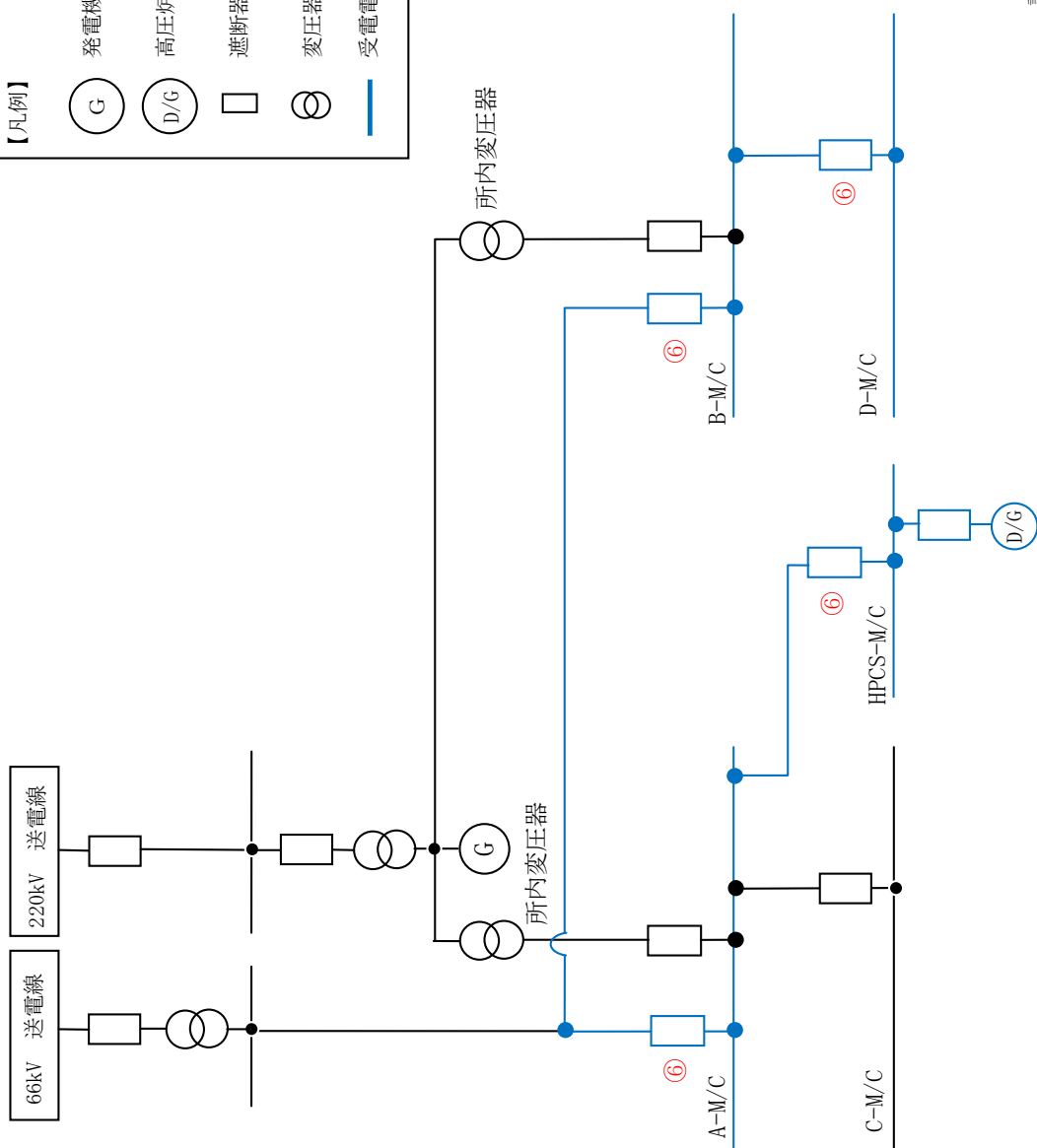
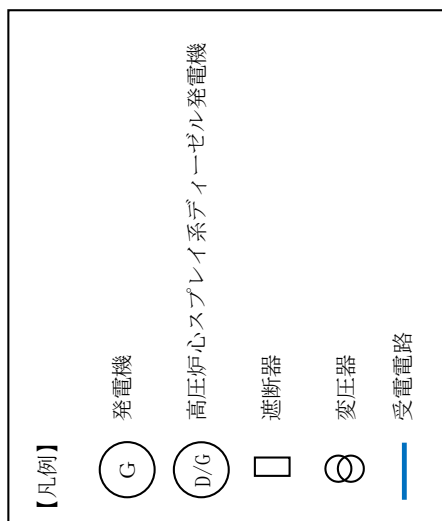
第 1.14-53 図 ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンター及びSAコントロールセンター受電 (高圧発電機車 (ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) によるSAロードセンター及びSAコントロールセンター受電の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)) タイムチャート

SAロードセンター及びSAコントロールセンター受電の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)) タイムチャート



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-54 図 高圧炉心スプレイ系デューゼル発電機によるM/C C系又はM/C C系又はM/C C系受電 D系受電 概要図
(高圧炉心スプレイ系デューゼル発電機によるM/C C系受電)



記載例 ○：操作手順番号を示す。

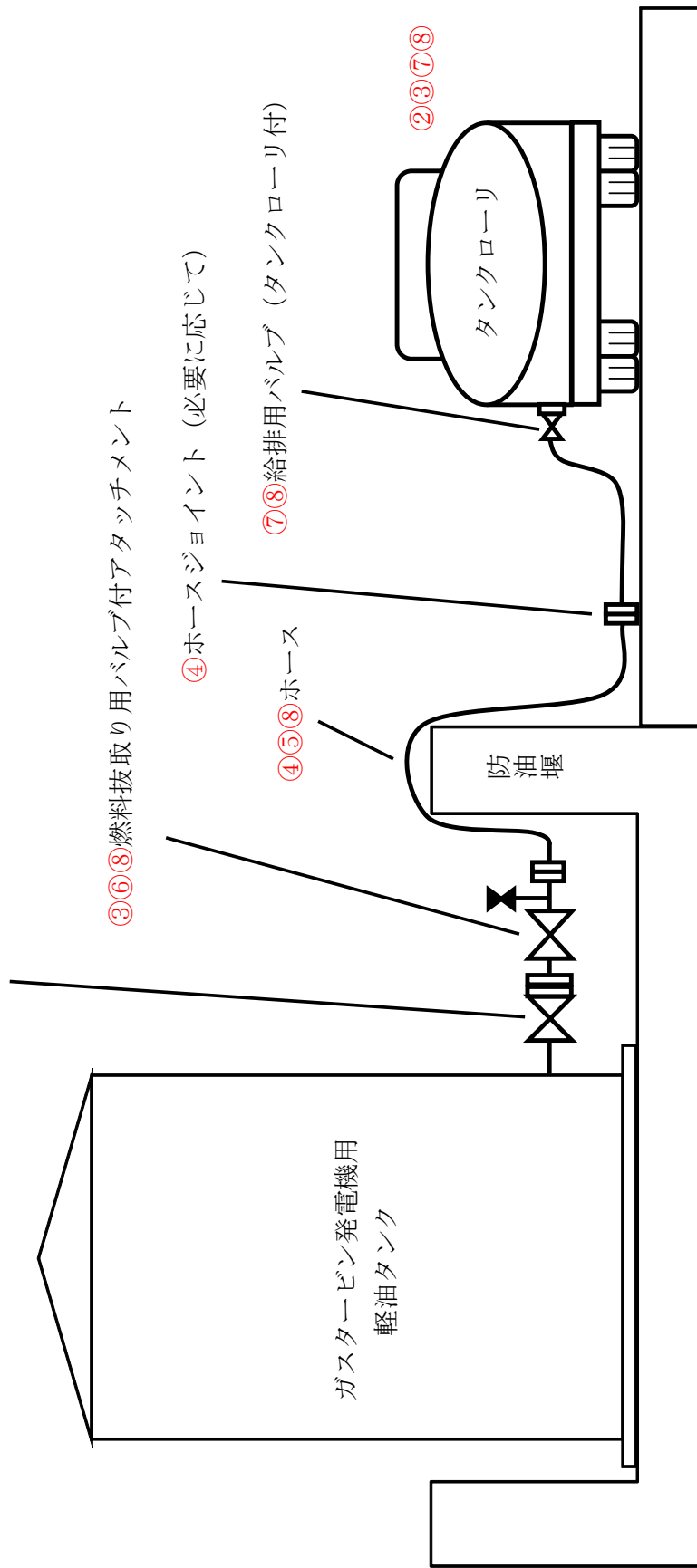
第 1.14-55 図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電 概要図
(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C D系受電)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考				
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240					
		1 時間20分 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電 ▽																
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による M/C C系又はM/C D系受電	要員(数)																	
	中央制御室運転員A	1	M/C	C系又はM/C		D系受電準備		M/C	C系又はM/C	D系受電操作								
	現場運転員B, C	2	移動, M/C	C系又はM/C	D系受電準備		移動, インターロック処置											※1

※1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系受電を示す。なお、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C D系受電については1時間20分以内で可能である。

第 1.14-56 図 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電
タイムチャート

③⑤ ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁／閉止フランジ



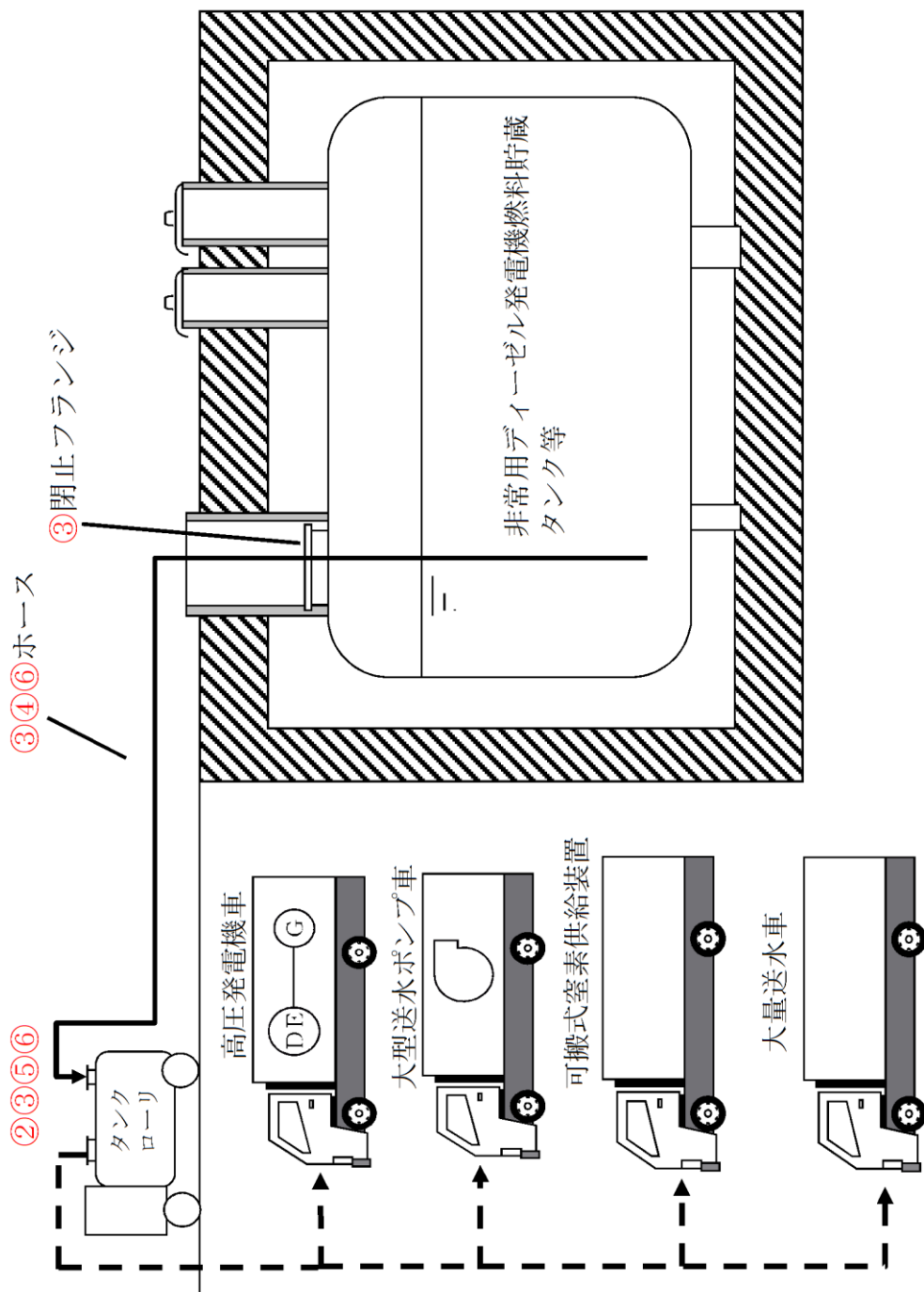
記載例 ○：操作手順番号を示す。

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

必要な要員と作業項目		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)	以降、タンクローリから各機器等への給油を実施し、 タンクローリの軽油残量に応じて繰り返す														
ガスタービン発電機用軽油タンクから タンクローリへの補給	緊急時対策要員 2	緊急時対策所へ第3保管エリア移動														
		車両健全性確認(タンクローリ)														
		タンクローリ配置														
		バルブ付アタッチメント接続														
		補給準備														
		補給														
		補給片付け														

必要な要員と作業項目		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)	以降、タンクローリから各機器等への給油を実施し、 タンクローリの軽油残量に応じて繰り返す														
ガスタービン発電機用軽油タンクから タンクローリへの補給 (2回目以降)	緊急時対策要員 2	補給準備														
		補給														
		補給片付け														
		補給														

第1.14-58 図 ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給
(ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給) タイムチャート



記載例 ○：操作手順番号を示す。

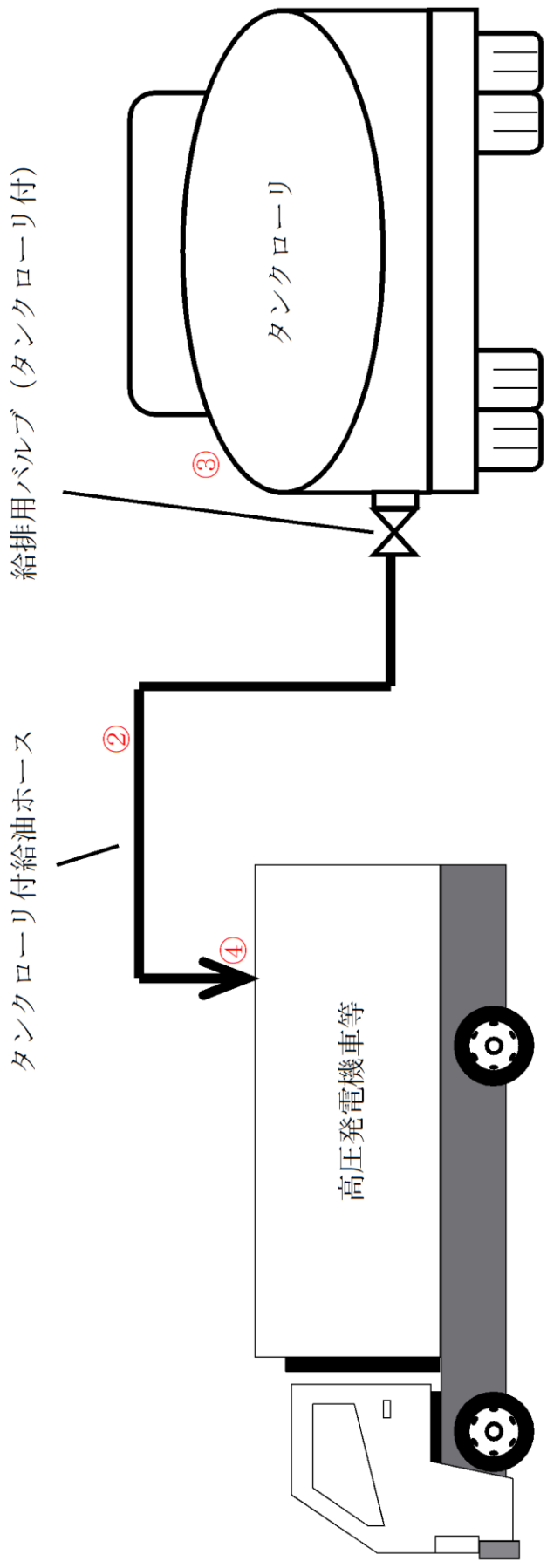
第 1. 14-59 図 ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給
 (非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給) 概要図

必要な要員と作業項目	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	以降、タンクローリから各機器等への給油を実施し、 2時間30分 タンクローリの軽油残量に応じて繰り返す															
必要な要員と作業項目 要員(敬) 緊急時対策要員	緊急時対策所～第3保管エリア移動															
	車両健全性確認 (タンクローリ)															
	タンクローリ配置															
	抜き取り準備※1															
	補給															補給片付け

※1 「抜き取り準備」として、ホースの理端及び閉止フランジの取り外しを行い、2回目以降は、ホースを非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等に挿入したままとする。

必要な要員と作業項目	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	45分 以降、タンクローリから各機器等への給油を実施し、 タンクローリの軽油残量に応じて繰り返す															
必要な要員と作業項目 要員(敬) 緊急時対策要員	抜き取り準備															
	補給															
	補給片付け															

第1.14-60 図 ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給 (非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給) タイムチャート



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-61 図 タンクローリから各機器等への給油 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)										備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目	30分※ 以降、各機器等への給油を繰り返し、タンクローリーの軽油残量に応じてガスタタービン発電機用軽油タンクからタンクローリーへの補給を繰り返す。											
タンクローリーから各機器等への給油 (ガスタタービン発電機用軽油タンクを使用した 場合)	要員(数)		▽									移動はガスタタービン発電機用軽油タンクから給油対象設備までを想定する。標準左記タイムチャートは標準的な場合の時間を示す。
	緊急時対策要員		ガスタタービン発電機用軽油タンクへ給油対象設備移動、給油準備									
			給油									
			片付け									
										↑		

※移動時間及び給油時間は対象設備の配置場所及び燃料タンク容量により時間前後する。

大量送水車へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を2分、片付け時間を5分、トータル13分で可能である。

高圧発電機車へ給油する場合は、移動時間を5分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル21分で可能である。

大型送水ポンプ車へ給油する場合は、移動時間を7分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル23分で可能である。

可搬式窒素供給装置へ給油する場合は、移動時間を5分、準備時間を5分、給油時間を1分、片付け時間を5分、トータル16分で可能である。

第1.14-62 図 タンクローリーから各機器等への給油 (ガスタタービン発電機用軽油タンクを使用した場合)
タイムチャート (1/2)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
タンクローリから各機器等への給油 (非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合)	要員(数) 緊急時対策要員 2	30分※ 以降、各機器等への給油を繰り返す。タンクローリの軽油残量に応じて非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給を繰り返す。										移動は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等から給油対象設備までを想定する。 左記タイムチャートは標準的な場合の時間を示す。	
		非常用ディーゼル	給油	片付け	準備	移動	給油準備						

※移動時間及び給油時間は対象設備の配置場所及び燃料タンク容量により時間前後する。

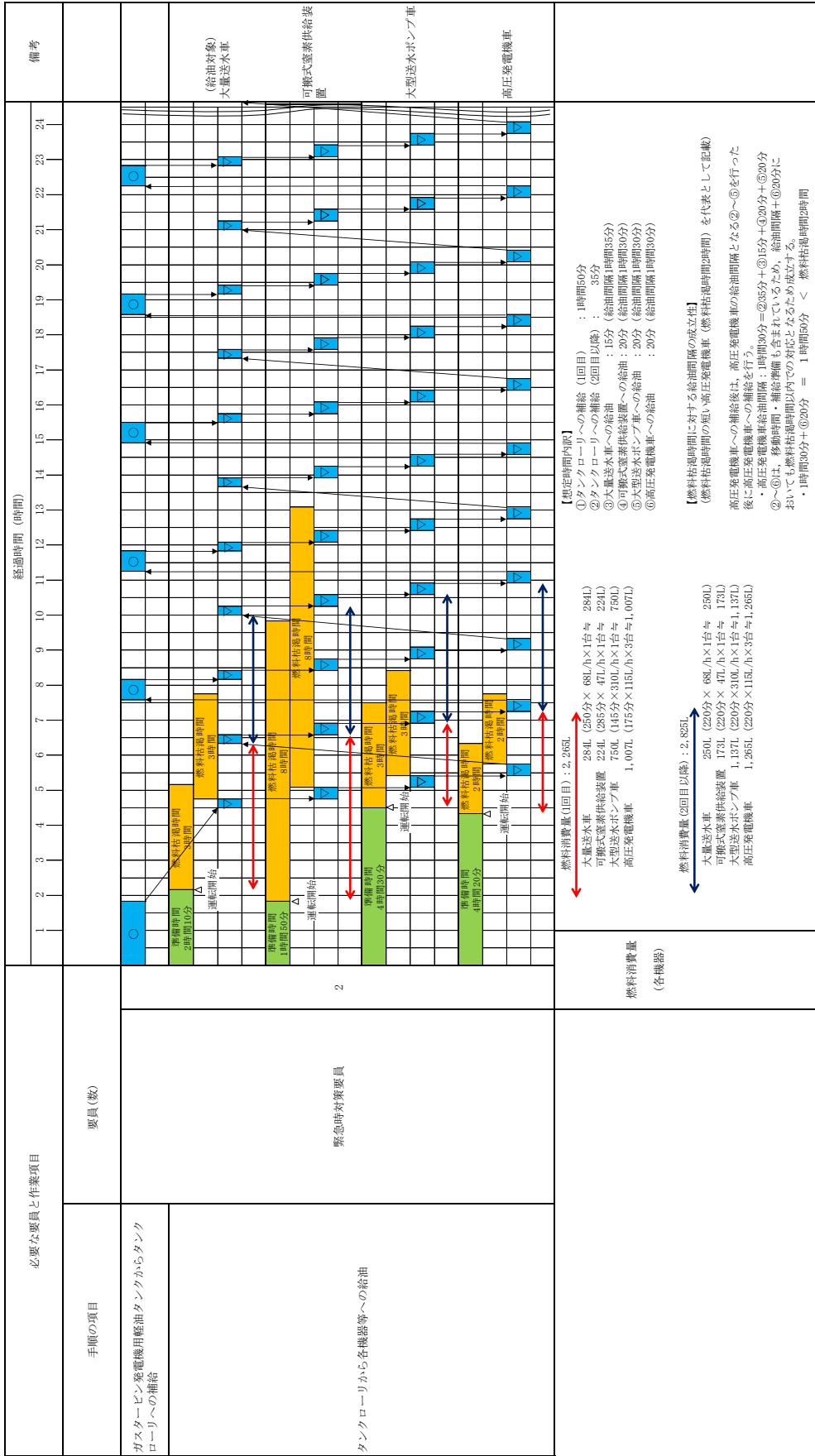
大量送水車へ給油する場合は、移動時間を8分、準備時間を5分、給油時間を2分、片付け時間を5分、トータル20分で可能である。

高圧発電機車へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル17分で可能である。

大型送水ポンプ車へ給油する場合は、移動時間を2分、準備時間を5分、給油時間を6分、片付け時間を5分、トータル18分で可能である。

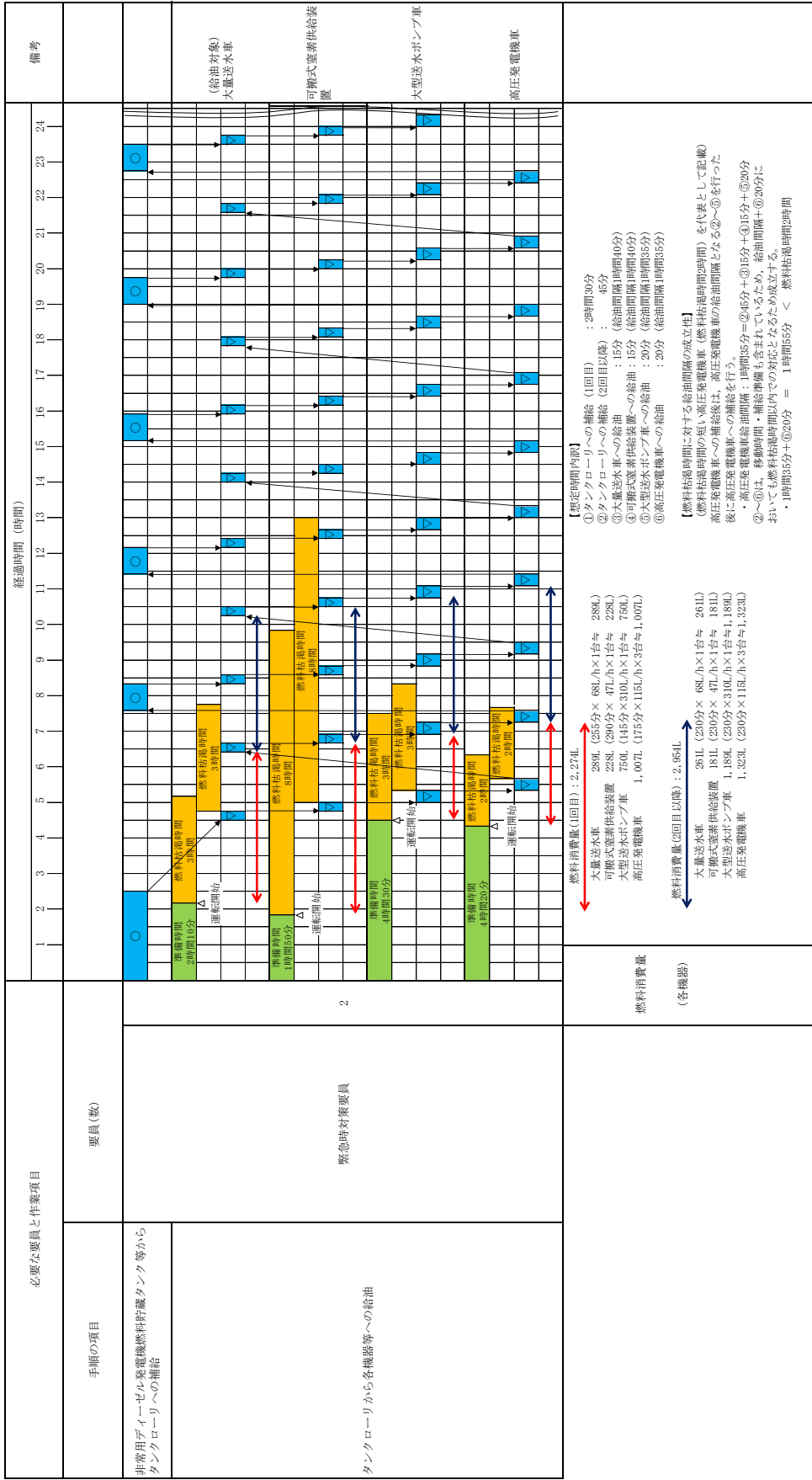
可搬式窒素供給装置へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を5分、片付け時間を5分、トータル12分で可能である。

第 1.14-62 図 タンクローリから各機器等への給油 (非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合)
タイムチャート (2/2)



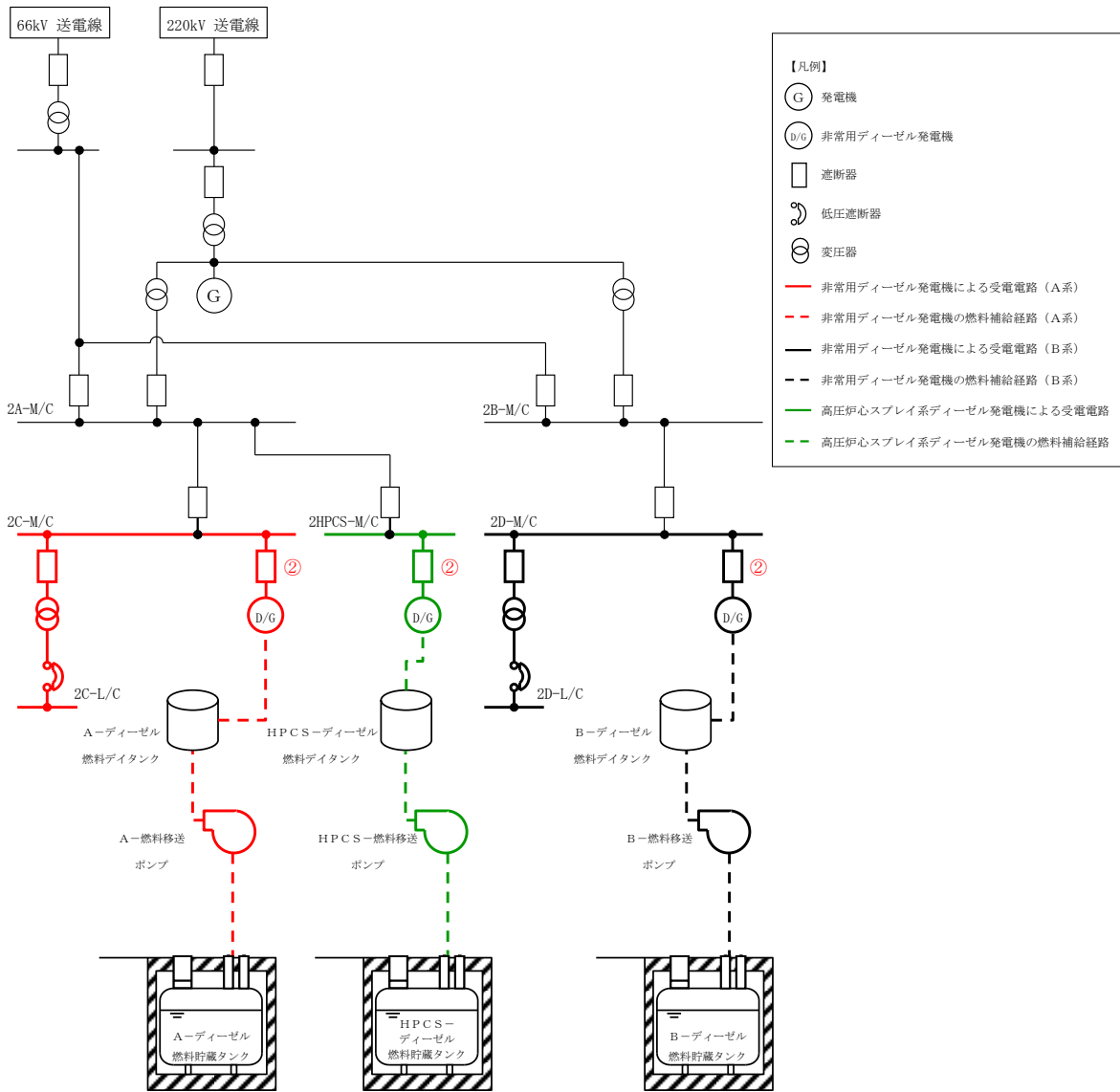
○ ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリ (3,000L) への補給
 ▽ タンクローリから各機器等への給油
 ▲ 燃料消費量 (1回目)
 ▼ 燃料消費量 (2回目)
 注: 上記以外の可搬設備を使用する場合は、各車両の燃料消費量を考慮し給油を実施する。

第1.14-63 図 タンクローリから各機器等への給油 7日間サイクル
 (ガスタービン発電機用軽油タンクを使用した場合) タイムチャート (1 / 2)
 (1日間分の記載。内訳については各タイムチャートの軽油補給, 燃料給油時間参照)



○ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリ (3,000L) への補給
 ▽ タンクローリから各機器等への給油
 ◆ 燃料消費 (1回目)
 ◆ 燃料消費 (2回目)
 注: 上記以外の可搬設備を使用する場合は、各車両の燃料消費量を考慮し給油を実施する。

第 1.14-63 図 タンクローリから各機器等への給油 7 日間サイクル (非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用した場合) タイムチャート (2/2) (1 日間分の記載。内訳については各タイムチャートの軽油補給, 燃料給油時間参照)



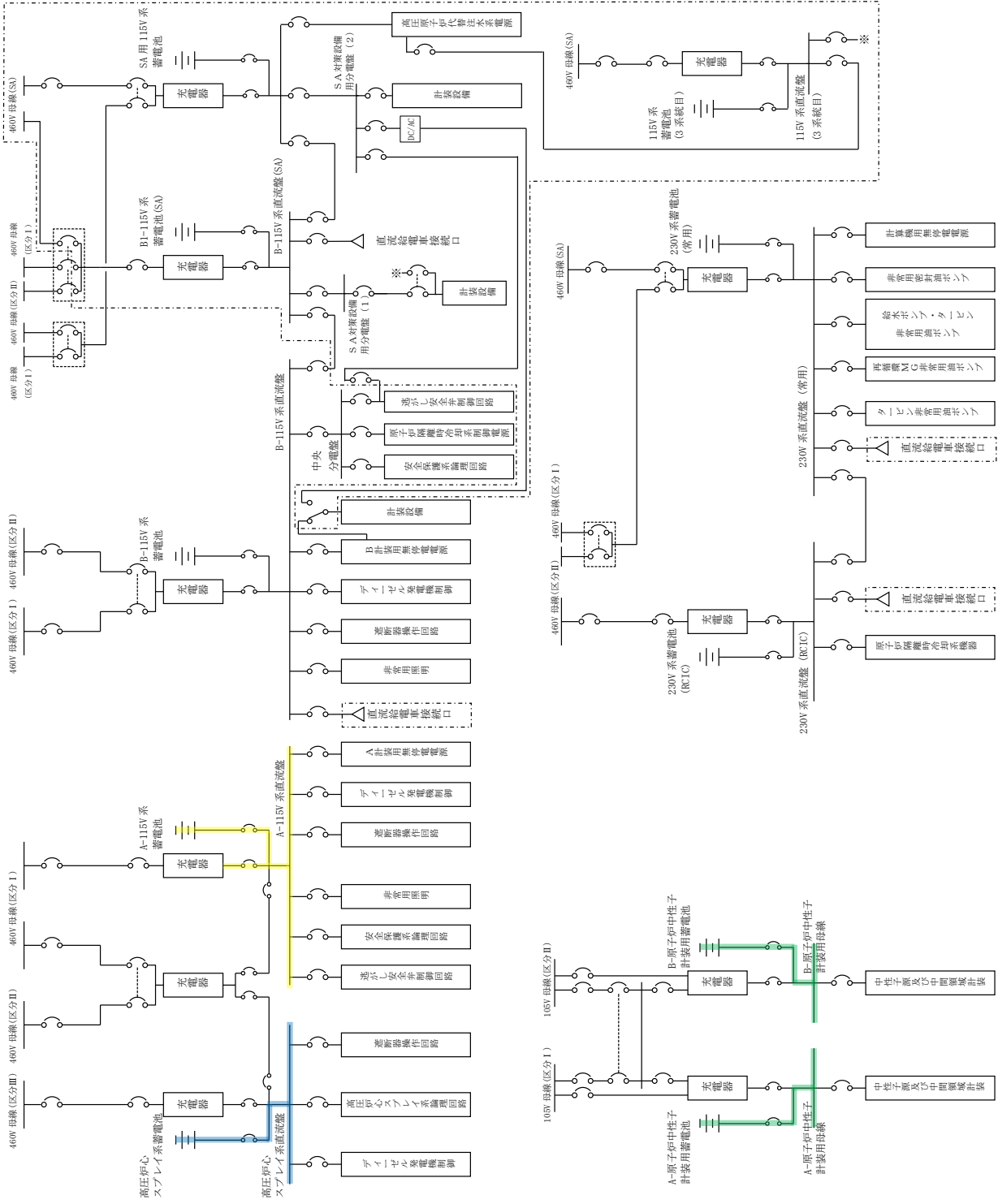
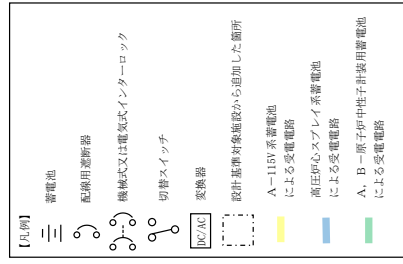
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-64 図 非常用交流電源設備による給電 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	1分 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電確認												
要員(敬)	▽												
非常用交流電源設備による給電 (非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電機の自動起動)	■ 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電確認												
中央制御室運転員A	1												
	▶												

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	3分 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の 中央制御室からの起動による給電												
要員(敬)	▽												
非常用交流電源設備による給電 (非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレ イ系ディーゼル発電機の中央制御室からの起 動)	■ 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の中央制御室からの起動による給電												
中央制御室運転員A	1												
	▶												

第 1.14-65 図 非常用交流電源設備による給電 タイムチャート

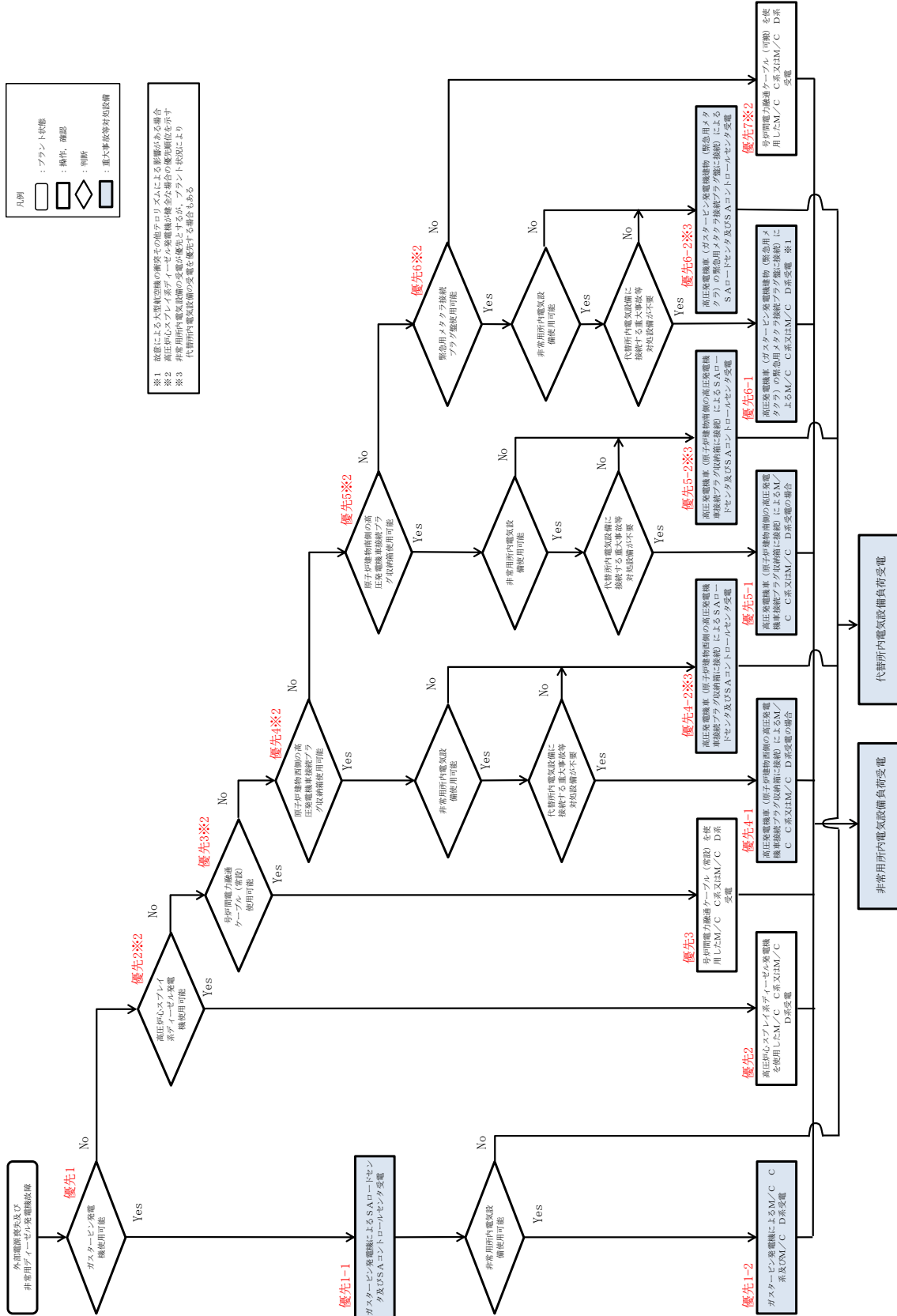


第 1.14-66 図 非常用直流電源設備による給電 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220		
手順の項目	1 時間40分 A-115V系蓄電池による不要負荷の切離し ▽												
非常用直流電源設備による給電	要員(数)												
	現場運転員B, C											2	
	移動, 不要負荷の切離し												
											▲		

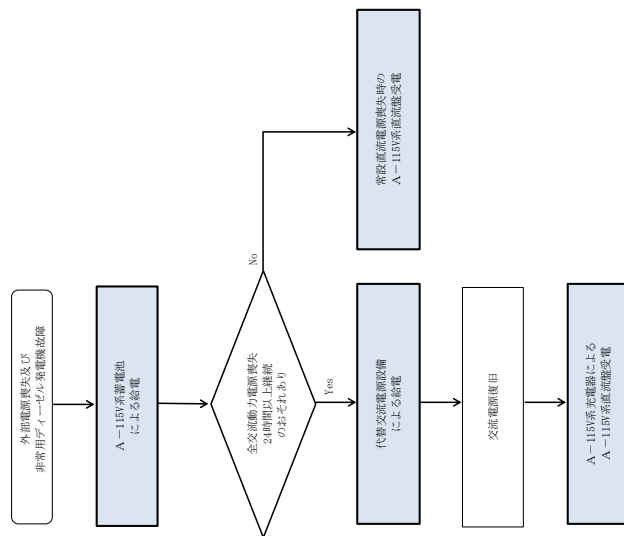
第 1.14-67 図 非常用直流電源設備による給電 タイムチャート

(1) 代替電源（交流）による対応手段

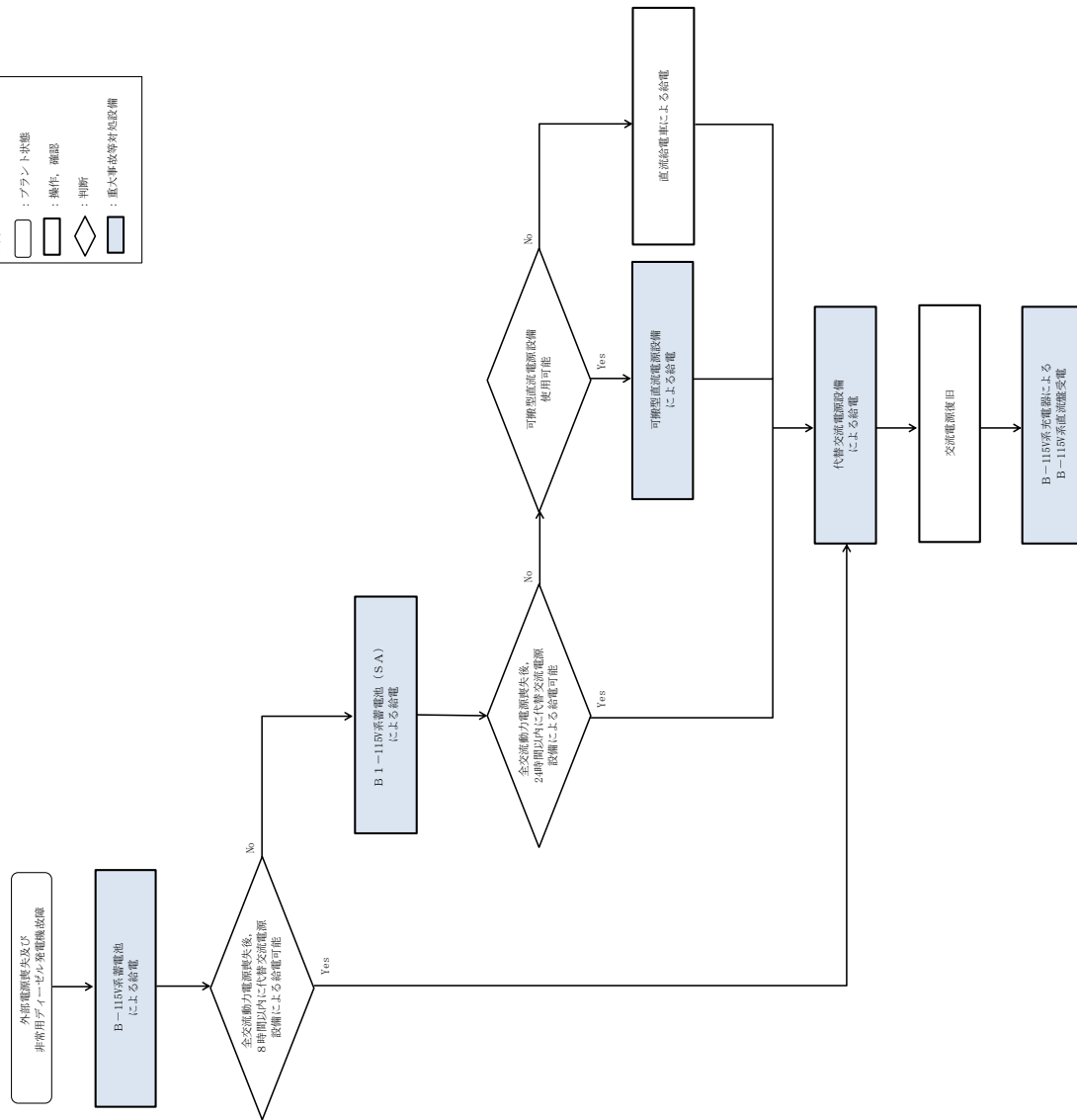


第 1.14-68 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1 / 3)

(2) 代替電源（直流）による対応手段
（直流電源A系喪失時）



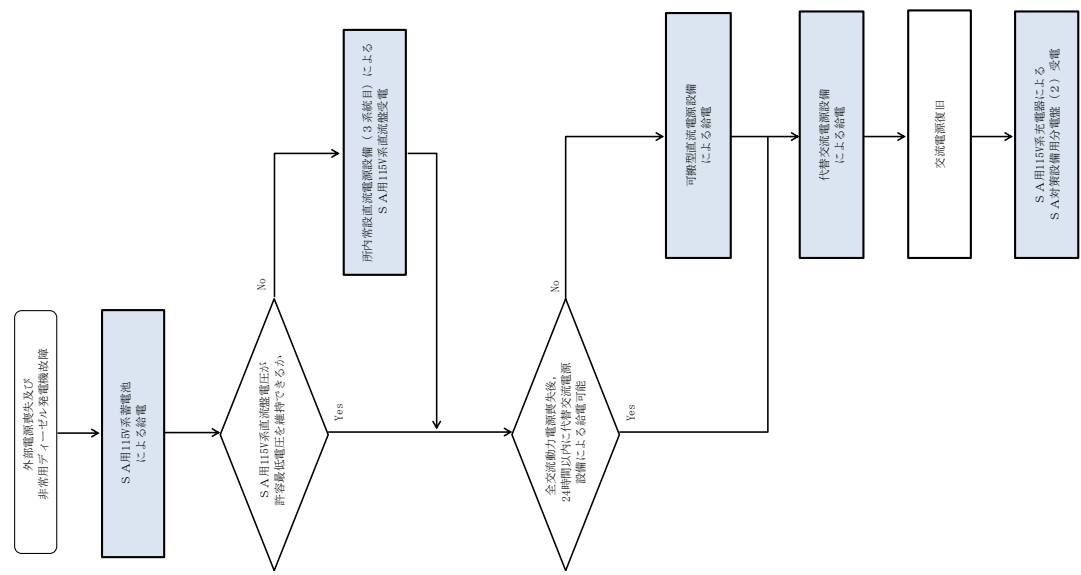
(3) 代替電源（直流）による対応手段
（直流電源B系喪失時）



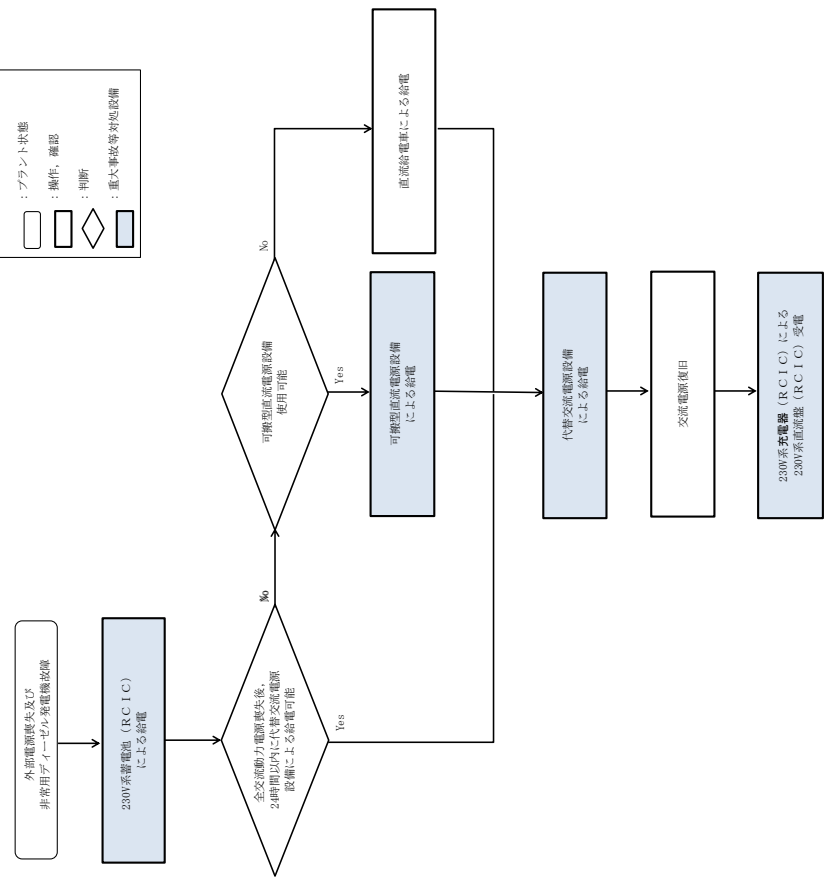
凡例
 □ : プラント状態
 □ : 操作、確認
 ◇ : 判断
 □ : 重大事故等対応設備

第 1.14-68 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2 / 3)

(4) 代替電源（直流）による対応手段
（直流電源S A用115V系喪失時）



(5) 代替電源（直流）による対応手段
（直流電源230V系喪失時）



凡例
 □ : フラント状態
 □ : 操作、確認
 ◇ : 判断
 □ : 重大事故等対応設備

第 1.14-68 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3 / 3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1／8）

技術的能力審査基準（1.14）	番号	設置許可基準規則（五十七条）	技術基準規則（七十二条）	番号
<p>【本文】 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。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備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>【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」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施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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>	⑤
<p>【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</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 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) 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。</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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2／8）

技術的能力審査基準（1.14）	番号	設置許可基準規則（五十七条）	技術基準規則（七十二条）	番号
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。	③	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。	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。	⑨
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。	—	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。	⑩
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。	④	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。	—
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。	④	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。	⑪
		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。	⑫

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3／8）

■：重大事故等対処設備

□：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機	既設	① ⑤	-	-	-	-	-	-
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	既設							
	非常用ディーゼル発電機 燃料デイトンク	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料デイトンク	既設							
	非常用ディーゼル発電機～ 非常用高圧母線C系及びD系電路	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線HPCS系電路	既設							
	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系 を含む。）	既設							
	高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉 心スプレイ補機海水系を含む。）	既設							
	非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク	既設							
	非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ	既設							
	非常用ディーゼル発電機 燃料移送系配管・弁	既設							
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送系配管・弁	既設							
	非常用直流電源設備による給電	A-115V系蓄電池							
B-115V系蓄電池		既設							
高圧炉心スプレイ系蓄電池		既設							
A-原子炉中性子計装用蓄電池		既設							
B-原子炉中性子計装用蓄電池		既設							
B1-115V系蓄電池（SA）		新設							
230V系蓄電池（RCIC）		新設							
A-115V系充電器		既設							
B-115V系充電器		既設							
高圧炉心スプレイ系充電器		既設							
A-原子炉中性子計装用充電器		既設							
B-原子炉中性子計装用充電器		既設							
B1-115V系充電器（SA）		新設							
230V系充電器（RCIC）		新設							
A-115V系蓄電池及び充電器～ 直流母線電路		既設							
B-115V系蓄電池及び充電器～ 直流母線電路		既設							
高圧炉心スプレイ系蓄電池及び 充電器～直流母線電路		既設							
A-原子炉中性子計装用蓄電池及び 充電器～直流母線電路		既設							
B-原子炉中性子計装用蓄電池及び 充電器～直流母線電路	既設								
B1-115V系蓄電池（SA）及び 充電器～直流母線電路	新設								
230V系蓄電池（RCIC）及び 充電器～直流母線電路	新設								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4／8）

■：重大事故等対処設備

□：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考
常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機	新設	① ② ⑤ ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	ガスタービン発電機用サービスタンク	新設							
	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	新設							
	ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁	新設							
	ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路	新設							
	ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路	新設							
	ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路	新設							
	ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路	新設							
	ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路	新設							
	高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路	新設							
	ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路	新設							
	高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路	新設							
	ガスタービン発電機用軽油タンク	新設							
	-	-							
				号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路	常設				
				号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路	常設				
				号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	可搬	1時間 35分	6名	自主対策とする理由は本文参照	
				号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線C系及びD系電路	可搬				

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／8）

■：重大事故等対処設備

□：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策							
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考		
				高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	常設	1時間 15分	3名	自主対策とする理由は本文参照		
					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク	常設					
					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路	常設					
					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路	常設					
					高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）	常設					
					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	常設					
					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	常設					
					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	常設					
可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑧	可搬型代替交流電源設備による給電							
	高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路	新設									
	高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線C系及びD系電路	新設									
	高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路	新設									
	高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線C系及びD系電路	新設									
	高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路	新設									
	緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系電路	新設									
	高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路	新設									
	高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路	新設									
	緊急用メタクラ接続プラグ盤～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路	新設									
	ガスタービン発電機用軽油タンク	新設									
	ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁	新設									
	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	既設									
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	既設									
	ホース	新設									
タンクローリ	新設										

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6 / 8）

■ : 重大事故等対処設備

□ : 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
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	
所内常設蓄電式直流電源 設備による給電	B-115V系蓄電池	新設	① ② ⑤ ⑧ ⑨	-						
	B1-115V系蓄電池(SA)	新設								
	230V系蓄電池(RCIC)	新設								
	SA用115V系蓄電池	新設								
	B-115V系充電器	既設								
	B1-115V系充電器(SA)	新設								
	230V系充電器(RCIC)	新設								
	SA用115V系充電器	新設								
	B-115V系蓄電池及び充電器～ 直流母線電路	既設								
	B1-115V系蓄電池(SA)及び 充電器～直流母線電路	新設								
	230V系蓄電池(RCIC)及び 充電器～直流母線電路	新設								
SA用115V系蓄電池及び充電器～ 直流母線電路	新設									
常設代替直流電源 設備による給電	SA用115V系蓄電池	新設	① ② ⑤ ⑧ ⑨	-						
	SA用115V系充電器	新設								
	SA用115V系蓄電池及び充電器～ 直流母線電路	新設								
所内常設直流電源設備 (3系統目)による給電	115V系蓄電池(3系統目)	新設	① ② ⑤ ⑧ ⑫	-						
	115V系蓄電池(3系統目)～ 直流母線電路	新設								
可搬型直流電源設備による給電	高圧発電機車	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	直 流 給 電 車 に よ る 給 電	高圧発電機車	可搬	3時間 25分	5名	自主対策とする理由は本文参照	
	B1-115V系充電器(SA)	新設			直流給電車115V	可搬				
	SA用115V系充電器	新設			直流給電車230V	可搬				
	230V系充電器(常用)	新設			高圧発電機車～直流給電車～ 直流給電車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)電路	可搬				
	高圧発電機車～高圧発電機車接続 プラグ収納箱(原子炉建物西側)電路	新設			直流給電車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)～直流母線 電路	常設				
	高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側)～直流母線電路	新設			高圧発電機車～直流給電車～ 直流給電車接続プラグ収納箱 (廃棄物処理建物南側)電路	可搬				
	高圧発電機車～高圧発電機車接続 プラグ収納箱(原子炉建物南側)電路	新設			直流給電車接続プラグ収納箱 (廃棄物処理建物南側)～ 直流母線電路	常設				
	高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側)～直流母線電路	新設								
	高圧発電機車～緊急用メタクラ接続 プラグ盤電路	新設								

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（7 / 8）

■：重大事故等対処設備

□：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策								
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間 内に使用 可能か	対応可能な 人数で使用 可能か	備考			
可搬型直 流電源設 備による 給電	緊急用メタクラ接続プラグ盤～ 直流母線電路	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑧ ⑩	直 流 給 電 車 に よ る 給 電	ガスタービン発電機用 軽油タンク	常設	-	-	自主対 策とす る理由 は本文 参照			
	ガスタービン発電機用軽油タンク	新設			ガスタービン発電機用 軽油タンクドレン弁	常設						
	ガスタービン発電機用軽油タンク ドレン弁	新設			非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク	常設						
	非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク	既設			高圧炉心スプレイ系ディーゼ ル発電機燃料貯蔵タンク	常設						
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機燃料貯蔵タンク	既設			ホース	可搬						
	ホース	新設			タンクローリ	可搬						
	タンクローリ	新設			-	-						
-	-	-	-	号 炉 間 連 絡 ケ ー ブ ル を 使 用 し た 直 流 電 源 確 保	号炉間連絡ケーブル	常設	55分	2名	自主対 策とす る理由 は本文 参照			
代替所内電 気設備に よる給電	緊急用メタクラ	新設	① ④ ⑤ ⑩	(非常用コ ントロー ルセンタ 切替盤使 用の場合)	緊急用メタクラ	常設	-	-	自主対 策とす る理由 は本文 参照			
	メタクラ切替盤	新設			メタクラ切替盤	常設						
	緊急用メタクラ接続プラグ盤	新設			緊急用メタクラ接続プラグ 盤	常設						
	高圧発電機車接続プラグ収納箱	新設			高圧発電機車接続プラグ収 納箱	常設						
	SAロードセンタ	新設			SAロードセンタ	常設						
	SA1コントロールセンタ	新設			SA1コントロールセンタ	常設						
	SA2コントロールセンタ	新設			非常用コントロールセンタ 切替盤	常設						
	充電器電源切替盤	新設			重大事故操作盤	常設						
	SA電源切替盤	新設			非常用高圧母線C系	常設						
	重大事故操作盤	新設			非常用高圧母線D系	常設						
	非常用高圧母線C系	既設			-	-				-	-	-
	非常用高圧母線D系	既設			-	-				-	-	-
燃料補 給設備に よる給油	ガスタービン発電機用軽油タンク	新設	① ② ⑤	-	-	-	-	-	-			
	ガスタービン発電機用軽油タンクド レン弁	新設			-	-	-	-	-			
	非常用ディーゼル燃料発電機 燃料貯蔵タンク	既設			-	-	-	-	-			
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル 発電機燃料貯蔵タンク	既設			-	-	-	-	-			
	ホース	新設			-	-	-	-	-			
	タンクローリ	新設			-	-	-	-	-			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（8／8）

技術的能力審査基準(1.14)	適合方針
<p>【要求事項】</p> <p>発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」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>	<p>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。</p>
<p>【解釈】</p> <p>1 「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—
<p>(1) 炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保</p> <p>a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中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。</p>	<p>常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型直流電源設備及び燃料補給設備を設置又は配備し，非常用所内電気設備及び代替所内電気設備に給電するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 所内直流電源設備から給電されている24時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。</p>	<p>可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備を設置又は配備し，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び充電器（B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器，230V系充電器（常用））を組み合わせた可搬型直流電源設備により直流設備へ給電するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。</p>	—
<p>d) 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>	<p>非常用所内電気設備と共通要因で同時に機能を喪失することなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性を確保する設計とした代替所内電気設備を設置し，発電用原子炉の冷却，原子炉格納容器内の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧するために必要な手順等を整備する。</p>

(6) 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電

(a) 操作概要

全交流動力電源喪失時において、S A用 115V 系蓄電池の枯渇等により直流母線電圧が許容最低電圧以上を維持できない場合に、所内常設直流電源設備（3系統目）である 115V 系蓄電池（3系統目）による直流母線への給電に切替えを行う。

(b) 作業場所

廃棄物処理建物 地下1階中階（非管理区域）（B-計装電気室，充電器室）

廃棄物処理建物 1階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

所内常設直流電源設備（3系統目）による給電切替えに必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名，現場運転員2名）

想定時間 : 20分以内（所要時間目安^{※1} : 8分）

※1 : 所要時間目安は，模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●給電準備：想定時間5分，所要時間目安1分

・給電準備：所要時間目安1分

●給電操作：想定時間5分，所要時間目安1分

・給電操作：所要時間目安1分

【現場運転員B，C】

●移動，給電準備：想定時間15分，所要時間目安7分

・移動：所要時間目安3分（移動経路：中央制御室からB-計装電気室，充電器室）

・給電準備：所要時間目安4分（給電準備：B-計装電気室，充電器室）

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト（三脚タイプ），LEDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性 : 操作スイッチによる操作であり、容易に操作可能である。

ii B-計装電気室操作

作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の遮断器操作であり、十分な作業スペースもあることから、容易に実施可能である。

連絡手段 : 有線式通信設備、所内通信連絡設備(警報装置を含む。)及び電力保安通信用電話設備のうち、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。

- c. C/C C系又はC/C D系から蓄電池室換気設備及び充電器盤（B 1-115V系充電器盤（SA）, SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））への給電

(a) 操作概要

高圧発電機車によりSAコントロールセンタ受電後、仮設ケーブルを敷設及び接続して蓄電池室換気設備を起動し、蓄電池充電時の水素ガスの滞留を防止する。また、蓄電池室の換気を実施した後、充電器盤（B 1-115V系充電器盤（SA）, SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））の受電操作を行う。

(b) 作業場所

原子炉建物附属棟 2階（非管理区域）

原子炉建物附属棟 3階（非管理区域）

廃棄物処理建物 地下中1階（非管理区域）（B-計装電気室, 充電器室）

廃棄物処理建物 2階（非管理区域）

制御室建物 4階（非管理区域）（中央制御室）

(c) 必要要員数及び想定時間

高圧発電機車による充電器盤（B 1-115V系充電器盤（SA）, SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））受電のうち、最長時間を要する高圧発電機車（ガスタービン発電機建物（緊急用メタクラ）の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続）による給電の仮設ケーブル接続前準備、仮設ケーブル敷設、充電器盤（B 1-115V系充電器盤（SA）, SA用115V系充電器盤及び230V系充電器盤（常用））受電操作及び蓄電池室換気設備起動操作に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名、緊急時対策要員3名）

想定時間：3時間以内（所要時間目安^{※1}：1時間41分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●排風機運転：想定時間10分、所要時間目安2分

・排風機運転：所要時間目安2分

●所内常設直流電源設備（3系統目）からの給電切替え：想定時間5分、所要時間目安1分

・所内常設直流電源設備（3系統目）からの給電切替え：所要時間目安1分

【現場運転員 B, C】

- 移動, 仮設ケーブル接続前準備, 排風機運転準備: 想定時間 1 時間 10 分, 所要時間目安 43 分
 - ・移動: 所要時間目安 5 分 (移動経路: 中央制御室から原子炉建物付属棟 2 階)
 - ・中央制御室排風機ケーブル接続準備: 所要時間目安 1 分 (接続準備: 原子炉建物付属棟 2 階)
 - ・移動: 所要時間目安 6 分 (移動経路: 原子炉建物付属棟 2 階から廃棄物処理建物 2 階)
 - ・中央制御室排風機起動準備: 所要時間目安 31 分 (排風機起動準備: 廃棄物処理建物 2 階)
 - 移動, 排風機電源復旧: 想定時間 20 分, 所要時間目安 7 分
 - ・移動: 所要時間目安 6 分 (移動経路: 廃棄物処理建物 2 階から原子炉建物付属棟 3 階)
 - ・中央制御室排風機電源復旧: 所要時間目安 1 分 (中央制御室排風機電源復旧: 原子炉建物付属棟 3 階)
 - 移動, 充電器盤への給電, 受電操作: 想定時間 50 分, 所要時間目安 20 分
 - ・移動: 所要時間目安 6 分 (移動経路: 原子炉建物付属棟 3 階から充電器室)
 - ・B 1-115V 充電器盤 (S A) 受電: 所要時間目安 3 分 (電源切替え操作及び受電確認: 充電器室)
 - ・S A 用 115V 系充電器盤受電: 所要時間目安 3 分^{※2} (電源切替え操作及び受電確認: 充電器室)
 - ・230V 系充電器盤 (R C I C) 受電: 所要時間目安 8 分 (電源切替え操作及び受電確認: 充電器室)
- ※2: 所内常設直流電源設備 (3 系統目) からの給電切替えの場合: 4 分

【緊急時対策要員 3 名】

- 移動, 仮設ケーブル敷設, 接続: 想定時間 1 時間 40 分, 所要時間目安 1 時間 12 分
 - ・移動: 所要時間目安 26 分 (移動経路: ガスタービン発電機建物近傍から原子炉建物付属棟 3 階)
 - ・仮設ケーブル敷設, 接続: 所要時間目安 46 分 (原子炉建物付属棟 2 階及び 3 階)

(d) 操作の成立性について

i 中央制御室操作

- 作業環境 : 常用照明消灯時においてもLEDライト(三脚タイプ)、LEDライト(ランタンタイプ)及びヘッドライトを配備している。
- 操作性 : 操作スイッチによる操作であり、容易に操作可能である。
- ii B-計装電気室操作, 充電器室操作
- 作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 通常遮断器操作であり、十分な作業スペースもあることから、容易に実施可能である。
- 連絡手段 : 有線式通信設備、所内通信連絡設備(警報装置を含む。)及び電力保安通信用電話設備のうち、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。
- iii 現場操作
- 作業環境 : 常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。放射性物質が放出される可能性があることから、操作は防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服)を装備又は携行して作業を行う。
- 移動経路 : 電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。
- 操作性 : 通常受電操作であるため、容易に実施可能である。
- 連絡手段 : 衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線通信設備(固定型、携帯型)、所内通信連絡設備(警報装置を含む。)、電力保安通信用電話設備及び有線式通信設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室及び緊急時対策本部との連絡が可能である。



電源切替え操作

不要直流負荷切離しリスト (1 / 3)

B-115V系直流盤負荷

操作場所	FFB	用途名称	使用時間	負荷(A)
廃棄物処理建物地下中1階 B-非常用直流電灯盤	21	原子炉建物照明 地下1階	8h	8.1
廃棄物処理建物地下中1階 B-非常用直流電灯盤	22	廃棄物処理建物照明 地下中1階	8h	8.1
廃棄物処理建物地下中1階 B-非常用直流電灯盤	23	廃棄物処理建物照明 1階	8h	8.1
廃棄物処理建物地下中1階 B-非常用直流電灯盤	24	原子炉建物照明 2階	8h	8.1
廃棄物処理建物地下中1階 B-非常用直流電灯盤	25	原子炉建物照明 2階	8h	8.1
廃棄物処理建物地下中1階 B-115V系直流盤	21	2B-メタクラ	8h	0.0
廃棄物処理建物地下中1階 B-115V系直流盤	22	2B1-ロードセンタ	8h	0.0
廃棄物処理建物地下中1階 B-115V系直流盤	23	2B2-ロードセンタ	8h	0.0
廃棄物処理建物地下中1階 B-115V系直流盤	24	遮断器テスト電源 (常用電気室L/C)	8h	0.0
廃棄物処理建物地下中1階 B-115V系直流盤	30	2D-ロードセンタ	8h	0.0
廃棄物処理建物地下中1階 B-115V系直流盤	31	遮断器テスト電源 (B-非常用電気室)	8h	0.0
廃棄物処理建物地下中1階 B-115V系直流盤	35	B-ディーゼル発電機AVR盤	8h	0.0
廃棄物処理建物地下中1階 B-115V系直流盤	36	B-計装用無停電交流電源装置	8h	154

不要直流負荷切離しリスト (2 / 3)

B-115V系直流盤負荷

操作場所	FFB	用途名称	使用時間	負荷 (A)
廃棄物処理建物地下中1階 B-115V系直流盤	25	B-再循環MG開閉器盤	8h	50.0
廃棄物処理建物地下中1階 B-115V系直流盤	28	B-中央分電盤(常用)	8h	
廃棄物処理建物地下中1階 B-115V系直流盤	34	B-ディーゼル発電機制御盤	8h	
廃棄物処理建物地下中1階 B-115V系直流盤	33	中央制御室外原子炉停止制御盤	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	1D	RCW遮断弁回路	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	2D	共通盤(HVAC)	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	4D	後備スクラムパイロット弁回路	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	5D	SII-RCW, RSW論理回路	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	7D	B, C-RHR論理回路	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	9D	B-SGT論理回路	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	10D	B-PLRポンプモータ不足電圧継電器盤	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	11D	B-計装用無停電交流電源装置	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	12D	B-中央制御室冷凍機制御盤	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	13D	AM設備制御盤	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	14D	B-R/Bオペフロ水素濃度計測盤 SFP温度計測回路	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	15D	2D2, 2D3-R/Bコントロールセンタ 切替盤	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	16D	B1-水素検出装置盤 (B2-水素検出装置盤)	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	17D	補助消火ポンプ制御盤	8h	
廃棄物処理建物1階 B-中央分電盤(非常用)	18D	2S-R/Bコントロールセンタ	8h	
		合計		244.5

不要直流負荷切離しリスト (3 / 3)

A-115V系直流盤負荷

操作場所	FFB	用途名称	使用時間	負荷(A)
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	1	2A-メタクラ	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	2	2A1-ロードセンタ	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	3	2A2-ロードセンタ	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	4	遮断器用テスト電源(常用電気室M/C)	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	10	2C-ロードセンタ	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	11	遮断器テスト電源(A-非常用電気室)	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	13	A-ディーゼル発電機AVR盤	70分	0.0
廃棄物処理建物1階 A-115V系直流盤	14	A-計装用無停電交流電源装置	70分	154.0
		合計		154.0

解釈一覧

(1) 判断基準の解釈一覧 (1 / 2)

手順		判断基準記載内容	解釈
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手 順	(1) 代替交流電源 設備による給電	a. ガスタービン発電 機によるM/C C系 及びM/C D系受電	2C-メタクラ 2D-メタクラ
	(1) 代替直流電源 設備による給電	a. 所内常設蓄電式直 流電源設備及び常設代 替直流電源設備による 給電	B-115V系蓄電池の電圧が 94.5Vを下回るおそれがあると 判断した場合 2C, 2D-メタクラ 2C, 2D-ロードセンタ 2C3, 2D3-コントロールセ ンタ
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手 順	(2) 非常用直流電 源喪失時の遮断器 用制御電源確保	b. 所内常設直流電源 設備(3系統目)によ る給電 a. SA用115V系蓄電 池によるB-115V系 直流盤受電 b. 非常用直流電源喪 失時のA-115V系直 流盤受電	SA対策設備用分電盤(2)電圧 が92V以上を維持できない場合 SA用115V系蓄電池の電圧が 94.5V以上である場合 2D-メタクラ A-115V系直流盤の電圧が 以下になった場合 2C-メタクラ

(1) 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 代替電源 (直流) による対応手順	(3) 号炉間連絡ケ ーブルを使用した直 流電源確保	a. 号炉間連絡ケ ーブルを使用したA-115V 系直流盤又はB-115V 系直流盤受電	1C-ロードセンタ 1D-ロードセンタ
1.14.2.3 代替所内電 気設備による対応手順	(1) 代替所内電 気設備による給電	a. ガスタタービン発電 機又は高圧発電機車に よるSAロードセンタ 及びSAコントロール センタ受電	1T-コントロールセンタ 2A-計装コントロールセンタ 1U-コントロールセンタ 2B-計装コントロールセンタ 2C-メタクラ
			2D-メタクラ
		SAロードセンタ	2SA-ロードセンタ
		SAコントロールセンタ	2SA1-コントロールセンタ 2SA2-コントロールセンタ

(2) 操作手順の解釈一覧(1/10)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.14.2.1 代替電源(交流)による対応手順	(1) 代替交流電源設備による給電	a. ガスタービン発電機によるM/C系及びM/C D系受電	2C-メタクラ 2D-メタクラ	
		緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器	2号緊急用M/C受電遮断器 2号ガスタービン発電機遮断器 2C-M/C切替盤遮断器 2D-M/C切替盤遮断器 2号緊急用M/C・2-F S M/C母線連絡遮断器 2号緊急用M/C・予備緊急用M/C母線連絡遮断器	
		L/C C系		2C-ロードセンタ
		L/C D系		2D-ロードセンタ
		C/C C系		2C1-R/Bコントロールセンタ 2C2-R/Bコントロールセンタ 2C3-R/Bコントロールセンタ 2S-R/Bコントロールセンタ
		C/C D系		2D1-R/Bコントロールセンタ 2D2-R/Bコントロールセンタ 2D3-R/Bコントロールセンタ
		緊急用メタクラの遮断器		2C-M/C切替盤遮断器 2D-M/C切替盤遮断器
		M/C C系の受電遮断器		2C-メタクラ切替盤遮断器
		M/C D系の受電遮断器		2D-メタクラ切替盤遮断器

(2) 操作手順の解釈一覧 (2 / 10)

手順		操作手順記載内容	解釈	
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順	(1) 代替交流電源設備による給電	b. 号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用したM/C C系又はM/C D系受電	M/C C系	2C-メタクラ
			M/C D系	2D-メタクラ
			L/C C系	2C-ロードセンタ
			L/C D系	2D-ロードセンタ
			C/C C系	2C1-R/Bコントロールセンタ 2C2-R/Bコントロールセンタ 2C3-R/Bコントロールセンタ 2S-R/Bコントロールセンタ
			C/C D系	2D1-R/Bコントロールセンタ 2D2-R/Bコントロールセンタ 2D3-R/Bコントロールセンタ
			号炉間電力融通に伴う受電遮断器	予備変受電遮断器
			1号炉の常用高圧母線及び非常用高圧母線	1A-メタクラ 1B-メタクラ 1C-メタクラ 1D-メタクラ
			常用高圧母線, 非常用高圧母線	2A-メタクラ 2B-メタクラ 2C-メタクラ 2D-メタクラ
			M/C C系	2C-メタクラ
			M/C D系	2D-メタクラ
			L/C C系	2C-ロードセンタ
			L/C D系	2D-ロードセンタ

(2) 操作手順の解釈一覧 (3 / 10)

手順		操作手順記載内容	解釈		
1.14.2.1 代替電 源 (交流) による対 応手順	(1) 代替交流電源 設備による給電				
		c. 高圧発電機車に よるM/C C系 又はM/C D系 受電	C/C C系	2C1-R/Bコントロールセンタ 2C2-R/Bコントロールセンタ 2C3-R/Bコントロールセンタ 2S-R/Bコントロールセンタ	
			C/C D系	2D1-R/Bコントロールセンタ 2D2-R/Bコントロールセンタ 2D3-R/Bコントロールセンタ	
			緊急用メタクラの遮断器	2C-M/C切替盤遮断器 2D-M/C切替盤遮断器	
		d. 号炉間電力融通 ケープル (可搬型) を使用したM/C C系又はM/C D系受電		緊急用メタクラの受電遮断器	2号緊急用メタクラ接続プラグ盤遮断器
				メタクラ切替盤	2C-メタクラ切替盤 2D-メタクラ切替盤
				M/C C系	2C-メタクラ
				M/C D系	2D-メタクラ
				L/C C系	2C-ロードセンタ
				L/C D系	2D-ロードセンタ
		C/C C系	2C1-R/Bコントロールセンタ 2C2-R/Bコントロールセンタ 2C3-R/Bコントロールセンタ 2S-R/Bコントロールセンタ		
		C/C D系	2D1-R/Bコントロールセンタ 2D2-R/Bコントロールセンタ 2D3-R/Bコントロールセンタ		

(2) 操作手順の解釈一覧 (4 / 10)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.14.2.1 代替電源 (交流) による対応手順	(1) 代替交流電源設備による給電	d. 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) を使用した M / C C 系又は M / C D 系受電	1 C - メタクラ 1 D - メタクラ
	(1) 代替直流電源設備による給電	a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び非常設代替直流電源設備による給電	2 C - メタクラ 2 D - メタクラ
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順	(1) 代替直流電源設備による給電	B - 115V 系充電器盤, B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) 及び S A 用 115V 系充電器盤にて負荷電圧が規定電圧であることを確認	B - 115V 系充電器盤にて負荷電圧が 94.5V 以上であることを確認 B 1 - 115V 系充電器盤 (S A) にて負荷電圧が 94.5V 以上であることを確認 S A 用 115V 系充電器盤にて負荷電圧が 94.5V 以上であることを確認
	(1) 代替交流電源設備による給電	B - 115V 系蓄電池から B 1 - 115V 系蓄電池 (S A) への切替え	B - 115V 系蓄電池から B 1 - 115V 系蓄電池 (S A) への切替え操作を B - 115V 系直流盤及び B - 115V 系直流盤 (S A) にて実施 (操作場所: 廃棄物処理建物地下中 1 階 B - 1 計装用電気室及び充電器室)

(2) 操作手順の解釈一覧 (5 / 1 0)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2 代替電源 (直流)による対応手 順	(1) 代替直流電源設 備による給電	a. 所内常設蓄電式直 流電源設備及び常設 代替直流電源設備に よる給電	B-115V 系蓄電池の電圧が 94.5V を下 回るおそれがあると判断した場合
		B1-115V 系充電器盤 (SA) 蓄電池電圧指示値が規定電圧 であることを確認 M/C C系 M/C D系 L/C C系 L/C D系 C/C C系 C/C D系 L/C C系のA-計装コン トロールセンタ用遮断器 A-115V 系充電器盤の運転状 態及び充電器電圧指示値が規 定電圧であることを確認 C/C C系の受電操作又は 受電確認を実施し、中央制御室 監視計器電源が復旧されたこ とを確認 B-中央制御室排風機 L/C D系のB-計装コン トロールセンタ用遮断器	B1-115V 系充電器 (SA) にて負荷電 圧が 94.5V 以上であることを確認 2C-メタクラ 2D-メタクラ 2C-ロードセンタ 2D-ロードセンタ 2C3-R/Bコントロールセンタ 2D3-R/Bコントロールセンタ 2A-計装コントロールセンタ遮断器 充電器出力電圧が 94.5V 以上であることを 確認 A-無停電交流電源装置の受電操作又 は受電確認を実施し、電源が復旧された ことを確認 B-中央制御室排風機 2B-計装コントロールセンタ遮断器

(2) 操作手順の解釈一覧 (6 / 10)

1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順	手順	a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電	操作手順記載内容	解釈
	(1) 代替直流電源設備による給電		<p>B-115V系充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認</p> <p>B1-115V系充電器盤 (SA) 充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認</p> <p>SA用115V系充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認</p> <p>230V系充電器盤 (R C I C) 充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認</p> <p>C/C D系の受電操作又は受電確認を実施し、中央制御室監視計器電源が復旧されたことを確認</p> <p>SA対策設備用分電盤 (2) 電圧指示値が規定電圧であることを確認</p> <p>SAコントロールセンタ</p> <p>C/C C系</p> <p>C/C D系</p> <p>充電器切替盤</p>	<p>充電器出力電圧が 94.5V 以上であることを確認</p> <p>充電器出力電圧が 94.5V 以上であることを確認</p> <p>充電器出力電圧が 94.5V 以上であることを確認</p> <p>充電器出力電圧が 194.4V 以上であることを確認</p> <p>B-無停電交流電源装置の受電操作又は受電確認を実施し、電源が復旧されたことを確認</p> <p>SA対策設備用分電盤 (2) 電圧が 92V ~ 126.5V であることを確認</p> <p>2SA1-コントロールセンタ</p> <p>2C3-R/Bコントロールセンタ</p> <p>2D3-R/Bコントロールセンタ</p> <p>B1-115V系 (SA) 充電器電源切替盤</p>
		<p>b. 所内常設直流電源設備 (3系統目) による給電</p> <p>c. 可搬型直流電源設備による給電</p>		

(2) 操作手順の解釈一覧 (7 / 10)

手順		操作手順記載内容		解釈
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順	(1) 代替直流電源設備による給電	c. 可搬型直流電源設備による給電	充電器運転開閉器	B1-115V系充電器盤 (SA) SA用115V系充電器盤 230V系充電器盤 (常用)
	(2) 非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保	d. 直流給電車による給電	充電器盤充電器電圧指示値が規定電圧であることを確認	B1-115V系充電器盤 (SA)にて負荷電圧が94.5V以上であることを確認 SA用115V系充電器盤にて負荷電圧が94.5V以上であることを確認 230V系充電器盤 (常用)にて負荷電圧が194.4V以上であることを確認
			B-115V系直流盤及び230V系直流盤 (R C I C)への給電状況に異常がないこと及び電圧指示値が規定電圧であることを確認	B-115V系直流盤電圧が92V～126.5Vであることを確認 230V系直流盤 (R C I C)電圧が172.5V～253Vであることを確認
		a. SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電	B-115V系直流盤 (SA)及び230V系直流盤 (常用)への給電状況に異常がないこと及び電圧指示値が規定電圧であることを確認 SA用115V系充電器盤蓄電池電圧指示値が規定電圧であることを確認	B-115V系直流盤 (SA)電圧が92V～126.5Vであることを確認 230V系直流盤 (常用)電圧が172.5V～253Vであることを確認
			M/C D系	電圧が94.5V以上であることを確認
				2D-メタクラ

(2) 操作手順の解釈一覧 (8 / 10)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順	(2) 非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保	M/C C系の受電遮断器 M/C C系の母線連絡遮断器及びM/C A系の受電遮断器	2C-メタクラ切替盤遮断器 2C-メタクラ受電遮断器 予備変受電遮断器
	b. 非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電	M/C C系へ給電するための緊急用メタクラの遮断器 M/C C系 L/C C系 C/C C系	2C-M/C切替盤遮断器 2C-メタクラ 2C-ロードセンタ
		L/C C系のA-計装コントロールセンタ用遮断器 A-115V系充電器盤及びA-115V系直流盤の電圧指示値が規定電圧であることを確認 1号炉の常用高圧母線及び非常用高圧母線の母線連絡及び予備変受電の遮断器	A-計装コントロールセンタ用遮断器 A-115V系充電器盤電圧が94.5V以上であることを確認 A-115V系直流盤電圧が92V～126.5Vであることを確認 1A-メタクラ受電遮断器 1C-メタクラ受電遮断器 予備変受電遮断器

(2) 操作手順の解釈一覧 (9 / 10)

1.14.2.2 代替電源 (直流) による対応手順	手順	操作手順記載内容	解釈
	(3) 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	他号炉のC/C C系又はC/C D系 当該号炉のC/C C系又はC/C D系 A-115V系充電器 電圧指示値, A-115V系直流電圧指示値	1 T-コントロールセンタ 1 U-コントロールセンタ 2 A-計装用コントロールセンタ 2 B-計装用コントロールセンタ A-115V系充電器電圧が94.5V以上であることを確認 A-115V系直流電圧が92V～126.5Vであることを確認 B-115V系充電器電圧が94.5V以上であることを確認 B-115V系直流電圧が92V～126.5Vであることを確認
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順	(1) 代替所内電気設備による給電	SAロードセンタ SAコントロールセンタ 緊急用メタクラの動力変圧器用遮断器以外の遮断器	2 SA-ロードセンタ 2 SA1-コントロールセンタ 2 SA2-コントロールセンタ 2 号緊急用M/C受電遮断器 2 号ガスタービン発電機遮断器 2 C-M/C切替盤遮断器 2 D-M/C切替盤遮断器 2 号緊急用M/C・2-F S M/C母線連絡遮断器 2 号緊急用M/C・予備緊急用M/C母線連絡遮断器 緊急用メタクラの電圧が6210V～7590Vであることを確認 2-S A動力変圧器遮断器

(2) 操作手順の解釈一覧 (10 / 10)

手順		操作手順記載内容	解釈
1.14.2.3 代替所内電気設備による対応手順	(1) 代替所内電気設備による給電	a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電	SA-L/Cの電圧が391V～506Vであることを確認 「DBA側」から「SA側」へ受電切替え 2号緊急用メタクラ接続プラグ盤遮断器 2C-メタクラ切替盤 2D-メタクラ切替盤
	(2) 非常用直流電源設備による給電	緊急用メタクラのSA-L/Cへの遮断器及び非常用高圧母線用遮断器 A-115V系直流盤, HPC系直流盤, 230V系直流盤 (R C I C), A-原子炉中性子計装用充電器盤及びB-中性子計装用充電器盤電圧指示値が規定値であることを確認	2-S A動力変圧器遮断器 2C-M/C切替盤遮断器 2D-M/C切替盤遮断器 A-115V系直流盤電圧が92V～126.5Vであることを確認 HPC系直流盤電圧が92V～126.5Vであることを確認 230V系直流盤 (R C I C) 電圧が172.5V～253Vであることを確認 A-原子炉中性子計装用充電器盤電圧が+21V以上又は-21V以下であることを確認 B-中性子計装用充電器盤電圧指示値電圧が+21V以上又は-21V以下であることを確認
1.14.2.5 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順			

所内常設直流電源設備（3系統目）を直流電源に追加する場合の有効性評価の変更の必要性について

所内常設直流電源設備（3系統目）を設置するにあたり、既許可（2021年9月）からの炉心損傷防止対策等の有効性評価の変更の必要性について検討した。検討の結果、所内常設直流電源設備（3系統目）の設置による有効性評価に変更は無いことを確認した。

1. 対象となる事故シーケンス

「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」のうち、事故シーケンス「全交流動力電源喪失」が該当。

2. 有効性評価の変更の必要性の検討

(1) 重大事故等対処設備の単一故障

重大事故等対処に係る有効性評価においては、設計基準事故対処設備の故障による炉心損傷防止又は原子炉格納容器の破損防止のため、技術基準の要求を満足する重大事故等対処設備を選定し、解析結果及び体制・手順により重要事故シーケンスが成立することを説明している。

有効性評価においては、設計基準事故対処設備の多重故障等により起こりうる炉心損傷等を重大事故等対処設備により防止することを確認しているが、有効性評価における基本的考え方の中で「重大事故等対処設備の単一故障は考えない※」としている。

※「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」

(2) 所内常設直流電源設備（3系統目）の使用の優先順位

全交流動力電源喪失時における蓄電池の優先順位は以下のとおり。

ベース：常設代替直流電源設備

優先順位1：所内常設直流電源設備（3系統目）

全交流動力電源喪失時に、自動動作により給電される常設代替直流電源設備は、早期の交流電源の復旧見込みがない場合、24時間にわたって給電を確保可能であることからベースとして使用する。

所内常設直流電源設備（3系統目）は、全交流動力電源喪失時に可搬型直流電源設備による代替電源（直流）からの給電準備が完了するまでに常設代替直流電源設備の想定外の枯渇等による機能喪失があった場合、遠隔操作により所内常設直流電源設備（3系統目）を使用することにより24時間以上にわたって直流電源を確保可能であることから第一優先で使用する。

また、所内常設直流電源設備（3系統目）を使用する場合には、中央制御室にて投入操作を行うことによって速やかに給電することが可能である。

したがって、有効性評価に変更の必要は無い。

（3）有効性評価の変更の必要性

（1）及び（2）の理由により、所内常設直流電源設備（3系統目）の設置による重大事故等の対処に対する有効性評価の変更は無い。

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 目次 >

1.15.1 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. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
- b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
- c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備
- d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備
- e. 手順等

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

- a. 代替パラメータによる推定
- b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
- c. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

- a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電
- b. 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通電気設備からの給電
- c. 所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電
- d. 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電
- e. 所内常設直流電源設備（3系統目）からの設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電
- f. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
- g. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

- 添付資料 1.15.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.15.2 重大事故等対処に必要なパラメータの選定
- 添付資料 1.15.3 重大事故等対処に係る監視事項
- 添付資料 1.15.4 重大事故等対策の成立性
 - 1. 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電
 - 2. 所内常設直流電源設備（3系統目）からの設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電
 - 3. 可搬型計測器の接続操作
- 添付資料 1.15.5 可搬型計測器の必要台数整理
- 添付資料 1.15.6 代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について
- 添付資料 1.15.7 原子炉水位不明時の対応について
- 添付資料 1.15.8 自主対策設備仕様
- 添付資料 1.15.9 手順のリンク先について

下線は，今回の提出資料を示す。

1.15 事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握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 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」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。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
 - iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
 - c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。
 - d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器の故障（検出器の測定値不良、ケーブルの断線等）時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。

1.15.1 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

重大事故等時において、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設の状態を把握することが重要である。当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、「技術的能力に係る審査基準」（以下「審査基準」という。）1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する（以下「抽出パラメータ」という。）。

なお、審査基準1.16～1.19の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため、各々の手順において整備する。

（添付資料1.15.3）

抽出パラメータのうち、当該重大事故等の炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ^{*1}（以下「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する。

※1：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建物内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、燃料プールの監視。

また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて対応する手段を整備し、重大事故等対処設備を選定する（第1.15-1図、第1.15-2図）。（以下「機能喪失原因対策分析」という。）

さらに、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することができないパラメータについては、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（以下「補助パラメータ」という。）に分類し、第1.15-4表に整理する。なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、各条文の「設置許可基準規則」第四十三条への適合状況のうち、(2)操作性（「設置許可基準規則」第四十三条第一項二）にて、適合性を整理する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※2}を選定する。

- ※2 自主対策設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべ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、審査基準だけでなく、「設置許可基準規則」第五十八条及び「技術基準規則」第七十三条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1. 15. 1）

主要パラメータは以下のとおり分類する。

・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータは以下のとおり分類する。

・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

また、主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備は以下のとおり分類する。

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

・重要計器

重要監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。

・常用計器

主要パラメータを計測する計器のうち、重要計器以外の自主対策設備の

計器をいう。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器

重要代替監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備として位置付ける計器をいう。

- ・常用代替計器

代替パラメータを計測する計器のうち、重要代替計器以外の自主対策設備の計器をいう。

なお、主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備で計測できない場合は、重大事故等時に発電用原子炉施設の状態を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。

(添付資料 1. 15. 2)

以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第 1. 15-2 表に示す。併せて、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無についても整理する。

整理した結果を踏まえ、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。

重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し、記録する手順等を整備する。

(添付資料 1. 15. 2)

(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、監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合を想定する。また、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。

a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合、発電用原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル^{※3}の計器により計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある（第 1.15-3 表）。

※3 チャンネル：単一故障を想定しても、パラメータの監視機能が喪失しないように、1つのパラメータを測定原理が同じである複数の計器で監視しており、多重化された監視機能のうち、検出器から指示部までの最小単位をチャンネルと呼ぶ。

他チャンネルによる計測に使用する計器は以下のとおり。

- ・主要パラメータの他チャンネルの重要計器
- ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネルの重要計器は重大事故等対処設備として位置付ける。代替パラメータによる推定に使用する設備のうち、重要代替計器は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。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。併せて、その理由を示す。

- ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

なお、電源は非常用電源から供給している。

- b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段及び可搬型の計測器により計測する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

可搬型の計測器による計測に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に、発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、重要代替計器及び可搬型計測器は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1. 15. 1)

以上の重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができ。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。併せて、その理由を示す。

- ・常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから、代替手段として有効である。

- c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備

(a) 対応手段

監視する計器に供給する電源（以下「計器電源」という。）が喪失し、

監視機能が喪失した場合に、代替電源（交流，直流）から給電し，当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。

また，計器電源が喪失した場合に，電源（乾電池）を内蔵した可搬型の計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成を第 1.15-4 図に示す。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 号炉間電力融通電気設備

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 所内常設直流電源設備（3 系統目）
- ・ 可搬型直流電源設備
- ・ 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備

可搬型の計測器による計測又は監視する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3 系統目），可搬型直流電源設備，可搬型計測器は，重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.15.1)

以上の重大事故等対処設備により，主要パラメータを把握することができ。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。併せて，その理由を示す。

- ・ 直流給電車

全交流動力電源喪失時には代替交流電源設備による給電を優先して実施しているため，高圧発電機車は配備されており，可搬型直流電源設備としては，電路構成等により対応することが可能である。その状態に追加して直流給電車 2 台（直流給電車 115V 及び直流給電車 230V）の配備が必要となり時間を要するが，給電可能であれば重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。

- ・号炉間電力融通電気設備

耐震性は確保されていないが、1号炉のディーゼル発電機の健全性が確認できた場合において、重大事故等の対処に必要な電源を確保するための手段として有効である。

d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等、想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する手段がある。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、SPDSデータ収集サーバ、SPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置により構成される。

また、重大事故等時の有効監視パラメータが使用できる場合は、パラメータを記録する手段がある。

有効監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）
- ・中央制御室記録計

なお、その他の記録として、プラントトリップ状態を記録する手段がある。

その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・運転監視用計算機

重要監視パラメータは、原則、安全パラメータ表示システム（SPDS）へ記録するが、可搬型計測器により測定したパラメータの値、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値は、記録用紙に記録する手順を整備する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備である安全パラメータ表示システム（SPDS）は、重大事故等対処設備として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータを記録することができる。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。併せて、その理由を示す。

- ・ 運転監視用計算機
- ・ 中央制御室記録計

耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。

e. 手順等

上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」, 「b. 原子炉圧力容器内の温度, 圧力及び水位, 並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」, 「c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備」及び「d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（徴候ベース）、原子力災害対策手順書及びAM設備別操作要領書に定める（第 1.15-1 表）。

1. 15. 2 重大事故等時の手順等

1. 15. 2. 1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手順を整備する（第 1. 15－3 表）。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合^{※1}。

※1：重要計器の指示値に、以下のような変化があった場合

- ・通常時や事故時に想定される値から、大きな変動がある場合
- ・複数ある計器については、それぞれの指示値の差が大きい場合
- ・計器信号の喪失に伴い、指示値が計測範囲外にある場合
- ・計器電源の喪失に伴い、指示値の表示が消滅した場合

b. 操作手順

計器の故障の判断及び対応手順は、以下のとおり。

- ①中央制御室運転員Aは、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。
また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。
- ②中央制御室運転員Aは、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。
- ③当該パラメータが計測範囲外、又はプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がある場合には、当直副長は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を中央制御室運転員に指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、読み取った指示値を当直副長に報告する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、併せて確認する。
- ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。
- ⑥緊急時対策本部は、緊急時対策要員に重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を指示する。
- ⑦緊急時対策要員は、主要パラメータの推定結果を緊急時対策本部へ報告する。
- ⑧緊急時対策本部は、当直長に主要パラメータの推定結果を報告する。

c. 操作の成立性

上記の計測及び推定は、中央制御室運転員1名、緊急時対策要員1名で対応が可能である。速やかに作業ができるように、推定手順を整備する。

d. 代替パラメータでの推定方法

主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータによる推定を行う。

計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、関連するパラメータを複数確認し、得られた情報の中から有効な情報を評価することで、発電用原子炉施設の状態を把握する。

推定に当たっては、使用する計器が複数ある場合、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件等、以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

- ・ 基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な原子炉減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認しパラメータを推定する。なお、原子炉水位、原子炉圧力及びサプレッション・プール水位を除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。
- ・ 常用代替計器が監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、環境条件や不確かさを考慮し、重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し、パラメータの値、信頼性を考慮した上で使用する。
- ・ 重大事故等時に最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状態であるため、原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線量率等が厳しい環境下においても、その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また、重大事故等発生時と校正時の状態変化による影響を考慮する。
- ・ 圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさを生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。
- ・ 推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

(添付資料 1. 15. 6)

代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおりであり、具体的な推定方法については、第 1.15-3 表に整理する。

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

(添付資料 1.15.6)

e. 重大事故等時の対応手段の選択

主要パラメータを計測する計器が故障した場合の、対応手段の優先順位を以下に示す。

主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。

他チャンネルの重要計器の故障により、計測することが困難となった場合は、他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。

主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、第 1.15-3 表にて定める優先順位にて代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータを推定する。

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。なお、これらのパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。可搬型計測器により計測可能な計器について第 1.15-2 表に示す。

(添付資料 1.15.5)

・原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は、0～500℃である。原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度の計測範囲を超える場合があるが、重大事故等時における損傷炉心の冷却失敗及び原子炉圧力容器の破損徴候を検知する温度は、300℃であり計測範囲内で判断可能である。

なお、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。

・原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を計測する計器の計測範囲は、0～11MPa [gage] である。原子炉圧力容器の最高使用圧力（8.62MPa [gage]）の 1.2 倍（10.34MPa [gage]）を監視可能であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

・原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する計器の計測範囲は、気水分離器下端を基準とした－900cm～150cm であり、原子炉水位制御範囲（レベル 3～8）及び燃料棒有効長底部まで計測できるため、重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

原子炉圧力容器内の水位のパラメータである、原子炉水位の計測範囲を超えた場合、高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

また、発電用原子炉の満水確認は原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧により、原子炉圧力容器内

の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは原子炉圧力容器温度により監視可能である。

・原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータは、高圧原子炉代替注水流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量である。

高圧原子炉代替注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量は、 $93 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 150 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量は、 $99 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

高圧炉心スプレイポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 1,500 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量は、 $1,314 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧原子炉代替注水系（常設）による代替注水流量（常設）の計測範囲は、 $0 \sim 300 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は、 $230 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による低圧原子炉代替注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 200 \text{m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0 \sim 50 \text{m}^3/\text{h}$ ）としており、計測対象である低圧原子炉代替注水系（可搬型）の原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は、 $70 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱除去ポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 1,500 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である残留熱除去ポンプの最大注水量は $1,380 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

低圧炉心スプレイポンプ出口流量の計測範囲は、 $0 \sim 1,500 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量は $1,314 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱代替除去系原子炉注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 50 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水時の最大注水量は $30 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

・原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータは、代替注水流量（常設）、格納容器代替スプレイ流量、ペDESTAL代替注水流量、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量である。

格納容器代替スプレイ系（常設）による代替注水流量（常設）の計測範囲は、 $0 \sim 300\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ時の最大注水量は、 $120\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器代替スプレイ流量の計測範囲は、 $0 \sim 150\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ時の最大注水量は、 $120\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

ペDESTAL代替注水系（常設）による代替注水流量（常設）の計測範囲は、 $0 \sim 300\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象であるペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部注水時における最大注水量は、 $200\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTAL代替注水流量の計測範囲は、 $0 \sim 150\text{m}^3/\text{h}$ （狭帯域は $0 \sim 50\text{m}^3/\text{h}$ ）としており、計測対象であるペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部注水時における最大注水量は、 $120\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱代替除去系による残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の計測範囲は、 $0 \sim 150\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である残留熱代替除去系による格納容器スプレイ時における最大注水量は、 $120\text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

a. 代替パラメータによる推定

重大事故等時において、計器の計測範囲を超過した場合、代替パラメータによる推定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に、原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。

(b) 操作手順

計器の計測範囲超過の判断及び対応手順は、以下のとおり。

- ①中央制御室運転員Aは、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。

- また、当該パラメータの常用計器が監視可能であれば確認に使用する。
- ②中央制御室運転員Aは、読み取った指示値が正常であることを、計測範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。
 - ③当該パラメータが計測範囲外にある場合には、当直副長は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を中央制御室運転員に指示する。
 - ④中央制御室運転員Aは、読み取った指示値を当直副長に報告する。なお、常用代替計器が使用可能であれば、併せて確認する。
 - ⑤当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ重要代替監視パラメータの指示値から主要パラメータの推定を依頼する。
 - ⑥緊急時対策本部は、緊急時対策要員に重要代替監視パラメータの値から主要パラメータの推定を指示する。
 - ⑦緊急時対策要員は、主要パラメータの推定結果を緊急時対策本部へ報告する。
 - ⑧緊急時対策本部は、当直長に主要パラメータの推定結果を報告する。

(c) 操作の成立性

上記の計測及び推定は、中央制御室運転員1名、緊急時対策要員1名で対応が可能である。速やかに作業ができるように、推定手順を整備する。

b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

重大事故等時において、主要パラメータが計器の計測範囲を超過した場合、可搬型計測器による計測を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時に、主要パラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15-7図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ②現場運転員B及びCは、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。
- ③現場運転員B及びCは、廃棄物処理建物1階のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。

④現場運転員B及びCは、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表により工学値に換算し、記録する。

(c) 操作の成立性

上記の操作対応は1測定点当たり、現場運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は20分以内で可能である。2測定点以降は10分追加となる。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、照明及び通信連絡設備を整備する。また、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。

c. 重大事故等時の対応手段の選択

主要パラメータを計測する計器の計測範囲を超過した場合の、対応手段の優先順位を以下に示す。

主要パラメータを計測する計器の計測範囲を超過したことにより、主要パラメータの指示値が確認できない場合は、第1.15-3表にて定める優先順位にて代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータを推定する。

代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータの推定が困難となった場合は、可搬型計測器により主要パラメータを計測する。

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、代替電源（交流，直流）から計器へ給電する手順及び可搬型計測器により、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に、所内常設蓄電式直流電源設備であるB-115V系蓄電池，B1-115V系蓄電池（SA）及び常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池からの給電に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

なお、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器について第1.15-2表に示す。

b. 常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通電気設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車，自主対策設備の号炉間電力融通電気設備である号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）から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。

c. 所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電

全交流動力電源喪失が発生し，直流電源が枯渇するおそれがある場合に，所内常設直流電源設備（3系統目）である115V系蓄電池（3系統目）又は可搬型直流電源設備である高圧発電機車，B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備である直流給電車から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。

d. 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備のうち，常設代替直流電源設備であるSA用115V系蓄電池からの給電が必要な計装設備の電源切替え手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失から8時間が経過した時点で，ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル（常設），高圧発電機車又は号炉間電力融通ケー

ブル（可搬型）による給電操作が完了していない場合。又は全交流動力電源喪失後に、B-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合。

(b) 操作手順

設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15-5図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にSA用115V系蓄電池からの給電が必要な設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備の電源切替えを指示する。
- ②現場運転員B、Cは、中央制御室及び廃棄物処理建物1階のあらかじめ定めた制御盤にて、電源切替え操作を実施し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作対応は、現場運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、照明及び通信連絡設備を整備する。また、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。

(添付資料 1.15.4-1)

e. 所内常設直流電源設備（3系統目）からの設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電

全交流動力電源喪失が発生し、直流電源のうちB1-115V系蓄電池（SA）が枯渇するおそれがある場合に、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備のうち、所内常設直流電源設備（3系統目）である115V系蓄電池（3系統目）からの給電が必要な計装設備の電源切替え手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失後に、B1-115V系蓄電池（SA）の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合。

(b) 操作手順

所内常設直流電源設備（3系統目）からの設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電手順の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15-6図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に115V系蓄電池（3

系統目)からの給電が必要な設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備の電源切替えを指示する。

②中央制御室運転員Aは、中央制御室のあらかじめ定めた制御盤にて、電源切替え操作を実施し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作対応は、中央制御室運転員1名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は10分以内で可能である。

(添付資料 1.15.4-2)

f. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

代替電源(交流、直流)からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。

可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

なお、可搬型計測器により計測可能な計器については第1.15-2表に示す。

(添付資料 1.15.5)

(a) 手順着手の判断基準

計器電源が喪失し、中央制御室でパラメータ監視ができない場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15-7図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。

②現場運転員B、Cは、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。

③現場運転員B、Cは、廃棄物処理建物1階のあらかじめ定めた端子台にて、測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し、測定を開始する。

④現場運転員B、Cは、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表により工学値に換算し、記録する。

(c) 操作の成立性

上記の操作対応は1測定点当たり、現場運転員2名にて実施し、作業開始を判断してから所要時間は20分以内で可能である。2測定点以降は10分追加となる。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、照明及び通信連絡設備を整備する。また、作業環境（作業空間、温度等）に支障がないことを確認する。

(添付資料 1.15.4-3)

g. 重大事故等時の対応手段の選択

全交流動力電源喪失、直流電源喪失等により、計器電源が喪失した場合に、計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。

全交流動力電源喪失が発生した場合には、所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備から計測可能な計器に給電される。

所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備から給電されている間に、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通電気設備から計器に給電する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は号炉間電力融通電気設備からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は、可搬型直流電源設備又は直流給電車から計器に給電する。

代替電源（交流、直流）からの給電が困難となった場合は、可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。

ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む。）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。

主要パラメータのうち記録可能なものについて、自主対策設備である運転監視用計算機及び中央制御室記録計により計測結果等を記録する。

有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し、第1.15-5表に示す。

(1) 手順着手の判断

重大事故等が発生した場合。

(2) 操作手順

重大事故等が発生し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を記録する手順の概要は以下のとおり。

a. 安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、常時記録であり、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機又は可搬型代替電源設備である緊急時対策所用発電機から給電可能で、14日間の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

b. 現場指示計の記録

現場運転員は、現場操作時に監視する手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータの現場指示計がある場合には、記録用紙へ記録する。

c. 可搬型計測器の記録

現場運転員は、「1.15.2.1(2)b. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」又は「1.15.2.2(1)e. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視」で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。

d. 運転監視用計算機の記録

(a) 運転日誌

運転監視用計算機が稼働状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時ごとに自動で記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

(b) 状態変化記録

運転監視用計算機が稼働状態にあれば、プロセス値の異常な状態変化を記録し、中央制御室にて日ごとに自動で帳票印刷する。

プラントの過渡変化によるトリップ事象発生時、その発生順序（シーケンス）、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設作動状況を記録し、中央制御室にて事象発生時に自動で帳票印刷する。

(c) 事故時データ収集記録

運転監視用計算機が稼働状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、中央制御室にて事象発生時に自動で帳票印刷する。

e. 中央制御室記録計による記録

中央制御室記録計が稼働状態であれば、定められたプロセスの計測結果を、中央制御室にてチャート用紙に自動で記録する。

(3) 操作の成立性

安全パラメータ表示システム（SPDS）による記録は、安全パラメータ表示システム（SPDS）の記録容量（14日間）を超える前に、緊急時対策所にて緊急時対策要員1名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。

現場指示計及び可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、現場運転員2名で対応が可能である。

また、中央制御室記録計に記録されたチャート紙の交換は、中央制御室運転員1名で対応が可能である。

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

審査基準 1.9, 1.10, 1.11, 1.14, 1.18 については、各審査基準において要求事項があるため、以下のとおり各々の手順において整備する。

原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「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」にて整備する。

原子炉建物内の水素濃度監視に関する手順は「1.10 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

燃料プールの監視に関する手順は「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。

全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）に関する手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第 1.15-1 表 事故時に必要な計装に関する手順
対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1 / 2)

分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備		手順書	
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「重要計器の監視・復旧」	
			主要パラメータの他チャンネルの常用計器	設備 対策 自主		
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備		
			常用代替計器	設備 対策 自主		
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「重要計器の監視・復旧」	
			常用代替計器	設備 対策 自主		
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「可搬型計測器による計測」	
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源 (交流) からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」	
			可搬型代替交流電源設備			
			代替所内電気設備			
			号炉間電力融通電気設備			設備 自主 対策
		代替電源 (直流) からの給電	所内常設蓄電式直流電源設備	重大事故等 対処設備		
			常設代替直流電源設備			
			可搬型直流電源設備			
			直流給電車			設備 対策 自主
		設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電	常設代替直流電源設備	重大事故等 対処設備		事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「重要計器の電源切替」
			所内常設直流電源設備 (3系統目) からの設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電	重大事故等 対処設備		事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「115V系蓄電池 (3系統目) による115V直流電源確保」
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「可搬型計測器による計測」			

対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (2 / 2)

分類	機能喪失を想定する 重大事故等対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
—	—	パラ メー タ 記 録	安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDSデータ収集サーバ, SPDS伝送サーバ, SPDSデータ表示装置)	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「SPDS によるパラメータ記録 結果の保存」
			運転監視用計算機	自主対策 設備	—
			中央制御室記録計		

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (1/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	2	0 ~ 500°C	最大値: 302°C	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300°C) に対して、500°Cまでを監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	③
	原子炉圧力									
	原子炉水位 (広帯域) ※1									
	原子炉水位 (燃料域) ※1									
	原子炉水位 (SA) ※1									
	残留熱除去系熱交換器入口温度※1									
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※2	2	0 ~ 10MPa [gauge]	最大値: 8.29MPa [gauge]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.68MPa [gauge]) を包絡する範囲として設定。なお、逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	S	区分 I 無停電 交流電源 区分 II 無停電 交流電源 ①	弾性圧力 検出器	可	③4
	原子炉圧力 (SA) ※2	1	0 ~ 11MPa [gauge]	最大値: 8.29MPa [gauge]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) の 1.2 倍 (10.34MPa [gauge]) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	③5
	原子炉水位 (広帯域) ※1									
	原子炉水位 (燃料域) ※1									
	原子炉水位 (SA) ※1									
	原子炉圧力容器温度 (SA) ※1									
	<p>「②最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ</p> <p>「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ</p> <p>「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ</p>									

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

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

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

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

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II 無停電交流電源を電源とした計器である。

※13: 全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.
	原子炉水位 (広帯域) ※2	2	-400~150cm※3	-798~132cm※3	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル 3~8) 及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑤
	原子炉水位 (燃料域) ※2	2	-800~-300cm※3			S	区分Ⅱ 無停電 交流電源 ①	差圧式 水位 検出器	可	⑥
	原子炉水位 (SA) ※2	1	-900~150cm※3			- (S s)	SA用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑧
	③ 原子炉圧力容器内の水位									
	高压原子炉代替注水流量※1									
	代替注水流量 (常設) ※1									
	低压原子炉代替注水流量※1									
	低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ※1									
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※1									
	高压炉心スプレイポンプ出口流量※1									
	残留熱除去ポンプ出口流量※1									
	低压炉心スプレイポンプ出口流量※1									
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※1									
	原子炉圧力※1									
	原子炉圧力 (SA) ※1									
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※1									
	重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ									
	※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。									
	※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。									
	※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。									
	※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。									
	※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。									
	※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。									
	※12：所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。									
	※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。									

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
④ 原子炉压力容器への注水量 (1/2)	高圧原子炉代替注水流量	1	0 ~ 150m ³ /h	—※8	高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (93m ³ /h) を監視可能である。	— (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	①
	代替注水流量 (常設)	1	0 ~ 300m ³ /h	—※8	低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 (230m ³ /h) を監視可能。	— (S s)	S A 用 直流電源	超音波式 流量 検出器	—	②
	低圧原子炉代替注水流量	2	0 ~ 200m ³ /h	—※8	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (70m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。	— (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	③ ^a ③ ^b
	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	2	0 ~ 50m ³ /h	—※8		— (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	0 ~ 150m ³ /h	0 ~ 99m ³ /h	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量 (99m ³ /h) を監視可能。	S	区分Ⅱ 直流電源 ②	差圧式 流量 検出器	可	⑥
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 1, 500m ³ /h	0 ~ 1, 314m ³ /h	高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1, 314m ³ /h) を監視可能。	S	区分Ⅲ 交流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑦
	残留熱除去ポンプ出口流量	3	0 ~ 1, 500m ³ /h	0 ~ 1, 380m ³ /h	残留熱除去ポンプの最大注水量 (1, 380m ³ /h) を監視可能。	S	区分Ⅰ 交流電源 区分Ⅱ 交流電源 ②	差圧式 流量 検出器	可	⑧
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0 ~ 1, 500m ³ /h	0 ~ 1, 314m ³ /h	低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量 (1, 314m ³ /h) を監視可能。	S	区分Ⅰ 交流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑨
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	1	0 ~ 50m ³ /h	—※8	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30m ³ /h) を監視可能。	S	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑩

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

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

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

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

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13: 全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (4/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
④ 原子炉圧力容器への注水量 (2/2)	サブプレッション・プールの水位 (SA) ※1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ					
	低圧原子炉代替注水槽水位※1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉水位 (広帯域) ※1									
	原子炉水位 (燃料域) ※1									
	原子炉水位 (SA) ※1					「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ				

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

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

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

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

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

※12：所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA 用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (5/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑤ 原子炉格納容器への注水量	代替注水量 (常設)				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ					
	格納容器代替スプレイ流量	2	0 ~ 150m ³ /h	-※8	大量送水車を用いた格納容器代替スプレイ系 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	- (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	④
	ベデスタル代替注水量	2	0 ~ 150m ³ /h	-※8	大量送水車を用いたベデスタル代替注水系 (可搬型) における最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。また、崩壊熱相当の注水量 (12m ³ /h) を監視可能。	- (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑤ ^a ⑤ ^b
	ベデスタル代替注水量 (狭帯域用)	2	0 ~ 50m ³ /h	-※8		- (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ 流量	1	0 ~ 150m ³ /h	-※8	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m ³ /h) を監視可能。	S	S A 用 直流電源	差圧式 流量 検出器	可	⑩
	低圧原子炉代替注水槽水位※1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ					
	ドライウェル圧力 (S A) ※1									
	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) ※1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ					
	ドライウェル水位※1									
	サブプレッション・プール水位 (S A) ※1				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ					
	ベデスタル水位※1									
	残留熱代替除去系原子炉注水量※1				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ					
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1				「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ					

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

※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器下部) ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。

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

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

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

※12：所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II 無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (6/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ※2	7	0 ~ 300°C	最大値: 145°C	原子炉格納容器的限界温度 (200°C) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	⑳
	ペダスタル温度 (SA) ※2	2	0 ~ 300°C	最大値: 145°C	原子炉格納容器的限界温度 (200°C) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉑
	ペダスタル水温度 (SA)	2	0 ~ 300°C	—※8	原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	- (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉒
	サブプレッション・チェンバ温度 (SA) ※2	2	0 ~ 200°C	最大値: 88°C	原子炉格納容器的限界温度 (200°C) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉓
	サブプレッション・プール水温度 (SA) ※2	2	0 ~ 200°C	最大値: 88°C	原子炉格納容器的限界圧力 (2 Pd : 853kPa [gage]) におけるサブプレッション・プールの飽和温度 (約 178°C) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	測温 抵抗体	可	㉔
	ドライウエル圧力 (SA) ※1									
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1									

〔㉑〕原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ

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

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

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

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

※8 : 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

※12 : 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分II無停電交流電源を電源とした計器である。

※13 : 全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (7/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) ※2	2	0 ~ 1,000kPa [abs]	最大値: 324kPa [gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd: 853kPa [gage]) を監視可能。	-	SA用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	④
	サブレーション・チェンバ圧力 (SA) ※2	2	0 ~ 1,000kPa [abs]	最大値: 206kPa [gage]						
	ドライウエル温度 (SA) ※1									
	ペダスタル温度 (SA) ※1									
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ※1									
[⑥ 原子炉格納容器内の温度] を監視するパラメータと同じ										

※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブレーション・プール通常水位 (EL5610)。
 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
 ※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
 ※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。
 ※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。
 ※13: 全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑧ 原子炉格納容器内の水位	ドラウワイエール水位	3	-3.0m※5, -1.0m※5, +1.0m※5	-※8	重大事故等時において、溶融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部へ残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペダスタル代替注水系 (可搬型) による注水の停止の判断基準 (格納容器底面+1.0m) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	電極式 水位 検出器	可	④7
	サブプレッション・プール水位 (SA) ※2	1	-0.80~5.50m※4	-0.5~0 m※4	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。 (サブプレッション・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動 (低下) 水位: -0.5m についても監視可能。)	- (S s)	SA用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	④6
	ペダスタル水位	4	+0.1m※6, +1.2m※6, +2.4m※6, +2.4m※6	-※8	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深 (+2.4m) があることを監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	電極式 水位 検出器	可	④8
	代替注水流速 (常設) ※1									
	低圧原子炉代替注水流速※1									
	低圧原子炉代替注水流速 (狭帯域用) ※1									
	格納容器代替サブレイ流速※1									
	ペダスタル代替注水流速※1									
	ペダスタル代替注水流速 (狭帯域用) ※1									
	低圧原子炉代替注水流速※1									

「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ

「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ

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

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

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

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

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分II無停電交流電源を電源とした計器である。

※13: 全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (9/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※12}	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器水素濃度 (B系) ^{※2}	1	0~5 vol% / 0~100 vol%	0~2.0 vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の 水素濃度が変動する可能性のある範 囲 (0~90.4 vol%) を監視可能。	S	区分Ⅱ 交流電源 ②	熱伝導式 水素 検出器	-	④⑨
	格納容器水素濃度 (SA) ^{※2}	1	0~100 vol%	0~2.0 vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の 水素濃度が変動する可能性のある範 囲 (0~90.4 vol%) を監視可能。	- (S s)	SA用 交流電源 ③	熱伝導式 水素 検出器	-	⑤⑩
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドワイヴエール)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約 10Sv/h 未満 ^{※9}	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後 に炉心損傷した場合は約 10Sv/h) を 把握する上で監視可能 (上記の判断 値及び推定値は原子炉停止後の経過 時間とともに低くなる)。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源 区分Ⅱ 無停電 交流電源 ①	電離箱	-	⑥⑪
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	約 10Sv/h 未満 ^{※9}	炉心損傷の判断値 (原子炉停止直後 に炉心損傷した場合は約 10Sv/h) を 把握する上で監視可能 (上記の判断 値及び推定値は原子炉停止後の経過 時間とともに低くなる)。	S	区分Ⅰ 無停電 交流電源 区分Ⅱ 無停電 交流電源 ①	電離箱	-	⑫⑬

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

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

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

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

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び非常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13: 全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (10/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※12}	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.
① 未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装 ^{※2}	4	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 21 倍	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中性子源領域計装が測定でき る範囲を超えた場合は、中間領域計 装、平均出力領域計装によって監視 可能。	S	区分 I 直流電源 ^{※13} 区分 II 直流電源 ^③ ^{※13}	核分裂 計数管	-	⑮
	中間領域計装 ^{※2}	8	0~40% 又は 0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお、中間領域計装が測定でき る範囲を超えた場合は、平均出力領域計 装によって監視可能。	S	区分 I 直流電源 ^{※13} 区分 II 直流電源 ^③ ^{※13}	核分裂 電離箱	-	⑯
	平均出力領域計装 ^{※2}	6 ^{※7}	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時 の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等 時、一時的に計測範囲を超えるが、 負の反応度フィードバック効果によ り短時間であり、かつ出力上昇及び 下降は急峻である。125%を超えた領 域でその指示に基づき操作を伴うも のでないことから、現状の計測範囲 でも運転監視上影響はない。また、 重大事故等時においても再循環ポン プトラブル等により中性子束は低下 するため、現状の計測範囲でも対応 が可能。	S	区分 I 無停電 交流電源 区分 II 無停電 交流電源 ^②	核分裂 電離箱	-	⑮

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

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

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

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

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

※12：所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替蓄電池式直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分 II 直流電源及び区分 II 無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (11/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑫最終ヒートシンクの確保	サブレーション・プールの温度 (SA) ^{※2}				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ					
	残留熱除去系熱交換器出口温度				「⑫最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)」を監視するパラメータと同じ					
	残留熱代替系原子炉注水流量 ^{※2}				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ					
	残留熱代替系格納容器スプレイ 流量 ^{※2}				「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ					
	サブレーション・プール水位 (SA) ^{※1}				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉水位 (広帯域) ^{※1}				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉水位 (燃料域) ^{※1}									
	原子炉水位 (SA) ^{※1}									
	残留熱代替系ポンプ出口圧力 ^{※1}					「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ				
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ^{※1}					「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ				
ドライウエル温度 (SA) ^{※1}										
原子炉圧力容器温度 (SA) ^{※1}					「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ					

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

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

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

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

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

※12：所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分II直流電源及び区分II無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (12/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.	
格納容器 ⑫最終ヒートシンクの確保	スクラパ容器水位	8	[]	—※8	系統待機時におけるスクラパ容器水位の範囲 (1,700mm~1,900mm) 及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑭	
	スクラパ容器圧力	4	0 ~ 1 MPa [gauge]	—※8	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタ系系の最高使用圧力 (0.853MPa [gauge]) が監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑮	
	スクラパ容器温度	4	0 ~ 300°C	—※8	格納容器フィルタ系系の最高使用温度 (200°C) を計測可能な範囲とする。	— (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	⑯	
	第 1 ベントフィルタ出口放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	2	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	—※8	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定される第 1 ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 1.6×10^1 Sv/h) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	電離箱	—	⑰	
	第 1 ベントフィルタ出口水素濃度	1	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	—※8	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第 1 ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 6.5×10^{-2} mSv/h) を監視可能。	— (S s)	SA用 直流電源	電離箱	—	⑱	
	ドライウエル圧力 (SA) ※1										
	サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ※1										
	格納容器水素濃度 (B系) ※1										
	格納容器水素濃度 (SA) ※1										

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ

「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ

※1：重要代替監視パラメータ ※2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
 ※3：基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm)。 ※4：基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。
 ※5：基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
 ※7：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
 ※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
 ※9：炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内素気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 ※10：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11：検出点は 7 箇所。
 ※12：所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。
 ※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (13/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑫ 最終ヒートシートの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	2	0 ~ 200°C	185°C以下	残留熱除去系の運転時における, 残留熱除去系系統水の最高使用温度 (185°C) を監視可能。	S	区分 I 交流電源 区分 II 交流電源 ① S A 用 直流電源	熱電対	可	⑬
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0 ~ 200°C	185°C以下	残留熱除去系の運転時における, 残留熱除去系系統水の最高使用温度 (185°C) を監視可能。	S	区分 I 交流電源 区分 II 交流電源 ① S A 用 直流電源	熱電対	可	⑭
	残留熱除去ポンプ出口流量				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ					
	原子炉圧力容器温度 (S A) ※1				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ					
	サブレーション・プールの水温度 (S A) ※1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ					
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量※1	2	0 ~ 1, 500m ³ /h	0 ~ 1, 218m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量 (1, 218m ³ /h) を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量 (600m ³ /h) を監視可能。	S	区分 I 交流電源 区分 II 交流電源 ②	差圧式 流量 検出器	可	⑮
	残留熱除去ポンプ出口圧力※1				「⑬格納容器パイプスの監視」を監視するパラメータと同じ					

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

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

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

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

※8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。

※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。 ※11: 検出点は 7 箇所。

※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。

※12: 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は, S A 用直流電源, 区分 II 直流電源及び区分 II 無停電交流電源を電源とした計器である。

※13: 全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず, 交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (14/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
原子炉圧力 容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) ※2	3	0 ~ 4MPa [gage]	最大値: 1.0MPa [gage]	残留熱除去系の運転時における, 残留熱除去系の最高使用圧力 (1.0MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I 無停電 交流電源 区分 II 無停電 交流電源 ①	弾性圧力 検出器	可	⑯
	原子炉水位 (燃料域) ※2									
	原子炉水位 (S A) ※2									
	原子炉圧力※2									
	原子炉圧力 (S A) ※2									
	原子炉圧力容器温度 (S A) ※1									
原子炉格納 容器内の状態	ドライウェル温度 (S A) ※2	1	0 ~ 5MPa [gage]	最大値: 2.0MPa [gage]	低圧炉心スプレイ系の運転時における, 低圧炉心スプレイ系系統の最高使用圧力 (2.0MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I 無停電 交流電源	弾性圧力 検出器	可	⑰
	ドライウェル圧力 (S A) ※2									
	サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) ※1									
⑬ 格納 容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	1	0 ~ 5MPa [gage]	最大値: 2.0MPa [gage]	低圧炉心スプレイ系の運転時における, 低圧炉心スプレイ系系統の最高使用圧力 (2.0MPa [gage]) を監視可能。	S	区分 I 無停電 交流電源	弾性圧力 検出器	可	⑱
	原子炉圧力※1									
※1: 重要代替監視パラメータ ※2: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ ※3: 基準点は気水分離器下端 (原子炉圧力容器霧レベルより 1,328cm)。 ※4: 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。 ※5: 基準点は格納容器底面 (EL10100)。 ※6: 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。 ※7: 局部出力領域計装の検出器は 124 個であり, 平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。 ※8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。 ※9: 炉心損傷は原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h (経過時間とともに低くなる) であり設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。 ※10: 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL35518)。 ※11: 検出点は 7 箇所。 ※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は, S A 用直流電源, 区分 II 直流電源及び区分 II 無停電交流電源を電源とした計器である。 ※13: 全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず, 交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。										

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (15/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※12}	検出器の 種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑭ 水源の確保 (1/2)	低圧原子炉代替注水槽水位	1	0~1,500m ³ (0~12,542mm)	— ^{※8}	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端 (0~1,495m ³) を監視可能である。	— (S s)	S A 用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	⑰
	サブプレッション・プール水位 (S A) ^{※2}	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ								
	高圧原子炉代替注水流量 ^{※1}	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ								
	代替注水流量 (常設) ^{※1}									
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ^{※1}									
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ^{※1}									
	残留熱除去ポンプ出口流量 ^{※1}									
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ^{※1}									
	残留熱代替除去系原子炉注水流量 ^{※1}									

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

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

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

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

※8：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

※12：所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13：全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (16/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.	
⑭ 水源の確保 (2/2)	低圧原子炉代替注水ポンプ出口 圧力※1	2	0 ~ 4 MPa [gage]	-※8	重大事故等時における, 低圧原子炉 代替注水ポンプの最高使用圧力 (3.92MPa [gage]) を監視可能。	- (S s)	S A 用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑮	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力※1	1	0 ~ 10MPa [gage]	最大値: 9.02MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時におけ る, 原子炉隔離時冷却系系統の最高 使用圧力 (9.02MPa [gage]) を監視 可能。	S	区分Ⅱ 直流電源 ②	弾性圧力 検出器	可	⑯	
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1	1	0 ~ 12MPa [gage]	最大値: 8.93MPa [gage]	高圧炉心スプレイ系の運転時におけ る, 高圧炉心スプレイ系系統の最高 使用圧力 (8.93MPa [gage]) を監視 可能。	S	区分Ⅲ 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑰	
	残留熱除去ポンプ出口圧力※1				「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ						
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力※1										
	残留熱代替ポンプ出口圧力※1	2	0 ~ 3 MPa [gage]	-※8	重大事故等時における, 残留熱代替 除去ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	- (S s)	S A 用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑱	
	原子炉水位 (広帯域) ※1										
	原子炉水位 (燃料域) ※1										
	原子炉水位 (S A) ※1										
						「⑬原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ					

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

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

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

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

※8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。

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

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

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は, S A 用直流電源, 区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13: 全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず, 交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (17/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源 ^{※12}	検出器の種類	可搬型 計測器	第 1.15-3 図No.
⑮ 原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	1	0 ~ 10vol%	— ^{※8}	重大事故等時において、原子炉建物内の水素燃焼の可能性 (水素濃度: 4 vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物内の水素濃度を可燃限界である 4 vol% 未満に低減する)。	— (S s)	S A 用 交流電源 ②	触媒式 水素 検出器 熱伝導式 水素 検出器	—	⑳
	静的触媒式水素処理装置入口温度 ^{※1}	2	0 ~ 100℃	— ^{※8}	重大事故等時において、静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度を監視可能。	— (S s)	S A 用 直流電源	熱電対	可	㉑ ^a ㉒ ^b
	静的触媒式水素処理装置出口温度 ^{※1}	2	0 ~ 400℃							
	格納容器酸素濃度 (B系) ^{※2}	1	0 ~ 5 vol% / 0 ~ 25 vol%	4. 3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0 ~ 4.4vol%) を監視可能。	S	区分Ⅱ 交流電源 ②	熱磁気風 式酸素 検出器	—	㉓
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (S A) ^{※2}	1	0 ~ 25 vol%	4. 3vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0 ~ 4.4vol%) を監視可能。	— (S s)	S A 用 交流電源 ③	磁気力式 酸素 検出器	—	㉔
	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) ^{※1}									
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) ^{※1}									
	ドライウエル圧力 (S A) ^{※1} サブプレッション・チェンバ圧力 (S A) ^{※1}									
<p>「⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ</p> <p>「⑦ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ</p>										

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

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

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

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

※8: 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

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

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

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び非常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は、S A 用直流電源、区分Ⅱ 直流電源及び区分Ⅱ 無停電交流電源を電源とした計器である。

※13: 全交流動力電源喪失時に蓄電池 (非常用) からの電源供給に期待せず、交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (18/18)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	耐震性	電源※12	検出器の種類	可搬型計測器	第 1.15-3 図No.
⑩ 燃料プールの監視	燃料プール水位 (S A) ※2	1	-4.30~7.30m※10 (EL31218~42818)	6,982mm※10 (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。	- (S s)	S A用 交流電源 ②	ガイド パルス式 水位検出 器	-	⑭
	燃料プール水位・温度 (S A) ※2	1 ※11	-1,000~6,710mm※10 (EL34518~42228)	6,982mm※10 (EL42500)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	C (S s)	区分Ⅱ 直流電源 ①	熱電対	可	⑮
			0~150℃	最大値: 65℃	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。					
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) ※2	1	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	- ※8	- ※8	重大事故等時により変動する可能性がある放射線量率の範囲 (10 ⁻³ ~10 ⁷ mSv/h) にわたり監視可能。	- (S s)	S A用 直流電源	電離箱	-
10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h										
燃料プール監視カメラ (S A) ※2	1	-	- ※8	- ※8	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。	- (S s)	カメラ: S A用 直流電源 冷却設 備:S A用 交流電源 ②	赤外線 カメラ	-	⑰

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

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

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

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

※8: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。

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

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

※12: 所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電により計測可能な計器は, S A用直流電源, 区分Ⅱ直流電源及び区分Ⅱ無停電交流電源を電源とした計器である。

※13: 全交流動力電源喪失時に蓄電池(非常用)からの電源供給に期待せず, 交流電源復旧後に充電器を介して直流電源を供給する。

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1 / 17)

【推定ケース】

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

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

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

※ 1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/17)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3 / 17)

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

※ 1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(4/17)

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

※ 1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(5/17)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(6/17)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(7/17)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(9/17)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(10/17)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(11/17)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(12/17)

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

最終ヒートシンクの確保

※ 1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(13/17)

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

※ 1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(14/17)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(15/17)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(16/17)

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

※ 1 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定(17/17)

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

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

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

第 1.15-4 表 補助パラメータ(1 / 2)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	
電源関係	220kV 第2原子力幹線1L送電電圧	外部電源の受電状態を確認するパラメータ	
	220kV 第2原子力幹線2L送電電圧		
	66kV 鹿島支線電圧		
	C-メタクラ母線電圧 ^{*1}	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ	
	D-メタクラ母線電圧 ^{*1}		
	C-メタクラ母線電圧(他号炉)		
	D-メタクラ母線電圧(他号炉)		
	HPCS-メタクラ母線電圧 ^{*1}		
	C-ロードセンタ母線電圧 ^{*1}		非常用低圧母線のロードセンタの受電状態を確認するパラメータ
	D-ロードセンタ母線電圧 ^{*1}		
	C-ロードセンタ母線電圧(他号炉)		
	D-ロードセンタ母線電圧(他号炉)		
	B1-115V系充電器(SA)電圧	直流電源の受電状態を確認するパラメータ	
	B1-115V系蓄電池(SA)電圧 ^{*1}		
	B-115V系充電器電圧		
	A-115V系直流盤母線電圧 ^{*1}		
	B-115V系直流盤母線電圧 ^{*1}		
	230V系直流盤(RCIC)母線電圧		
	230V系直流盤(常用)母線電圧 ^{*1}		
	SA用115V系充電器電圧		
	230V系充電器(RCIC)電圧		
	230V系充電器(常用)電圧		
	A-115V系充電器電圧		
	B-115V系直流盤(SA)母線電圧		
	高圧炉心スプレイ系直流盤母線電圧		
	SA対策設備用分電盤(2)母線電圧 ^{*1}		
	SA用115V系充電器蓄電池電圧 ^{*1}		
	A-原子炉中性子計装用充電器盤母線電圧		
	B-原子炉中性子計装用充電器盤母線電圧		
	ディーゼル発電機電圧		非常用ディーゼル発電機等の運転状態を確認するパラメータ
	ディーゼル発電機周波数		
	ディーゼル発電機電力		
	ディーゼル発電機電圧(他号炉)		
	ディーゼル発電機周波数(他号炉)		
	ディーゼル発電機電力(他号炉)		
	HPCS-ディーゼル発電機電圧		
	HPCS-ディーゼル発電機電力		
	HPCS-ディーゼル発電機周波数	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ	
	ガスタービン発電機電圧		
	ガスタービン発電機電流		
	ガスタービン発電機電力		
	高圧発電機車電圧		
	高圧発電機車周波数		
直流給電車電圧	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ		
緊急用メタクラ電圧 ^{*1}			
SAロードセンタ母線電圧 ^{*1}	SAロードセンタの受電状態を確認するパラメータ		
ディーゼル燃料デイトンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ		
ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル			
タンクローリ油タンクレベル			
ガスタービン発電機用軽油タンク油面			
各機器油タンクレベル			
補機関係	高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	
	高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力		
	高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力		
	高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	
	可搬型回転計		
	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力		
	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力		
	原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力		
	原子炉隔離時冷却系タービン回転速度		
	復水貯蔵タンク水位	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	
	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力		
	RPV/PCV注入流量		
	ベデスタル注入流量		
	消火ポンプ出口圧力	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	
	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力	移動式代替熱交換設備の運転状態を確認するパラメータ	
	大量送水車ポンプ出口圧力	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ	
	大型送水ポンプ車出口圧力	大型送水ポンプ車の運転状態を確認するパラメータ	
	ほう酸水注入ポンプ出口圧力	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	
	ほう酸水貯蔵タンク液位		
	非常用ガス処理系排ガス・モニタ		耐圧強化ペントラインの運転状態を確認するパラメータ

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

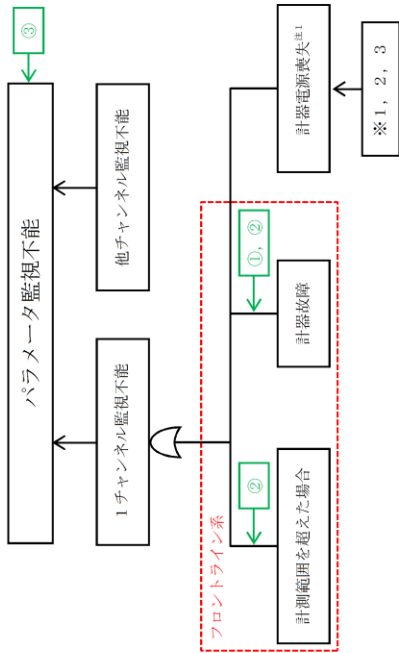
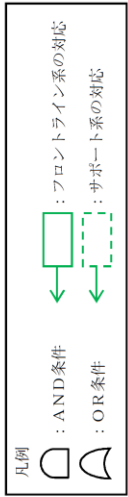
第 1.15-4 表 補助パラメータ (2 / 2)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	
その他	制御棒駆動水圧系系統流量	制御棒駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ	
	制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力		
	制御棒駆動水圧系駆動水差圧		
	ADS用N ₂ ガス減圧弁二次側圧力 ^{*1}	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ	
	N ₂ ガスボンベ圧力 ^{*1}		
	窒素ガス代替供給系窒素ガスボンベ圧力		
	窒素ガス代替供給系窒素ガス供給圧力		
	ドライウェル床ドレンサンプ水位	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ	
	残留熱除去系配管周囲温度		
	原子炉隔離時冷却系配管周囲温度		
	スクラバ水 pH		
	薬液タンク水位	原子炉格納容器内の pHを確認するパラメータ	
	FCS系統入口流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ	
	ブロウ入口圧力		
	FCSブロウ入口流量		
	再結合器ガス温度		
	FCS加熱器ガス温度		
	FCS加熱器出口温度		
	FCS加熱器壁温度		
	FCS再結合器壁温度		
	非常用ガス処理系系統流量		非常用ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉給水流量		復水・給水系の運転状態を確認するパラメータ
	RFP出口ヘッド圧力		
	復水器真空度		
	原子炉浄化系系統流量		原子炉浄化系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉浄化系系統入口温度		
	原子炉浄化系非再生熱出口温度	残留熱代替除去系の運転状態を確認するパラメータ	
	残留熱代替除去ポンプ出口流量		
	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 ^{*1}		原子炉補機冷却系の動作状態を確認するパラメータ
	原子炉補機冷却系常用流量		
	RCW熱交換器出口温度 ^{*1}		
	RCWサージタンク水位 ^{*1}		
	原子炉補機海水ポンプ出口圧力	原子炉補機海水ポンプの動作状態を確認するパラメータ	
	原子炉ウェル水位	原子炉ウェル代替注水系の運転状態を確認するパラメータ	
	原子炉棟排気高レンジモニタ	原子炉建物の放射線量をj確認するパラメータ	
	換気系モニタ	燃料プールの状態を確認するパラメータ	
	燃料取替階放射線モニタ		
	燃料プールスプレイ流量		
	スキマサージタンク水位		
	燃料プール冷却ポンプ出口流量		
	純水タンク水位	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	
	ろ過水タンク水位		
	1号ろ過水タンク水位		
	非常用ろ過水タンク水位		
	補助消火水槽水位		
	輪谷貯水槽 (西1)		
	輪谷貯水槽 (西2)		
	輪谷貯水槽 (東1)		
	輪谷貯水槽 (東2)		
	モニタリング・ポスト		屋外の放射線量を確認するパラメータ

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

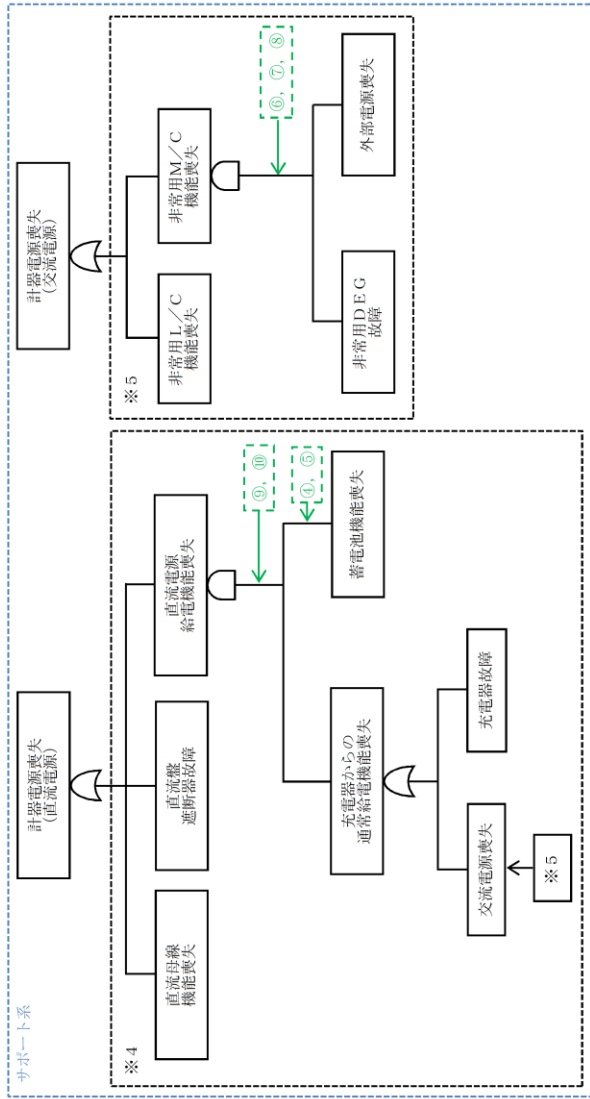
第 1.15-5 表 有効監視パラメータ（自主対策設備）の監視・記録について

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器バイパスの監視	エリア放射線モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	中央制御室 記録計	—
未臨界の維持又は監視	制御棒手動操作・監視系	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	安全パラメータ 表示システム (SPDS)	—



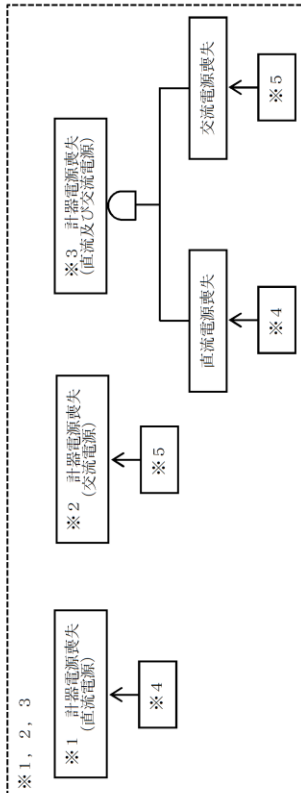
注1：計器電源喪失には、計器タイプにより以下の3とおりがある。

- ※1 直流電源
- ※2 交流電源
- ※3 直流電源及び交流電源



対応手段

- ① 他チャンネルによる計測代替パラメータによる推定
- ② 可搬型計測器による計測
- ③ 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備からの給電
- ④ 所内常設直流電源設備（3系統目）からの給電
- ⑤ 常設代替交流電源設備からの給電
- ⑥ 可搬型代替交流電源設備からの給電
- ⑦ 号戸間電力融通電気設備からの給電
- ⑧ 可搬型直流電源設備からの給電
- ⑨ 直流給電車からの給電
- ⑩ 直流給電車からの給電



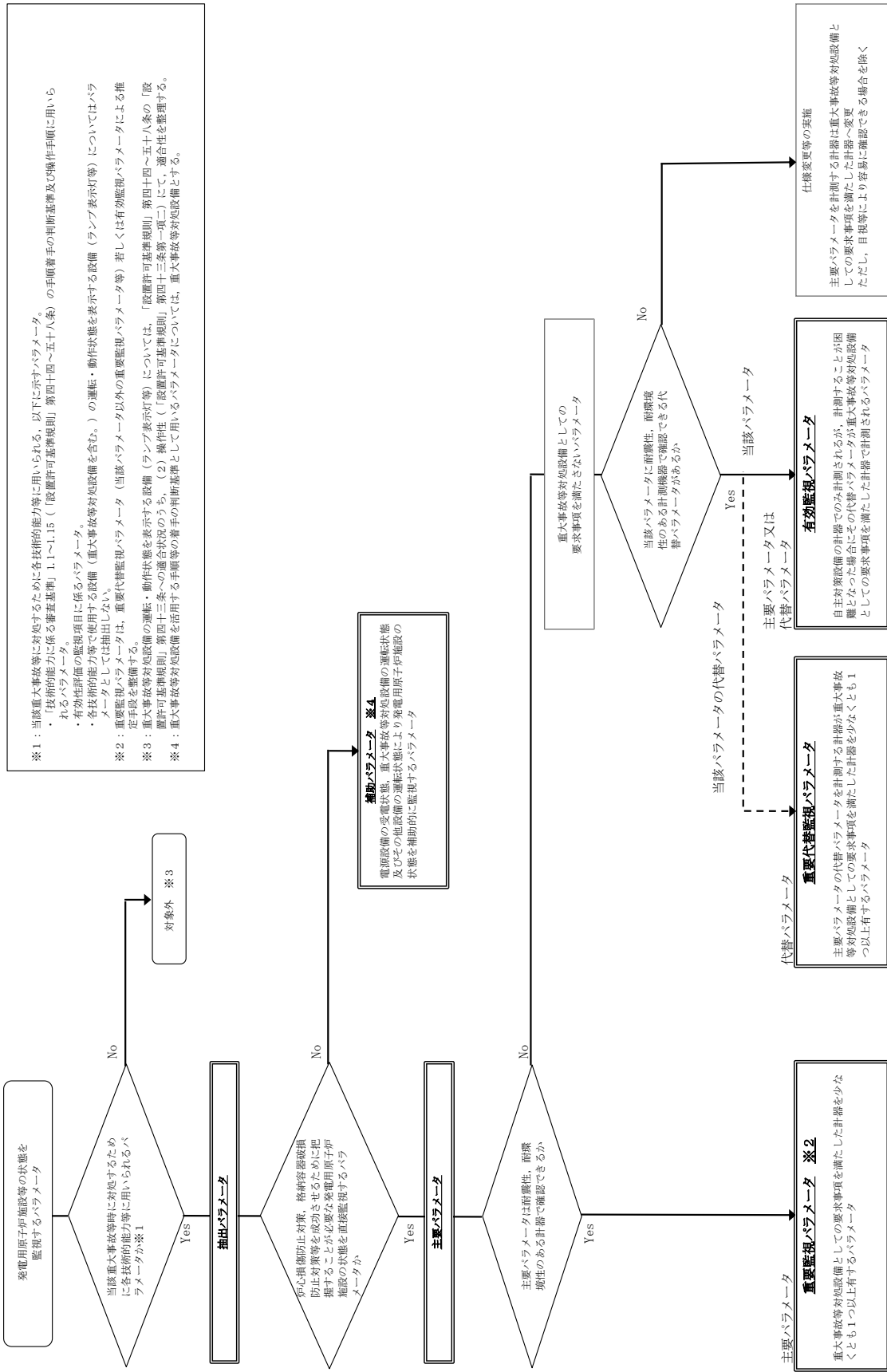
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	
パラメータ監視不能	他チャンネル監視不能 1チャンネル監視不能	計測範囲を超えた場合						
		計器故障						
		計器電源喪失 (直流電源)	直流母線機能喪失					
			直流盤遮断器故障					
			直流母線への 直流電源給電 機能喪失	蓄電池 機能喪失				
				充電器からの 通常給電機能喪失				
		計器電源喪失 (交流電源)	非常用L/C 機能喪失					
			非常用M/C 機能喪失					
					非常用DEG 故障			
					外部電源喪失			
						充電器故障		
						交流電源喪失	非常用L/C 機能喪失	
				非常用M/C 機能喪失	非常用DEG 故障			
						外部電源喪失		

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

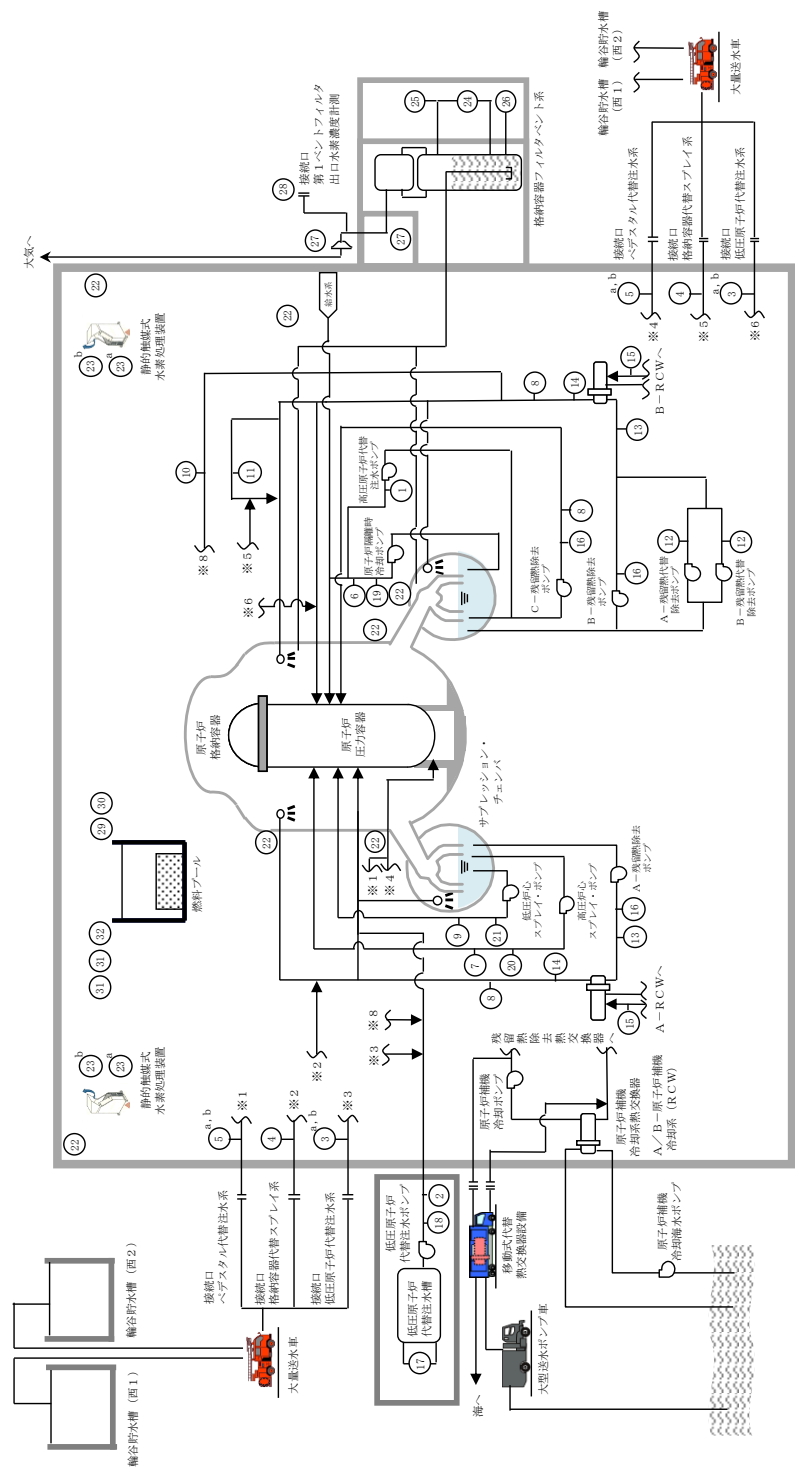
第 1.15-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)



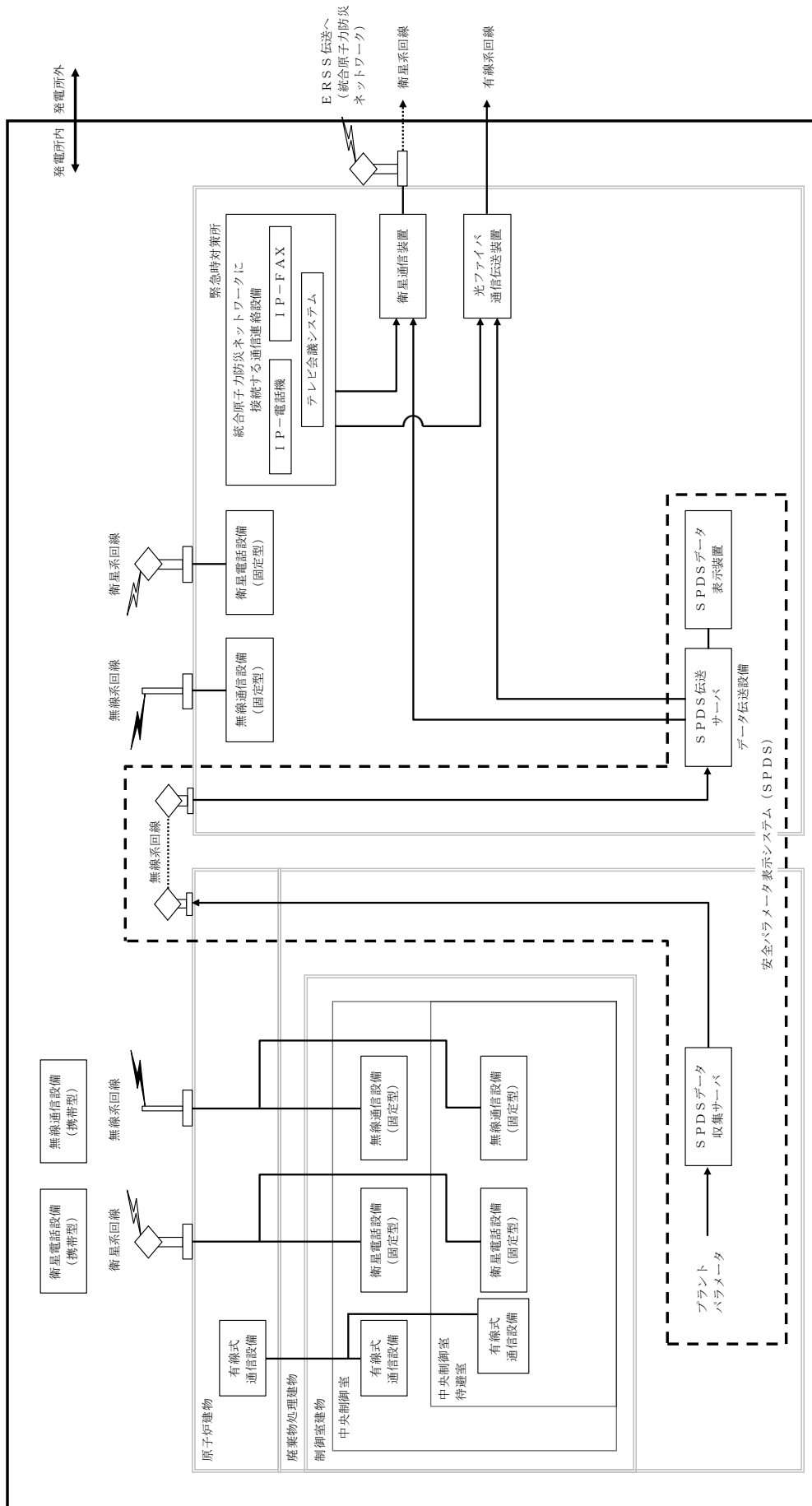
※1：当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ。
 ・「技術的能力に係る審査基準」1.1～1.15（「設置許可基準規則」第四十四～五十八条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。
 ・有効性評価の監視項目に係るパラメータ。
 ・各技術的能力等で使用する設備（重大事故等対処設備（ランプ表示灯等）若しくは有効監視パラメータ）については、
 ※2：重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ（当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等）若しくは有効監視パラメータによる推定手段を影響する。
 ※3：重大事故等対処設備の運転、動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については、「設置許可基準規則」第四十四～五十八条の「設置許可基準規則」第四十三条への適合状況のうち、(2)操作性（「設置許可基準規則」第四十三条第一項二）にて、適合性を整理する。
 ※4：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。

第 1.15-2 図 重大事故等発生時に必要なパラメータの選定フロー

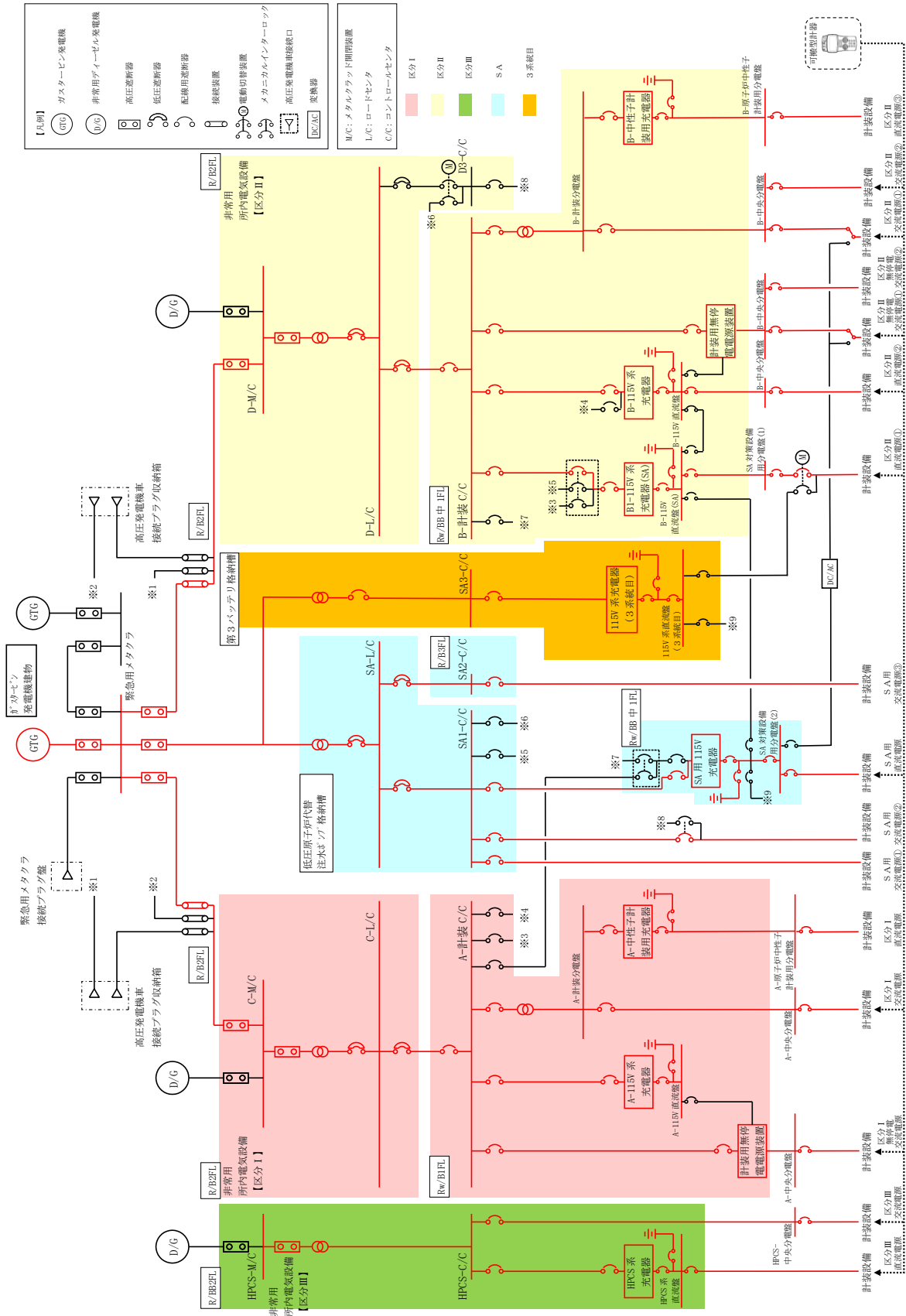
- ① 高圧原子炉代替注水流量
- ② 代替注水流量 (常設)
- ③ a 低圧原子炉代替注水流量
- ③ b 低圧原子炉代替注水流量 (狹帯域用)
- ④ 格納容器代替注水流量
- ⑤ a ベデスタル代替注水流量
- ⑤ b ベデスタル代替注水流量 (狹帯域用)
- ⑥ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
- ⑦ 高圧炉心スプレイレイポンプ出口流量
- ⑧ 残留熱除去ポンプ出口流量
- ⑨ 低圧炉心スプレイレイポンプ出口流量
- ⑩ 残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ⑪ 残留熱代替除去系格納容器スプレイレイ流量
- ⑫ 残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ⑬ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑭ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑮ 残留熱除去系熱交換器冷却水流量
- ⑯ 残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ⑰ 低圧原子炉代替注水槽水位
- ⑱ 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ⑲ 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
- ⑳ 高圧炉心スプレイレイポンプ出口圧力
- ㉑ 残留熱除去ポンプ出口圧力
- ㉒ 低圧炉心スプレイレイポンプ出口圧力
- ㉓ 残留熱代替除去系原子炉注水濃度
- ㉔ a 静的触媒式水素処理装置入口温度
- ㉔ b 静的触媒式水素処理装置出口温度
- ㉕ スクラバ容器水位
- ㉖ スクラバ容器圧力
- ㉗ スクラバ容器温度
- ㉘ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉙ 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ㉚ 燃料プール水位 (SA)
- ㉛ 燃料プール水位・温度 (SA)
- ㉜ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
- ㉝ 燃料プール監視カメラ (SA)



第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図 (1 / 3)



第 1.15-3 図 主要設備 概略系統図 (3 / 3)



第 1.15-4 図 計器の電源構成図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考											
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24												
手順の項目	要員(数)	<div style="text-align: center;">10分 ▽</div>																							
設計基準準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電	現場運転員B, C 2													中央制御室での電源切替え操作											
														補助盤室での電源切替え操作											

第 1.15-5 図 設計基準準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電タイムチャート

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考											
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24												
手順の項目	要員(数)	<div style="text-align: center;">10分 ▽</div>																							
所内常設直流電源設備 (3系統目) からの設計基準準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電	中央制御室運転員A 1													中央制御室での電源切替え操作											

第 1.15-6 図 所内常設直流電源設備 (3系統目) からの重大事故等対処設備の計装設備への給電タイムチャート

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
手順の項目	要員(数)													
可搬型計測器によるパラメータ確認	現場運転員B, C 2													

第 1.15-7 図 可搬型計測器によるパラメータ計測タイムチャート

重大事故等対策の成立性

2. 所内常設直流電源設備（3系統目）からの設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電

a. 操作概要

全交流動力電源喪失後に、直流電源のうちB1-115V系蓄電池（SA）の電圧が放電電圧の最低値を下回るおそれがあると判断した場合に、所内常設直流電源設備（3系統目）である115V系蓄電池（3系統目）からの給電が必要な計装設備の電源切替を行う。

b. 作業場所

中央制御室

c. 必要要員数及び操作時間

設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電のための電源切替に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1名（中央制御室運転員1名）

想定時間 : 10分（所要時間目安^{※1} : 5分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員A】

- 中央制御室での電源切替操作：想定時間10分、所要時間目安5分
 - ・電源切替操作：所要時間目安5分（中央制御室）

d. 操作の成立性

作業環境：室温は通常運転状態と同程度であり、周辺には支障となる設備はない。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携帯している。

操作性：通常の電源切替操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。

重大事故等対策の成立性

3. 可搬型計測器の接続操作

a. 操作概要

重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電（交流，直流）が困難な場合に，可搬型計測器を接続し，廃棄物処理建物 1 階にて計測，監視を行う。

b. 作業場所

廃棄物処理建物 1 階（非管理区域）（補助盤室）

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型計測器の接続，可搬型計測器による計測，監視に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名（現場運転員 2 名）

想定時間 : 20 分（所要時間目安^{※1} : 9 分）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間
（2 測定点以降，連続で接続する場合は 10 分追加）

想定時間内訳

【現場運転員 B，C】

- 移動：想定時間 10 分，所要時間目安 2 分
 - ・移動：所要時間目安 2 分（中央制御室から補助盤室）
- 可搬型計測器接続：想定時間 10 分，所要時間目安 7 分
 - ・可搬型計測器接続：所要時間目安 7 分（補助盤室）

d. 操作の成立性

作業環境：室温は通常運転状態と同程度であり，周辺には支障となる設備はない。常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の端子リフト・接続操作であり，容易に実施可能である。

連絡手段：衛星電話設備（固定型），無線通信設備（固定型），有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部との連絡が可能である。



可搬型計測器



電池容量確認



可搬型計測器接続



計測結果読み取り

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

<目 次>

- 2.1 可搬型設備等による対応
- 2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方
- 2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備
- 2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備
- 2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備
- 2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項
- 2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備
- 2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備
- 2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備
- 2.1.3 まとめ

- 添付資料 2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスについて
- 添付資料 2.1.2 設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.3 設計基準を超える凍結事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.4 設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.5 設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.6 設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.7 設計基準を超える地滑り・土石流事象のうち土石流に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.8 設計基準を超える森林火災事象に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.9 設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出
- 添付資料 2.1.10 PRAで選定しなかった事故シーケンス等への対応について
- 添付資料 2.1.11 大規模損壊発生時の対応
- 添付資料 2.1.12 大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について
- 添付資料 2.1.13 燃料プール大規模漏えい時の対応について
- 添付資料 2.1.14 放水砲の設置場所及び使用方法等について
- 添付資料 2.1.15 外部事象に対する対応操作の適合性について
- 添付資料 2.1.16 米国ガイド（NEI-06-12及びNEI-12-06）で参考とした事項について
- 添付資料 2.1.17 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について
- 添付資料 2.1.18 重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方
- 添付資料 2.1.19 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について
- 添付資料 2.1.20 設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況
- 添付資料 2.1.21 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

別冊^{※1} 非公開資料

- I. 具体的対応の共通事項
- II. 大規模な自然災害の想定 of 具体的内容
- III. テロの想定脅威の具体的内容

※1：当該資料については、本設置変更許可申請で対応事項に変更がないため作成を省略する。

下線は、今回の提出資料を示す。

2.1 可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、次の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。

ここでは、発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても、当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方

2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし、特定の事象の発生や検知がなくても、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書で対応可能なよう配慮する。

また、発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。

自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定したうえで、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、その中から考慮すべき自然災害に対して、設計基準を超えるような規模を想定し、発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。

また、事前予測が可能な自然現象については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

さらに、事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊では、重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され、あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから、緊急時対策本部における情報収集、運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。

<炉心の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止と原子炉圧力容器への注水

<原子炉格納容器の破損を緩和するための対策>

- ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

<燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

<放射性物質の放出を低減するための対策>

- ・水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための対策
- ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建物への放水による拡散抑制

<大規模な火災が発生した場合における消火活動>

- ・消火活動

<その他の対策>

- ・要員の安全確保
- ・対応に必要なアクセスルートの確保
- ・電源及び水源の確保並びに燃料補給
- ・人命救助

a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように対応フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ効果的に使用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡、衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無、建物の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直副長が行う。また、原子力防災管理者又は当直副長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は、大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

- a) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合
 - ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡が取れない場合を含む。）
 - ・燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し、燃料プールの水位が維持できない場合
 - ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建物損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合
 - ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合
- b) 原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合
- c) 当直副長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

緊急時対策本部は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

また、非常招集を行った場合、緊急時対策要員及び自衛消防隊は、緊急時対策所へ移動する。ただし、緊急時対策所が使用できない場合は、屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは、事故時操作要領書、原子力災害対策手順書等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツ-

ルとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。

また、b.(b)項から(o)項の手順の中で使用することを想定している設備については、チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に緊急時対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては、次に掲げる(a)、(b)項を実施する。

当直副長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各班の責任者(本部員)は、その時点における人的リソースや資機材の確保状況、対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。

また、重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は、放射線測定器、可搬型直流電源設備、可搬型計測器等の代替の監視手段と無線通信設備等の通信連絡設備を準備し、アクセスルートが確保され次第、パラメータ監視のための当直(運転員)、緊急時対策要員等を現場に出動させ、まず外からの目視による確認を行い、その後、確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行ったうえで、他のパラメータについては、パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。

初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第2優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

また、初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は、まず外からの目視による確認を行い、目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ、使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。

(a) 当面達成すべき目標の設定

緊急時対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建物の損傷状況、火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載したうえで、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、環境への放射性物質の放出低減を最優先に、優先すべき戦略を決定する。

当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては、重大事故等に対処する要員の安全確保を最優先とする。

- ・ 第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。
- ・ 炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。
- ・ 燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。
- ・ これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。

(b) 個別戦略を選択するための判断フロー

緊急時対策本部は、(a)項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

- a) 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水
発電用原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。
- b) 設定目標：原子炉格納容器の破損回避
基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。
原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建物内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。
- c) 設定目標：燃料プール水位確保
燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建物内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。
- d) 設定目標：放射性物質拡散抑制
炉心損傷が発生するとともに、原子炉圧力容器への注水が行えない場合、燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建物が損傷し

ている場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。

また、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第2優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。また、大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

i 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し、早期に準備が可能な小型放水砲、小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建物内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において、事故対応を行うためのアクセスルート又は操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。

a) アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。

- b) 複数の操作箇所の内いずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。
- c) a)及びb)いずれの場合も、予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。

消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示すa)からd)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

- a) アクセスルート・操作箇所の確保のための消火
 - ・アクセスルート確保
 - ・車両及びホースルートの設置エリアの確保
(初期消火に用いる化学消防自動車、小型放水砲等)
- b) 原子力安全の確保のための消火
 - ・重大事故等対処設備が設置された建物、放射性物質内包の建物
 - ・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
 - ・大型送水ポンプ車、ホースルート及び放水砲の設置エリアの確保
- c) 火災の波及性が考えられ、事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火
 - ・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- d) その他火災の消火
 - a)からc)以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。

建物内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建物内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

また、自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動を行う場合は、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。

消火活動に当たっては、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線通信設備の回線を使用する。

ii 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧原子炉代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備若しくは所内常設直流電源設備（3系統目）より給電される高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動により発電用原子炉の冷却を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

iii 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能喪失した場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、原子炉補機代替冷却系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。
- ・炉心に著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器の圧力及

び温度を低下させる。

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部へ注水を行う。
- ・原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系により水素ガス及び酸素ガスの濃度を抑制する。また、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し、さらに酸素濃度が上昇する場合においては、格納容器フィルタベント系により水素ガス及び酸素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

iv 燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・燃料プールの状態を監視するため、燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）を使用する。
- ・燃料プールの注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により燃料プールの水位が低下した場合は、消火系、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水することにより、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。
- ・燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位維持が行えない場合は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールスプレイを実施することで、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境へ

の放射性物質の放出を可能な限り低減させる。

- ・原子炉建物の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建物に近づけない場合は、放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。

v 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合は、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・その際、防波壁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拡散抑制を行う。
- ・放水することで放射性物質を含む汚染水が構内雨水排水路から海へ流れ出すためシルトフェンスを設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。
- ・また、シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況等）である場合は、大津波警報又は津波警報等が解除された後にシルトフェンスの設置を開始する。

(b) 「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」

重大事故等対策にて整備する1.2の手順を用いた手順等を整備する。

(c) 「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」

重大事故等対策にて整備する1.3の手順を用いた手順等を整備する。

(d) 「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」

重大事故等対策にて整備する1.4の手順を用いた手順等を整備する。

(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.5の手順を用いた手順等を整備する。

(f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.6の手順を用いた手順等を整備する。

(g) 「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」

重大事故等対策にて整備する1.7の手順を用いた手順等を整備する。

(h) 「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」

重大事故等対策にて整備する1.8の手順を用いた手順等を整備する。

- (i) 「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」

重大事故等対策にて整備する1.9の手順を用いた手順等を整備する。

- (j) 「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」

重大事故等対策にて整備する1.10の手順を用いた手順等を整備する。

- (k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.11の手順を用いた手順等を整備する。

- (l) 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.12の手順を用いた手順等を整備する。

- (m) 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

重大事故等対策にて整備する1.13の手順を用いた手順等を整備する。

- (n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

重大事故等対策にて整備する1.14の手順を用いた手順等を整備する。

- (o) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」

可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。

- i 現場での可搬型計測器によるパラメータ計測、監視手順
- ii 中央制御室損傷時の通信連絡手順

- c. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。

- d. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、地震、津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故及び大規模損壊への対応も考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備

のいずれかにより達成できるよう構成する。

- e. 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順は、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等対策に係る体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに、緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。

(2) 大規模損壊発生時の体制

大規模損壊の発生に備えた緊急時対策本部及び緊急時対策総本部の体制は、重大事故等対策に係る体制を基本とする体制を整備する。

また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員 31 名、運転員 9 名及び火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊 7 名の合計 47 名を常時確保し、大規模損壊の発生により要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む。）においても、対応できる体制を整備する。

なお、2号炉原子炉運転停止中^{*}については、中央制御室の2号運転員を5名とする。

※ 原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が 100℃未満）及び燃料交換の期間

さらに、発電所構内に常駐する要員により交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している重大事故等に対処する要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

- a. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における指示者（副原子力防災管理者）を含む重大事故等に対処する要員は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。
- b. プルーム通過時は、大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策要員は緊急時対策所、運転員は中央制御室待避室及び緊急時対策所にとどまり、その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し、その後、緊急時対策本部長の指示に基づき再参集する。
- c. 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、緊急時対策本部長が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、緊急時対策本部の指揮命令系統の下、放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させる。

(4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 緊急時対策総本部体制の確立

大規模損壊発生時における緊急時対策総本部の設置による発電所への支援体制は、「技術的能力審査基準1.0」で整備する支援体制と同様である。

b. 外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における外部支援体制は、「技術的能力審査基準1.0」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備等が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。

- a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また、原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備のうち、少なくとも1セットは、基準津波を超える津波に対して、裕度を有する高台に保管する。
- b. 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保したうえで、当該建物及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。
- c. 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確保した複数の接続口を設ける。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建物、制御室建物及び廃棄物処理建物から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

- a. 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用する全面マスク，高線量対応防護服，個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ車や放水砲等の消火設備を配備する。
- c. 大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。また，消火活動専用の通信連絡が可能な無線通信設備を配備する。

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

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊(以下「大規模損壊」という。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書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。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材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。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

【解釈】

- 1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。
- 2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。
- 3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。
 - 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 - 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 - 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
 - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 - 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
 - 1.14 電源の確保に関する手順等
- 4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定したうえで、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(1) 大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象の選定について

大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため、島根原子力発電所及びその周辺での発生実績にかかわらず、国内で一般に発生し得る事象に加え、国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。

各事象（重畳を含む。）について、設計基準を超えるような過酷な状況を想定した場合の発電用原子炉施設への影響度を評価し、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を選定し、さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。

検討プロセスをフローで表したものを第1図に示す。また検討内容について以下に示す。

a. 自然現象の網羅的な抽出

国内外の基準を参考に、網羅的に自然現象を抽出・整理し、自然現象55事象を抽出した。（添付資料2.1.1参照）

b. 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

各自然現象について、設計基準を超えるような非常に過酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定した。

プラント状態を特定するに当たっては、イベントツリーによる事象進展

評価又は定性的な評価を実施した。

主要な事象（検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を第1表，第2表及び第2図にそれぞれ示す。その他の事象を含む全事象に対する検討内容については添付資料 2.1.1 に示す。検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定されたものは次のとおり。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・竜巻
- ・凍結
- ・積雪
- ・落雷
- ・地滑り・土石流
- ・火山の影響
- ・森林火災
- ・隕石

c. ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された自然現象について，それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に，大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。

上記b.での整理から，発電用原子炉施設の最終状態は次の3項目に類型化することができ，第3表に事象ごとに整理した結果を示す。

- ・重大事故等対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊）
- ・重大事故等対策で想定している事故シーケンス
- ・設計基準事故で想定している事故シーケンス

第3表に示すとおり，発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は，地震，津波，地震と津波の重畳，積雪，落雷，火山の影響及び隕石の7事象となる。

また，大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち，以下の事象については，他の事象のシナリオに代表させることができる。

- ・積雪

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+計装・制御系喪失となる。積雪については大型航空機の衝突と異なり事象進展がある程度遅いことから，事前に除雪等の対応が可能となる。非常に過酷な状況を考慮

した場合にも、除雪の対象を限定し最小限必要な設備（原子炉建物やアクセスルート等）について健全性を維持させるといった対応により損傷範囲を抑制することが可能であることから、津波又は地震と津波の重畳のシナリオに代表させる事象として整理した。

- ・落雷

最も過酷なケースは外部電源喪失+計装・制御系喪失となるが、地震と津波の重畳のシナリオ又は大型航空機の衝突に代表させることができる。

- ・火山の影響

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+計装・制御系喪失となる。火山の影響についても、大量の降下火砕物がある場合には、積雪時と同様、降下火砕物を除去することで、影響範囲を抑制することが可能であることから、津波又は地震と津波の重畳のシナリオに代表させる事象として整理した。

- ・隕石

隕石衝突に伴う建物・屋外設備の損傷については、大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。

発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については、地震のシナリオに代表させることができる。

また、隕石の発電所近海への落下に伴う津波については、津波のシナリオに代表させることができる。

以上より、自然現象として、地震、津波及び地震と津波の重畳の3事象をケーススタディとして選定する。これら3事象で想定する事故シーケンスと代表シナリオは次のとおりとする。

(a) 地震

地震レベル1 PRAにより抽出した事故シーケンスには、E x c e s s i v e L O C A，原子炉格納容器損傷，原子炉圧力容器損傷，計装・制御系喪失，格納容器バイパス，原子炉建物損傷，制御室建物損傷，廃棄物処理建物損傷，全交流動力電源喪失+原子炉停止失敗等がある。また，内部事象のレベル 1.5 PRAにより，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な地震が発生した場合には，これらの事故シーケンス，あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，ケーススタディとして，大規模な地震で原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて，大破断 L O C A を超える規模の損傷が発生し，炉心損傷に至る E x c e s s i v e L O C A を代表シナリオ

として選定する。この際、地盤の陥没等により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(b) 津波

津波レベル1 P R Aにより抽出した事故シーケンスとして、直接炉心損傷に至る事象がある。また、内部事象のレベル 1.5 P R Aにより、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして、格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な津波が発生した場合には、これらの事故シーケンス、あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが、大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から、防波壁を超える規模の津波により、原子炉建物付属棟地下階が浸水する前提において、ケーススタディとして、全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計装・制御系喪失に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際、取水槽エリアの浸水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(c) 地震と津波の重畳

地震と津波の重畳では、上記の地震及び津波の項で想定した事故シーケンスの組合せとして、全交流動力電源喪失+直流電源喪失+ E x c e s s i v e L O C A + 計装・制御系喪失等が想定される。ケーススタディとしては、対応手順書の有効性を確認する観点から、この事故シーケンスを代表シナリオとして選定する。この際、地盤の陥没等及び取水槽エリアの浸水により、アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮について

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定する。

なお、爆発等の人為事象による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突に代表させることができる。

以上より、大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては、(1)及び(2)において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、発電用原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

(添付資料2.1.2, 2.1.3, 2.1.4, 2.1.5, 2.1.6, 2.1.7, 2.1.8, 2.1.9,
2.1.10参照)

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (1/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
地震	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備の碍子等の損傷により、外部電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉補機海水ポンプ等の損傷による補機冷却系喪失及びディーゼル発電機の損傷による全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・直流電源を供給する設備の損傷により、非常用交流電源の制御機能等が喪失するため、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建物が大規模に損傷する場合には、緩和できない大規模なLOCA (E x c e s s i v e L O C A) が発生すると同時に、建物内の原子炉注水系配管が損傷して原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。建物損傷の二次的被害により、原子炉格納容器や原子炉格納容器の貫通配管が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。 ・原子炉格納容器内の配管及びECCS注入配管が同時に損傷して、大規模なLOCA (E x c e s s i v e L O C A) が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉圧力容器の損傷により、原子炉冷却材圧力バウンダリの大規模な損傷や、炉内構造物の大規模な破損による原子炉冷却材の流路閉塞等により、炉心の除熱が困難となり重大事故に至る可能性がある。 ・制御室建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている緩やかな設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、補助盤室やパツテリ室損傷により緩やかな設備のすべてが喪失する。これにより原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。 ・複数の制御盤等が同時に損傷することにより、計装・制御系喪失に至る可能性がある。 ・常時開の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉鎖敗すことで、高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で原子炉格納容器外 (原子炉建物) へ流出し、複数の緩和系が機能喪失に至る可能性がある。 	<p>【基準地震動を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・直流電源 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・設計基準事故対処設備 (ECCS等) ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器 ・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・計装・制御系 ・隔離弁の閉機能及び原子炉格納容器外配管 ・燃料プール ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失 ・LOCA及びECCS注水機能喪失 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・原子炉建物損傷 ・制御室建物損傷 ・廃棄物処理建物損傷 ・計装・制御系喪失 ・格納容器バイパス

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
地震	<p>・燃料プールのスロッシングによるプール水の溢水及び全交流動力電源喪失による燃料プール冷却系の機能喪失に伴うプール水の蒸発により、燃料プールの水位が低下する。</p> <p>・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。</p> <p>・保管している危険物による火災の発生可能性がある。</p> <p>・斜面の崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>【主な対応】</p> <p>・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。</p> <p>・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬式モニタリング・ポストにより測定及び監視を行う。</p> <p>・火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。</p> <p>・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。</p>		
津波	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <p>・発電所近傍を震源とする地震を考慮し、地震発生後、15分程度で津波が来襲すると想定する。</p> <p>・基準津波を超える規模として、防波壁の高さ（15m）を上回る高さの津波を想定する。</p> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <p>・屋外変圧器の水没により、外部電源喪失に至る可能性がある。</p> <p>・原子炉補機海水ポンプの水没により、補機冷却系喪失に至る可能性がある。</p> <p>・建物内への浸水により、計装・制御系、ECCS等の緩和機能が喪失し、直接炉心損傷に至る可能性がある。</p> <p>・タンク等からの火災発生、漂流物等により、アクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>【主な対応】</p> <p>・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。</p> <p>・火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。</p> <p>・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。</p>	<p>【防波壁を超える高さの津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・計装・制御系、ECCS等の緩和機能 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・補機冷却系喪失 ・直接炉心損傷

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (3/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
竜巻	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部事象防護対象施設は、風速92m/sの竜巻から設定した荷重に対して、竜巻防護対策設備により防護すること等により安全機能を損なわない設計としている。 事前の予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全性に影響を与えないことが可能である。 あらかじめ体制を強化して安全対策（飛来物発生防止対策の確認等）を講じることが可能である。 最大風速92m/sを超える規模の竜巻を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 風荷重又は飛来物によって、送電設備が損傷し、外部電源喪失に至る可能性がある。 気圧差荷重又は飛来物によって、ディーゼル燃料移送ポンプが損傷し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 気圧差荷重によって、原子炉建物付属棟空調換気系のダクトやダンパ等が損傷し、ディーゼル発電機室の室温上昇によりディーゼル発電機が機能喪失し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 気圧差荷重又は飛来物によって、原子炉補機海水ポンプが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 原子炉建物外壁を貫通した飛来物によって、原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 飛来物等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送電設備 ディーゼル発電機 原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機冷却系サージタンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 補機冷却系喪失

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (4/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
凍結	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 予報等により事前に予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えないよう、事前に保温、電熱線ヒータによる凍結防止対策を実施することができる。 低温における設計基準温度-8.7℃を下回る規模を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備への着氷によって地絡・短絡を起し、外部電源喪失に至る可能性がある。 低温によってディーゼル燃料貯蔵タンク等の軽油が凍結し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 事前の凍結防止対策（加温、循環運転等の凍結防止対策）を行う。 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える低温を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備 ディーゼル発電機 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (5/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
積雪	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 予報等により事前に予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 設計基準積雪量100cmを超える規模の積雪を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備への着雪によって地絡・短絡を起こし、外部電源喪失に至る可能性がある。 積雪荷重によって、変圧器が損傷し、外部電源喪失に至る可能性がある。 積雪によるディーゼル発電機の燃焼用給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞により、ディーゼル発電機の機能が喪失し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 積雪荷重によって、ディーゼル発電機燃焼用給気口が損傷し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 積雪荷重によって、原子炉建物屋上が崩壊、原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 積雪荷重によって、原子炉補機海水ポンプが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 積雪によって、原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 積雪荷重によって、制御室建物屋上が崩壊、中央制御室が損傷し、計装・制御系喪失に至る可能性がある。 積雪によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を行う。 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>【設計基準を超える積雪を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備 ディーゼル発電機 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機海水ポンプ 計装・制御系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 補機冷却系喪失 計装・制御系喪失

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (6/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
落雷	<p>【影響評価に当たったの考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計基準電流値150kAを超える雷サージの影響を想定する。 落雷に対して、建築基準法に基づき高さ20mを超える排気筒等へ避雷設備を設置し、避雷導体により接地網と接続する。接地網は、雷撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから、安全保護系等の設備に影響を与えることはなく、安全に大地に導くことができる。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 直撃雷によって送受電設備が損傷し、外部電源喪失に至る可能性がある。 直撃雷によって、原子炉補機海水ポンプが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 建物避雷設備等から誘導雷サージが建物内に侵入し、電気盤内の制御回路が損傷し、計装・制御系喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える落雷を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備 原子炉補機海水ポンプ 計装・制御系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 補機冷却系喪失 計装・制御系喪失
地滑り ・土石流	<p>【影響評価に当たったの考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生する。 設計基準における影響範囲（土石流危険区域）を超える影響範囲の土石流を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 土砂の荷重によって送受電設備が損傷し、外部電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える地滑り・土石流を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (7/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
火山の影響	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 予報等により事前に予測が可能であることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えないよう、あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの設計基準である56cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 降下火砕物の堆積荷重によって、送受電設備が損傷し、外部電源喪失に至る可能性がある。 降下火砕物が送受電設備へ附着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、地絡・短絡を起し、外部電源喪失に至る可能性がある。 降下火砕物の堆積荷重によって、ディーゼル発電機燃焼用給気口が損傷し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 降下火砕物によるディーゼル発電機の燃焼用給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって、ディーゼル発電機の機能が喪失し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 降下火砕物によって、ディーゼル燃料移送ポンプの軸受が損傷し、同時に外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 降下火砕物の堆積荷重によって、原子炉建物屋上が崩壊、原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 降下火砕物の堆積荷重によって原子炉補機海水ポンプが損傷し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 海水中の降下火砕物が高濃度な場合に、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常摩耗や海水ストレーナの閉塞によって、原子炉補機海水ポンプが機能喪失し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 降下火砕物によって、原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞し、補機冷却系喪失に至る可能性がある。 降下火砕物の堆積荷重によって、制御室建物屋上が崩壊、中央制御室が損傷し、計装・制御系喪失に至る可能性がある。 降下火砕物によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 	<p>【設計基準を超える降下火砕物堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送受電設備 ディーゼル発電機 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機海水ポンプ 計装・制御系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失 補機冷却系喪失 計装・制御系喪失

第1表 自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (8/8)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
火山の影響	<p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		
森林火災	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・防火帯を越えて延焼するような規模を想定する。 ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えないよう、予防散水する等の必要な安全措置を講じることができる。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・森林火災の輻射熱によって、送受電設備が損傷し、外部電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・早期の消火体制確立による火災影響緩和対策を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準を超える森林火災を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失
隕石	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、行えないものとして想定する。 <p>【隕石が落下した場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建物又は屋外設備に隕石が衝突した場合は、当該建物又は設備が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合に発生する振動により設備が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合に発生する津波により設備が浸水し、機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建物又は屋外設備等に隕石が衝突した場合は、故意による大型航空機の衝突と同様に対応する。 ・発電所敷地に隕石が衝突し、振動が発生した場合は、地震発生時と同様に対応する。 ・発電所近海に隕石が落下し、津波が発生した場合は、津波発生時と同様に対応する。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>・具体的な喪失する機器は特定しない （地震、津波又は故意による大型航空機の衝突による影響に包含）</p>	<p>・具体的なプラント状態は特定しない （地震、津波又は故意による大型航空機の衝突による影響に包含）</p>

第2表 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (1 / 2)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
<p>大規模地震と大規模津波の重畳</p>	<p>【影響評価に当たった際の考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく地震が発生する。 ・地震発生後、15分程度で津波が来襲すると想定する。 ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・基準津波を超える規模として、防波壁の高さ（15m）を上回る高さの津波を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備の碍子等の損傷により、外部電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉補機海水ポンプ等の損傷による補機冷却系喪失及びディーゼル発電機の損傷による全交流動力電源喪失に至る可能性がある。さらに、原子炉隔離時冷却系コンロールセンタの浸水により、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、高圧・低圧注水機能喪失に至る可能性がある。 ・直流電源を供給する設備の損傷により、非常用交流電源の制御機能等が喪失するため、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建物が大規模に損傷する場合には、緩和できない大規模なLOCA (Excessive LOCA) が発生すると同時に、建物内の原子炉注水系配管が損傷して原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。建物損傷の二次的被害により、原子炉格納容器や原子炉格納容器の貫通配管が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。 ・原子炉格納容器内の配管及びECCS注入配管が同時に損傷して、大規模なLOCA (Excessive LOCA) が発生すると同時に、原子炉注水機能も喪失するため、重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉圧力容器の損傷により、原子炉冷却材圧力バウンダリの大規模な損傷や、炉内構造物の大規模な破損による原子炉冷却材の流路閉塞等により、炉心の除熱が困難となり重大事故に至る可能性がある。 ・制御室建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、中央制御室損傷による中央制御盤等による原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建物が大規模に損傷する場合には、建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると、補助盤室やバツェリ室損傷により緩和系の制御機能が喪失する。これにより原子炉注水機能等が喪失し、重大事故に至る可能性がある。 ・複数の制御盤等が同時に損傷することにより、計装・制御系喪失に至る可能性がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・直流電源 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉隔離時冷却系 ・設計基準事故対処設備 (ECCS等) ・原子炉格納容器 ・原子炉圧力容器 ・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・計装・制御系 ・隔離弁等の閉機能及び原子炉格納容器外配管 ・燃料プール ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失 ・LOCA及びECCS注水機能喪失 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・原子炉建物損傷 ・制御室建物損傷 ・廃棄物処理建物損傷 ・計装・制御系喪失 ・格納容器パイパス ・直接炉心損傷

第2表 自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価 (2/2)

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
大規模地震と大規模津波の重畳	<p>設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常時開の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉鎖失敗すること、高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で原子炉格納容器外（原子炉建物）へ流出し、複数の緩和系が機能喪失に至る可能性がある。 ・建物内への浸水により、計装・制御系、ECCS等の緩和機能が喪失し、直接炉心損傷に至る可能性がある。 ・燃料プールのスロッシングによるプール水の溢水及び全交流動力電源喪失による燃料プール冷却系の機能喪失に伴うプール水の蒸発により、燃料プールの水位が低下する。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性はある。 ・斜面の崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルート上の通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬式モニタリング・ポストにより測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は、化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

第3表 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（1/2）

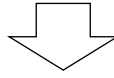
自然現象	重大事故等対策で想定していない 事故シナリオ（大規模損壊）	重大事故等対策で想定している 事故シナリオ	設計基準事故で想定している 事故シナリオ
地震	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失＋原子炉格納容器損傷 外部電源喪失＋原子炉圧力容器損傷 外部電源喪失＋原子炉建物損傷 外部電源喪失＋制御室建物損傷 外部電源喪失＋廃棄物処理建物損傷 外部電源喪失＋Excessive LOCA 外部電源喪失＋計装・制御系喪失 外部電源喪失＋格納容器パイパス 	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材喪失（大破断LOCA） ＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗 冷却材喪失（中小破断LOCA） ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 冷却材喪失（中小破断LOCA） ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止／緊急停止等 外部電源喪失 大破断LOCA
津波	<ul style="list-style-type: none"> 直接炉心損傷に至る事象 （全交流動力電源喪失＋直流電源喪失 ＋計装・制御系喪失） 	<ul style="list-style-type: none"> 補機冷却系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止／緊急停止等 外部電源喪失
地震と津波の 重畳	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失＋原子炉格納容器損傷 外部電源喪失＋原子炉圧力容器損傷 外部電源喪失＋原子炉建物損傷 外部電源喪失＋制御室建物損傷 外部電源喪失＋廃棄物処理建物損傷 外部電源喪失＋Excessive LOCA 外部電源喪失＋計装・制御系喪失 外部電源喪失＋格納容器パイパス 全交流動力電源喪失＋直流電源喪失 ＋Excessive LOCA＋計装・制御系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材喪失（大破断LOCA） ＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗 冷却材喪失（中小破断LOCA） ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 冷却材喪失（中小破断LOCA） ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 全交流動力電源喪失 補機冷却系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止／緊急停止等 外部電源喪失 大破断LOCA
竜巻	なし	<ul style="list-style-type: none"> 補機冷却系喪失 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止／緊急停止等 外部電源喪失
凍結	なし	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止／緊急停止等 外部電源喪失
積雪	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失＋計装・制御系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 補機冷却系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 通常停止／緊急停止等 外部電源喪失

第3表 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（2/2）

自然現象	重大事故等対策で想定していない 事故シナリオ（大規模損壊）	重大事故等対策で想定している 事故シナリオ	設計基準事故で想定している 事故シナリオ
落雷	・外部電源喪失＋計装・制御系喪失	・補機冷却系喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
地滑り ・土石流	なし	なし	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
火山の影響	・全交流動力電源喪失＋計装・制御系喪失	・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
森林火災	なし	なし	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
隕石	（地震、津波又は大型航空機の衝突に同じ）		

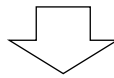
① 外部事象の収集

発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に 55 事象を収集。



② 個別の事象に対する発電用原子炉施設の安全性への影響度評価（起因事象の特定）

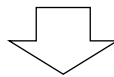
収集した各自然現象について、設計基準を超えるような非常に過酷な状況を想定した場合に、発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。



③ 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

②の影響度評価により、そもそも島根原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に過酷な状況を想定した場合、発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で、特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・竜巻
- ・凍結
- ・積雪
- ・落雷
- ・地滑り・土石流
- ・火山の影響
- ・森林火災
- ・隕石

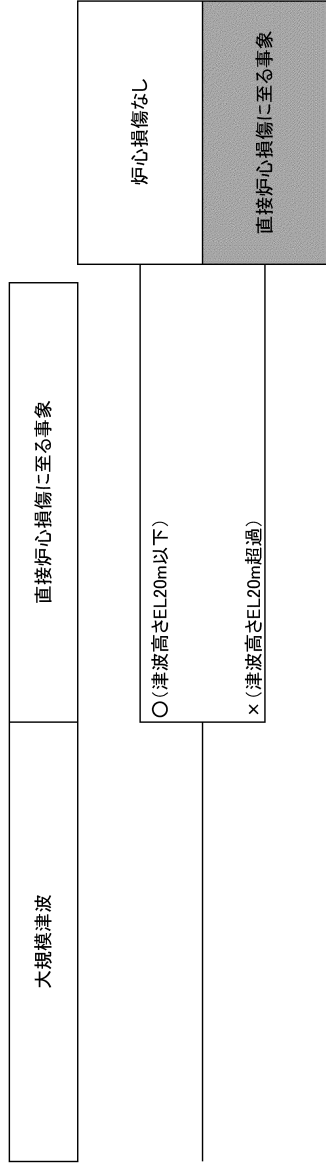


④ ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された事象の発電用原子炉施設への影響について、重大事故等対策で想定している事故シーケンスに包含されないものを抽出し、さらに他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して、大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳

第 1 図 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象の
検討プロセスの概要



<凡例>

■:大規模損壊

□:設計基準事故等で想定している事故シナケンス

■:重大事故等で想定している事故シナケンス

第2図(2) 大規模な自然災害(津波)により生じ得る発電用原子炉施設の状況

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊では、重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され、あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから、緊急時対策本部における情報収集、運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。

大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を第4表に示す。

<炉心の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・炉心の著しい損傷を緩和するための原子炉停止と発電用原子炉への注水

<原子炉格納容器の破損を緩和するための対策>

- ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

<燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

<放射性物質の放出を低減するための対策>

- ・水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための対策
- ・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建物への放水による拡散抑制

<大規模な火災が発生した場合における消火活動>

- ・消火活動

<その他の対策>

- ・要員の安全確保
- ・対応に必要なアクセスマートの確保
- ・電源及び水源の確保並びに燃料補給
- ・人命救助

a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と対応フロー

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように対応フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用する

る手順書を有効、かつ効果的に使用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、対応フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡、衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無、建物の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直副長が行う。また、原子力防災管理者又は当直副長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は、大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

- a) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合
 - ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失を含む。）
 - ・燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し、燃料プールの水位が維持できない場合
 - ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建物損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合
 - ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合
- b) 原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※
- c) 当直副長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※

※：大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合は、重大事故等時に期待する設備等が機能喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合をいう。

緊急時対策本部は、発電用原子炉施設の影響予測を行い、その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

非常招集を行った場合、緊急時対策要員及び自衛消防隊は、緊急時対策

所へ移動する。ただし、緊急時対策所が使用できない場合は、屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは、事故時操作要領書、原子力災害対策手順書等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また、b.(b)項から(o)項の手順(第5表から第18表)の中で使用することを想定している設備については、チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に緊急時対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては、次に掲げる(a)、(b)項を実施する。

当直副長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各班の責任者(統括又は班長)は、その時点における人的リソースや資機材の確保状況、対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。

また、重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は、放射線測定器、可搬型直流電源設備、可搬型計測器等の代替の監視手段と無線通信設備等の通信連絡設備を準備し、アクセスルートが確保され次第、パラメータ監視のための当直(運転員)、緊急時対策要員等を現場に出動させ、まず外からの目視による確認を行い、その後、確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は、確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行ったうえで、他のパラメータについては、パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。

初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は、判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第2優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

また、初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は、まず外からの目視による確認を行い、目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復さ

せ、使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。

(a) 当面達成すべき目標の設定

緊急時対策本部は、プラント状況、対応可能な要員数、使用可能な設備、屋外の放射線量率、建物の損傷状況、火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載したうえで、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、環境への放射性物質の放出低減を最優先に、優先すべき戦略を決定する。

当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては、重大事故等に対処する要員の安全確保を最優先とする。

- ・ 第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに発電用原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。
- ・ 炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。
- ・ 燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに注水する。
- ・ これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。

(b) 個別戦略を選択するための判断フロー

緊急時対策本部は、(a)項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施する。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

i 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水
発電用原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。

ii 設定目標：原子炉格納容器の破損回避

基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建物内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

iii 設定目標：燃料プール水位確保

燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。

燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建物内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

iv 設定目標：放射性物質拡散抑制

炉心損傷が発生するとともに、原子炉圧力容器への注水が行えない場合、燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建物が損傷している場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

(添付資料 2.1.11, 2.1.12 参照)

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（1／8）

対応操作	内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目	
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	原子炉緊急停止（原子炉スクラム）ができない事象（以下「ATWS」という。）が発生した場合、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）又は原子炉再循環ポンプの手動停止操作により、原子炉出力を抑制する。	第1項（1.1）
	ほう酸水注入	ATWSが発生した場合、ほう酸水を注入することにより未臨界とする。	
	制御棒挿入	ATWSが発生した場合、原子炉手動スクラム又はATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒全挿入が確認できない場合、手動操作による制御棒挿入を行う。	
	原子炉水位低下操作による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。	
	現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ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原子炉代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	第3項、第4項（1.2）
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。	
	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、電源及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。	

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（2／8）

対応操作	内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	原子炉減圧操作 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、低圧の注水機能を働かせるために、自動減圧系、原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。	第3項、第4項 (1.3)
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して、発電用原子炉を減圧する。	
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。	
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、ADS仮設電源接続中継端子箱にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。	
逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なしA及びJ）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なしA及びJ）を開放して発電用原子炉を減圧する。	
逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策	想定される重大事故等の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力853kPa[gage]において確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁窒素ガス供給系の供給圧力を調整する。	
逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保	窒素ガス制御系からの作動窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源が逃がし安全弁用窒素ガスポンベに自動で切り替わることで、逃がし弁の駆動源を確保する。	

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（3／8）

対応操作	内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	<p>低圧代替注水</p> <p>常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について、同時並行で注水準備を開始する。</p> <p>また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系及び消火系の手段のうち、低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統1系統以上が起動し、注水のため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。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した手段のうち、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え復水・給水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水モード）を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。</p> <p>復水・給水系復旧による原子炉冷却</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系及び消火系が発電用原子炉の冷却に使用できない場合、復水・給水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。</p>	第3項，第4項 (1.4)
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	<p>可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器の不活性化</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素ガスを供給する。</p> <p>原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの排出</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器フィルタベント系を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。</p>	第3項，第4項 (1.9)

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（4／8）

対応操作		内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	原子炉補機代替冷却系による除熱	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。	第3項，第4項 (1.5)
	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。	
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベントラインにより最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	第3項，第4項 (1.6)
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	
	復水輸送系による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、復水輸送系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	
消火系による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、消火系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	第3項，第4項 (1.7)	
残留熱代替除去系による原子炉過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合、残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。		
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。		

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（5／8）

対応操作	内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目	
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	ペDESTAL代替注水系（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、原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。	第3項，第4項 (1.8)
	格納容器代替スプレイ系（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、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。	
	ペDESTAL代替注水系（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、原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。	
	復水輸送系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水輸送系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。	
	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、原子炉格納容器の破損を防止するため、消火系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する。	
燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策	燃料プールスプレイ	燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、大量送水車により常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した場合には、可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。	第3項，第4項 (1.11)
	消火系による燃料プールへの注水	燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合、消火系の電源復旧が実施可能な場合において、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源とし、消火系によりスキマサージタンクに補給し、逆流（オーバーフロー）させることで燃料プールへ注水する。	

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（6／8）

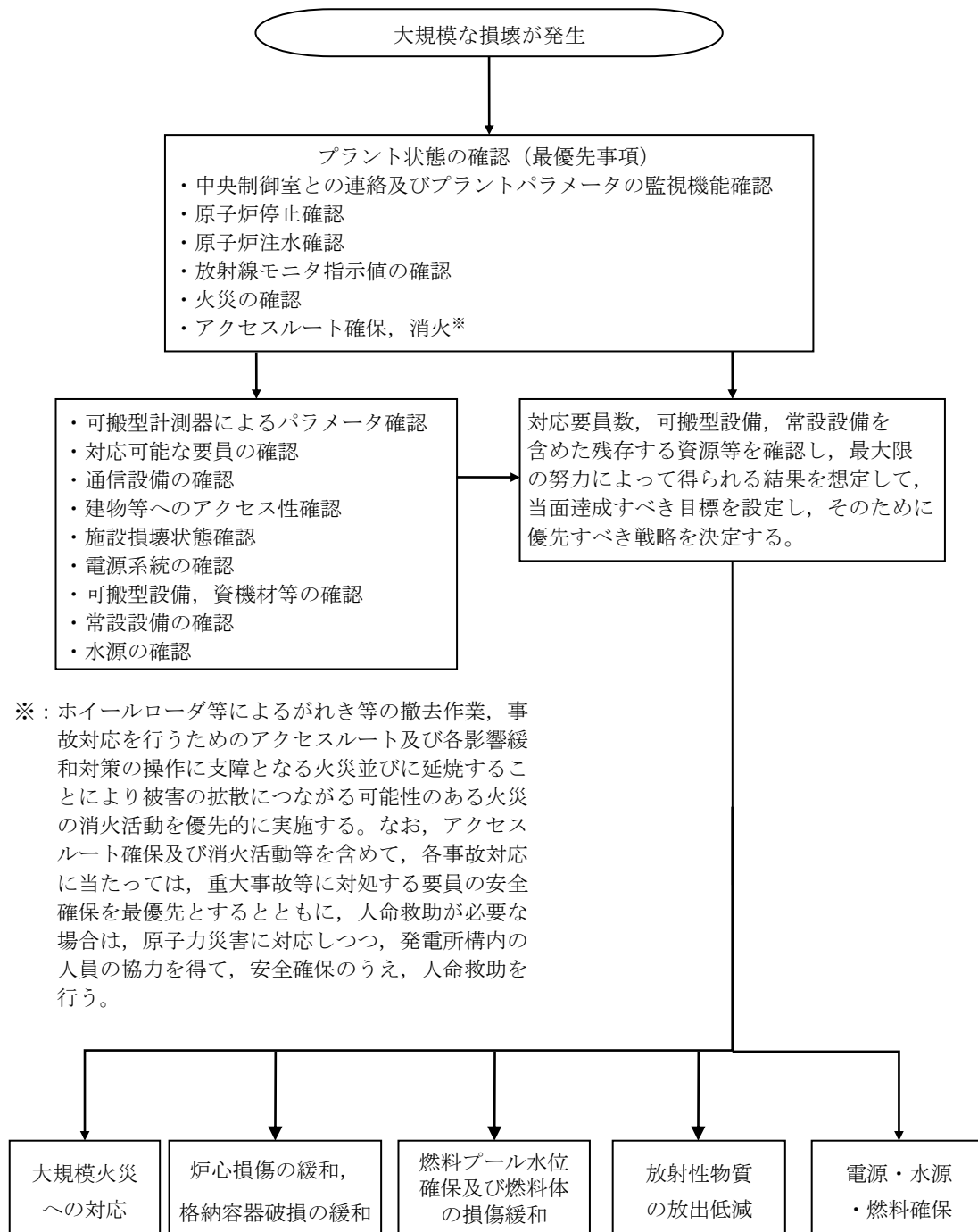
対応操作		内容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目
放射性物質の放出を低減するための対策	原子炉ウエル注水	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉ウエル代替注水系により原子炉ウエルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガス漏えいを抑制する。	第3項，第4項 (1.10)
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素の排出	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建物内階ブローアウトパネルの燃料取替階ブローアウトパネルを開放することにより、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し、原子炉建物の水素爆発を防止する。	
	大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は燃料プールの燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合、大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。	第3項，第4項 (1.12)
	放射性物質吸着材及びシルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	放水により放射性物質を含む汚染水が発生した場合、防波壁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。また、放射性物質を含む汚染水は雨水排水路及び2号炉放水接合槽を通して海へ流れ出すため、シルトフェンスを設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。	
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合、放水砲、大型送水ポンプ車、小型動力ポンプ付水槽車、小型放水砲及び化学消防自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を行う。	第2項 (2.1)
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合、がれきの撤去、道路段差の解消、堆積土砂の撤去、火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	第1項，第2項 (2.1)

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（7/8）

対応操作	内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目
電源確保	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	第3項，第4項 (1.14) 第3項，第4項 (1.15)
	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	
	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	
	可搬型直流電源設備による直流盤への給電	
	直流給電車による直流盤への給電	

第4表 大規模損壊発生時の対応操作一覧（8／8）

対応操作		内 容	技術的能力に係る 審査基準（解釈） の該当項目
電源確保	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合，可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の3系統全てが同時に機能喪失した場合，又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合に，代替所内電気設備により，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。	第3項，第4項 （1.14） 第3項，第4項 （1.15）
水源確保	低圧原子炉代替注水槽への補給	低圧原子炉代替注水槽を水源として低圧原子炉代替注水ポンプにより各種注水する場合，低圧原子炉代替注水槽の水が枯渇する前に輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽に補給する。	第3項，第4項 （1.13）
燃料確保	燃料給油	可搬型重大事故等対処設備等への給油を行う。	第1項 （1.14）



第3図 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー
(プラント状況把握が困難な場合)

b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対応する手順については、(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。

また、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第2優先とする。

補助盤室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。なお、大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

i 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害においては、施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、早期に準備が可能な小型放水砲、小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建物内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において、事故対応を行うためのアクセスルート又は操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は、消火活動を速やかに実施し、操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には、次の手順で対応を行う。

a) アクセスルートに障害がない箇所があれば、その箇所を使用する。

- b) 複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合、最もアクセスルートを確認しやすい箇所を優先的に確保する。
- c) a)及びb)いずれの場合も、予備としてもう1つの操作箇所へのアクセスルートを確認する。

消火活動を行うに当たっては、火災発見の都度、次に示すa)からd)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し、優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

- a) アクセスルート及び操作箇所の確保のための消火
 - ・アクセスルート確保
 - ・車両及びホースルートの設置エリアの確保
(初期消火に用いる化学消防自動車，小型放水砲等)
- b) 原子力安全の確保のための消火
 - ・重大事故等対処設備が設置された建物，放射性物質内包の建物
 - ・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
 - ・大型送水ポンプ車，ホースルート及び放水砲の設置エリアの確保
- c) 火災の波及性が考えられ，事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火
 - ・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- d) その他火災の消火
 - a)からc)以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。

建物内外ともに上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建物内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

消火活動に当たっては，現場間及び現場と緊急時対策本部間では無線通信設備を使用し，連絡を密にする。無線通信設備での連絡が困難な建物内において火災が発生している場合には，複数ある別の対応手

段を選択して事故対応を試みるとともに、火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び自衛消防隊の安全を確保したうえで、対応可能な範囲の消火活動を行う。

また、自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動の支援を行う場合は、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。

ii 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧原子炉代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備若しくは所内常設直流電源設備（3系統目）より給電される高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動により発電用原子炉の冷却を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

iii 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能喪失した場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）、復水輸送系、消火系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）により

原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、原子炉補機代替冷却系によりサブプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIや熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部への注水を行う。
- ・原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は、可燃性ガス濃度制御系による水素ガス又は酸素ガスの濃度を抑制する。また、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し、さらに、格納容器フィルタベント系により水素ガス及び酸素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

iv 燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・燃料プールの状態を監視するため、燃料プール水位（SA）、燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）及び燃料プール監視カメラ（SA）を使用する。
- ・燃料プールの注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により燃料プールの水位が低下した場合は、消火系、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水することにより、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を

防止する。

- ・燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位維持が行えない場合、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールスプレイを実施することで、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。
- ・原子炉建物の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建物に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

v 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合、大型送水ポンプ車、放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・その際、防波壁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拡散抑制を行う。
- ・放水することで放射性物質を含む汚染水が雨水排水路及び2号炉放水接合槽から海へ流れ出すためシルトフェンスを設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。
- ・また、シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況等）である場合、大津波警報又は津波警報等が解除された後にシルトフェンスの設置を開始する。

(b) 「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」

i 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における発電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す（第5表参照）。

- ・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ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原子炉代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。
- ・全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。
- ・高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注水を実施する。
- ・高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

第5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.2)
(1 / 6)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉隔離時冷却系による 発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備 ^{*1}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{*1}	重大事故等 対処設備	
		高圧炉心スプレイ系による 発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ・ポンプ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ ・スパージャ 高圧炉心スプレイ補機冷却系 非常用交流電源設備 ^{*1}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.2)

(2/6)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系(注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備*1 所内常設直流電源設備(3系統目)*1 可搬型直流電源設備*1 常設代替交流電源設備*1 可搬型代替交流電源設備*1	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
		高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系(注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.2)
 (3/6)
 (サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系 の発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RCICによる原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水 処理」
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備 ^{*1}	自主対策設備	
	全交流動力電源	代替交流電源設備による 原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
				サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{*1} 常設代替交流電源設備 ^{*1} 可搬型代替交流電源設備 ^{*1} 代替所内電気設備 ^{*1}	
			原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	
サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{*1} 可搬型直流電源設備 ^{*1}				重大事故等 対処設備	

※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5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.2)
 (4 / 6)
 (サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車による	原子炉隔離時冷却ポンプ サプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 ^{*1} 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{*1}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.2)
(5 / 6)
(監視及び制御)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書		
監視及び制御	—	(中央制御室起動時) 高圧原子炉代替注水系の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 高圧原子炉代替注水流量 サブプレッション・プール水位 (SA)		重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」	
			原子炉水位 (狭帯域)				自主対策設備
		高圧原子炉代替注水系 (現場起動時) の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (可搬型計測器)		重大事故等 対処設備		
			原子炉水位 (狭帯域) 高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力				自主対策設備
			原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (可搬型計測器)				重大事故等 対処設備
		原子炉水位 (狭帯域) 原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力 可搬型回転計		自主対策設備			

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.2)
(6 / 6)

(重大事故等の進展抑制時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等の進展抑制	-	制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 常設代替交流電源設備 ^{*1} 代替所内電気設備 ^{*1}	自主対策設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」
		ほう酸水注入系による進展抑制 (ほう酸水注入)	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*1} 代替所内電気設備 ^{*1}	重大事故等 対処設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」
		ほう酸水注入系による進展抑制 (注水)	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 テストタンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) 復水輸送系 消火系 補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*1} 代替所内電気設備 ^{*1}	自主対策設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 「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」

i 重大事故等対策に係る手順

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

インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による原子炉減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す（第6表参照）。

- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して、発電用原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なしA及びJ）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なしA及びJ）を開放して発電用原子炉を減圧する。
- ・ 窒素ガス制御系からの作動窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源が逃がし安全弁用窒素ガスボンベに自動で切り替わることで逃がし安全弁の機能が確保される。

第6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.3)

(1 / 4)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き B, M の 2 個) 主蒸気系 配管・クエンチャ 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	—※1, ※2
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
		手動操作による減圧 (逃がし安全弁)	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 所内常設直流電源設備 (3 系統目) ※3 可搬型直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	重大事故等対処設備
手動操作による減圧 (タービン・バイパス弁)	タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等	

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。

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

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.3)

(2 / 4)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	常設直流電源系統	逃がし安全弁機能回復による可搬型直流電源設備による	可搬型直流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 所内常設直流電源設備 (3系統目) ^{※3} S R V用電源切替盤 逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「S R V駆動源確保 (S R V電源切替)」
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) 逃がし安全弁による蓄電池機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) 逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「S R V駆動源確保 (S R V用蓄電池)」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (補助盤室)」
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) 逃がし安全弁 (自動減圧機能付きB, Mの2個) 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「S R V駆動源確保 (S R V用蓄電池)」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (原子炉建物)」
		逃がし安全弁室素ガス代替供給設備による減圧	逃がし安全弁室素ガス代替供給設備 逃がし安全弁 (自動減圧機能なしA, Jの2個) 主蒸気系 配管・クエンチャ	自主対策設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「S R V D SによるS R V開放」 原子力災害対策手順書 「逃がし安全弁室素ガス代替供給設備による主蒸気逃がし安全弁開放」
		逃がし安全弁室素ガス供給系による室素ガス確保	逃がし安全弁室素ガスポンペ 逃がし安全弁室素ガス供給系 配管・弁 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 常設代替交流電源設備 ^{※3} 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 所内常設直流電源設備 (3系統目) ^{※3} 可搬型直流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「S R V駆動源確保 (室素ガスポンペ)」

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。

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

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.3)
 (3 / 4)
 (サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	—	逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁用窒素ガスポンベ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SRV背圧対策」 原子力災害対策手順書 「窒素ガスポンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」
	常設直流電源 全交流動力電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備	— ^{※3}
			直流給電車 ^{※3}	自主対策設備	
代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備			

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。

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

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

第6表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.3)

(4 / 4)

(原子炉格納容器の破損防止, インターフェイスシステムLOCA発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の破損防止	-	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 所内常設直流電源設備 (3系統目) ^{※3} 可搬型直流電源設備 ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※3}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」
インターフェイスシステムLOCA発生時	-	発電用原子炉の減圧	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「二次格納施設制御」等
			タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	残留熱除去系注水弁 低圧炉心スプレイ系注水弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
		原子炉建物原子炉棟の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル ^{※4}	重大事故等対処設備

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。

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

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

(d) 「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」

i 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す（第7表参照）。

- ・常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について、同時並行で注水準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のため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。

原子炉圧力容器への注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明になる等、発電用原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え復水・給水系、残留熱

除去系（低圧注水モード）、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系を使用し、原子炉压力容器への注水を実施する。

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(1 / 9)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	残留熱除去系 (低圧注水モード) による 発電用原子炉の冷却	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ^{※5} 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3} 非常用交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	
		低圧炉心スプレイ系による 発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ・ポンプ 低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ ・スパージャ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3} 非常用交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	
		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による 発電用原子炉からの除熱	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系 配管 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3} 非常用交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等
			原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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)

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

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(2/9)

(原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系（常設）による 発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による 発電用原子炉の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		消火系による 発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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）

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

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(3/9)

(原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 燃料補給設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西1） ^{※1, ※4} 輪谷貯水槽（西2） ^{※1, ※4}		

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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）

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

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(4/9)

(原子炉運転中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧 常設代替交流電源設備による	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2}	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉注水」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ ^{※5} 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
		低圧炉心スプレイ系の復旧 常設代替交流電源設備による	サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2}	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「LPCSによる原子炉注水」
			低圧炉心スプレイ・ポンプ 低圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ ・スパージャ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※4：「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）
 ※5：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管を含むこととする。

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(5/9)

(溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	低圧原子炉代替注水系(常設)による 残存溶融炉心の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による 残存溶融炉心の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		消火系による 残存溶融炉心の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

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

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(6 / 9)

(溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	—	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による 残存溶融炉心の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 燃料補給設備 ^{※2}	重大事故等 対処設備 自主 対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注 水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送 水」
			輪谷貯水槽（西1） ^{※1, ※4} 輪谷貯水槽（西2） ^{※1, ※4}		

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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）

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

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(7/9)

(原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（常設）による 発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{※1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」
		発電用原子炉による 復水輸送系による 冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 非常用交流電源設備 ^{※2}	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		消火系による 発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 非常用交流電源設備 ^{※2}	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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）

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

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(8/9)

(原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による 発電用原子炉の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 燃料補給設備 ^{※2}	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 （微候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西1） ^{※1, ※4} 輪谷貯水槽（西2） ^{※1, ※4}		
		発電用原子炉からの除熱	原子炉浄化補助ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉浄化系非再生熱交換器 原子炉再循環系 配管・弁 原子炉浄化系 配管・弁 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3} 非常用交流電源設備 ^{※2}	自主対策設備	事故時操作要領書 （微候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「CUWによる原子炉除熱」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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）

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

第7表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.4)
(9 / 9)

(原子炉停止中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	常設代替交流電源設備による残留熱除去系 （原子炉停止時冷却モード）の復旧	原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系 配管 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3}		

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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）

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

(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）並びに原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、サブプレッション・チェンバに蓄積された熱を、最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す（第8表参照）。

- 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合、原子炉補機冷却系の系統構成を行い、原子炉補機代替冷却系により、補機冷却水を供給する。
- 残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
- 残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、格納容器フィルタベント系により、最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。
- 残留熱除去系の機能が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、耐圧強化ベントラインを使用して最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

第8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.5)
(1 / 6)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ※3		重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等
		残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却モード) による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) ※2		重大事故等対処設備 (設計基準拡張) 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「S/C温度制御」

※1 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2 : 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3 : 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.5)
(2/6)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む) による除熱	原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系熱交換器 非常用交流電源設備 ^{*1}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「S/C温度制御」
			取水口 取水管 取水槽	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.5)
 (3/6)
 (フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*1} 代替所内電気設備 ^{*1}	自主対策設備	事故時操作要領書 （微候ベース） 「PCV圧力制御」等 AM設備別操作要領書 「RHARによる格納容器除熱」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 ※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.5)
 (4/6)
 (フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器フィルタベント系 可搬式窒素供給装置	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「FCVS停止後のN2バージ」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
			スクラバ容器補給・排水設備	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」
		原子炉格納容器への窒素ガス供給	可搬式窒素供給装置	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作機構 SGT耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む。） 窒素ガス制御系 配管・弁 非常用ガス処理系 配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1} 代替所内電気設備 ^{※1} 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備 事故時操作要領書 （徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後のN2バージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.5)
(5/6)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「FCVS停止後のN2パージ」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系システム構成」 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器への窒素ガス供給 可搬式窒素供給装置による	可搬式窒素供給装置	自主対策設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱 耐圧強化ベントラインによる	遠隔手動弁操作機構 SGT耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ SGT耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ、真空破壊装置を含む。） 窒素ガス制御系 配管・弁 非常用ガス処理系 配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1} 代替所内電気設備 ^{※1} 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備 事故時操作要領書（徴候ベース） 「PCV圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後のN2パージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第8表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.5)
 (6 / 6)
 (サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 全交流動力電源	原子炉補機代替冷却系による除熱	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機冷却系 配管・弁・サージタンク 原子炉補機代替冷却系 配管・弁 残留熱除去系熱交換器 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備 ^{※1} 代替所内電気設備 ^{※1} 燃料補給設備 ^{※1}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「移動式代替熱交換設備による冷却水確保」 原子力災害対策手順書 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保(UHS編)」 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給(ハイドロサブ編)」 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保(電源編)」
			残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ^{※3} 残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) ^{※2} 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) ^{※2}		
		大型送水ポンプ車による除熱	大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機冷却系 配管・弁 原子炉補機代替冷却系 配管・弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ^{※2} 残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) ^{※2} 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) ^{※2} 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備 ^{※1} 代替所内電気設備 ^{※1} 燃料補給設備 ^{※1}	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「S/C温度制御」等 AM設備別操作要領書 「大型送水ポンプ車による冷却水確保」 原子力災害対策手順書 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給(ハイドロサブ編)」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器の冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す（第9表参照）。

- ・ 残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、低圧原子炉代替注水槽を水源とした格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器内スプレイを行う。

第9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(1 / 7)

(重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による 原子炉格納容器内へのスプレイ	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C温度制御」 「PCV水素濃度制御」 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 格納容器スプレイ・ヘッド	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) によるサブプレッション・プール水の除熱	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「S/C温度制御」
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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)

第9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(2/7)

(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード)	格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器内へのスプレイによる復水輸送系による	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器内へのスプレイによる消火系による	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2} 非常用交流電源設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(3/7)

(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード)	原子炉格納容器内へのスプレイ(可搬型)による 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による 淡水/海水	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 燃料補給設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 AM設備別操作要領書 (徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) ^{※1, ※4} 輪谷貯水槽(西2) ^{※1, ※4}	自主対策設備

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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)

第9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(4/7)

(炉心損傷前のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	原子炉格納容器内へのスプレイ 残留熱除去系電源復旧後の	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2} 格納容器スプレイ・ヘッド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C水位制御」 「PCV水素濃度制御」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	サブプレッション・プール水の除熱 残留熱除去系電源復旧後の	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「S/C温度制御」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ^{※3}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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）

第9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(5/7)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽*1 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器内へのスプレイによる復水輸送系	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 非常用交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「CWTによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器内へのスプレイによる消火系	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 非常用交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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)

第9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(6/7)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器冷却モード)	原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)による 格納容器代替スプレイ系(可搬型)	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 燃料補給設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) ^{※1, ※4} 輪谷貯水槽(西2) ^{※1, ※4}	自主対策設備
		ドライウエル冷却系による 格納容器内の代替除熱	ドライウエル冷却装置 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※2}	自主対策設備 AM設備別操作要領書 「HVDによる格納容器除熱」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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9表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.6)
(7/7)

(炉心損傷後のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	原子炉格納容器内へのスプレイ 残留熱除去系電源復旧後の	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※2} 常設代替交流電源設備 ^{※2} 格納容器スプレイ・ヘッド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
	全交流動力電源 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。)	サブプレッション・プールの除熱 残留熱除去系電源復旧後の	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系 ^{※3} 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱-1」 「除熱-2」 AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※3}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4：「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)

(g) 「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」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す（第10表参照）。

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、残留熱代替除去系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

第10表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.7)
(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系 ^{※4} サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱 - 1」 「除熱 - 2」 AM設備別操作要領書 「R H A Rによる格納容器除熱」
			大量送水車 ^{※1} 輪谷貯水槽 (西1) ^{※1, ※3} 輪谷貯水槽 (西2) ^{※1, ※3}	自主対策設備	
		原子炉格納容器フィルタベント系による	第1ベントフィルタスクラバ容器 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 圧力開放板 遠隔手動弁操作機構 可搬式窒素供給装置 第1ベントフィルタ格納槽遮蔽 配管遮蔽 窒素ガス制御系 配管・弁 非常用ガス処理系 配管・弁 格納容器フィルタベント系 配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器 (サプレッション・チェンバ, 真空破壊装置を含む。) 常設代替交流電源設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「F C V Sによる格納容器ベント」 「F C V Sスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」 「格納容器フィルタベント系系統構成」
	輪谷貯水槽 (西1) ^{※1, ※3} 輪谷貯水槽 (西2) ^{※1, ※3} ドレン移送ポンプ 薬品注入タンク 大量送水車 ^{※1} ホース・接続口	自主対策設備			
全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「F C V Sによる格納容器ベント」	

※1：手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は、「1.14 電源の確保に関する手順」にて整備する。

※3：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

※4：手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 10 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.7)
(2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVS停止後のN2パー ジ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用 した格納容器フィルタベント 系の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器の負圧破損の防止	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口 窒素ガス代替注入系 配管・弁	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用 した格納容器の窒素ガス置 換」
		サブプレッショ ン・プール水 pH制御	残留熱除去系 配管 サブプレッショ ン・チェンバ スプレイヘッダ サブプレッショ ン・プール水 pH制御系	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水 - 1」 AM設備別操作要領書 「S/P水 pH制御」
		ドライウエ ル pH制 御	残留熱代替除去ポンプ 原子炉補機代替冷却系 サブプレッショ ン・チェンバ 残留熱代替除去系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「除熱 - 1」 「除熱 - 2」

※1：手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は、「1.14 電源の確保に関する手順」にて整備する。

※3：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※4：手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(h) 「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」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIや溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し、また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心溶融による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順の例を次に示す（第11表参照）。

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、ペデスタル代替注水系（常設）により、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペデスタル代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水貯蔵タンクを水源とした復水輸送系又は補助消火水槽若しくはろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器に注水する。

第 11 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.8)
(1 / 3)

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	
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	—	ペDESTAL代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽*1 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによるペDESTAL注水」
		原子炉格納容器下部への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「CWTによるペDESTAL注水」 「CWTによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器下部への注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによるペDESTAL注水」 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」
		格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 燃料補給設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) *1, *3 輪谷貯水槽(西2) *1, *3	自主対策設備	
		ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 ペDESTAL代替注水系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 燃料補給設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車によるペDESTAL注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
	輪谷貯水槽(西1) *1, *3 輪谷貯水槽(西2) *1, *3	自主対策設備			

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：「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)。

※4：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。

第 11 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.8)

(2 / 3)

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	
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧原子炉代替注水ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 主蒸気系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ^{※2} 所内常設直流電源設備 (3系統目) ^{※2} 可搬型直流電源設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」 ^{※4}
		原子炉圧力容器へのほう酸水注入系によるほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部) 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」
		原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」 ^{※4}

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：「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)。

※4：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。

第 11 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.8)
(3 / 3)

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
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 ^{*1} 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」
		原子炉圧力容器による復水輸送系への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		原子炉圧力容器による消火系への注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 可搬型代替交流電源設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」
		低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ^{*2} 燃料補給設備 ^{*2} 代替所内電気設備 ^{*2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) ^{*1, *3} 輪谷貯水槽(西2) ^{*1, *3}	自主対策設備

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：「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)

※4：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。

(i) 「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」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等による水素ガスが原子炉格納容器内に放出された場合においても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対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に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の例を次に示す（第12表参照）。

- ・炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため，可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素ガスを供給する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウム-水反応，水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器フィルタベント系を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

第 12 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.9)
(1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	窒素ガス制御系 ^{※1} 可搬式窒素供給装置	— ^{※1} — ^{※4} 重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
	—	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 格納容器フィルタベント系による	格納容器フィルタベント系 ^{※2} 第1ベントフィルタ出口水素濃度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」
	—	可搬式窒素供給装置による格納容器 フィルタベント系の不活性化	可搬式窒素供給装置 格納容器フィルタベント系	— ^{※5} — ^{※6}

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。

※2：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。

※6：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は、発電用原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

第 12 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.9)

(2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロー 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 残留熱除去系 残留熱代替除去系	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCSによる格納容器水素・酸素濃度制御」
	-	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA) 格納容器水素濃度 (B系) 格納容器酸素濃度 (B系)	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「MCAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」 「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」
	-		格納容器水素濃度 (A系) 格納容器酸素濃度 (A系)	
-	-	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ^{※3} 可搬型代替交流電源設備 ^{※3} 常設代替直流電源設備 ^{※3} 所内常設直流電源設備 (3系統目) ^{※3} 可搬型直流電源設備 ^{※3} 代替所内電気設備 ^{※3}	- ^{※3}

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。

※2：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。

※6：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は、発電用原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

(j) 「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」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建物等に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建物等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための手順の例を次に示す（第13表参照）。

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟への水素ガス漏えいを抑制する。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建物内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を開放することにより、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し、原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止する。

第 13 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.10)

(1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止	—	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置 ^{※1} 静的触媒式水素処理装置入口温度 ^{※1} 静的触媒式水素処理装置出口温度 ^{※1} 原子炉建物原子炉棟	— ^{※1}
		原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 常設代替直流電源設備 ^{※2} 所内常設直流電源設備 (3系統目) ^{※2} 可搬型直流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	— ^{※2}

※1：静的触媒式水素処理装置は、中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※4：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第 13 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.10)
(2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	—	原子炉ウエルへの注水(淡水/海水)	大量送水車 輪谷貯水槽(西1)※3 輪谷貯水槽(西2)※3 ホース・接続口 原子炉ウエル代替注水系 配管・弁 燃料プール冷却系 配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備※2	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-4」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉ウエル注水」
水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 大型送水ポンプ車※4 ホース※4 放水砲※4 燃料補給設備※2	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」 原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための島根2号機原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順」 「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作手順」

※1：静的触媒式水素処理装置は、中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※4：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。なお、燃料プール内の燃料体等は、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため、未臨界は維持されている。

また、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燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内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及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても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、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す（第14表参照）。

- ・燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、大量送水車により、常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により、常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には、大量送水車により、可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。

（添付資料2.1.13参照）

第 14 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (1.11)
(1 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	(消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合) 消火系による燃料プールへの注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁・注水ホース、代替注水ノズル、代替注水配管 燃料プール 常設代替交流電源設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 非常用交流電源設備 ^{※2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水」
		(復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合) 消火系による燃料プールへの注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 燃料プール冷却系 配管・弁 燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク 燃料プール 常設代替交流電源設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 非常用交流電源設備 ^{※2}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水」

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
 ※4：サイフォンブレイク機能は、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。
 ※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：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 14 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (1.11)
(2 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書		
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへの注水	大量送水車 ホース・接続口 燃料プールスプレイ系 配管・弁 常設スプレイヘッド 燃料プール 燃料補給設備 ^{※2} 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	
			輪谷貯水槽(西1) ^{※1, ※5} 輪谷貯水槽(西2) ^{※1, ※5}	自主対策設備		
		燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水	大量送水車 ホース・弁 可搬型スプレイノズル 燃料プール 燃料補給設備 ^{※2} 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展開による燃料プールへの注水及びスプレイ」	
			輪谷貯水槽(西1) ^{※1, ※5} 輪谷貯水槽(西2) ^{※1, ※5}	自主対策設備		
			漏えい抑制	サイフォンブレイク機能	重大事故等対処設備	— ^{※4}

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
 ※4：サイフォンブレイク機能は、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。
 ※5：「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)
 ※6：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 14 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (1.11)
(3 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	
燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	-	燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへのスプレイ	大量送水車 ホース・接続口 燃料プールスプレイ系 配管・弁 常設スプレイヘッド 燃料プール 燃料補給設備 ^{*2} 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) ^{*1, *5} 輪谷貯水槽(西2) ^{*1, *5}	自主対策設備	
	-	燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへのスプレイ	大量送水車 ホース・弁 可搬型スプレイノズル 燃料プール 燃料補給設備 ^{*2} 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレイ」
			輪谷貯水槽(西1) ^{*1, *5} 輪谷貯水槽(西2) ^{*1, *5}	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	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「燃料プール漏えい緩和」
-	-	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 燃料補給設備 ^{*2}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」 ^{*3}

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
 ※4：サイフォンブレイク機能は、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。
 ※5：「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)
 ※6：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 14 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順 (1.11)

(4 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等時における燃料プールの監視	-	燃料プールの状態監視	燃料プール水位 (S A) 燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A) 燃料プール監視カメラ (S A) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「SFP監視カメラ用冷却設備起動」
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ^{※2} 可搬型代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2} 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{※2} 常設代替直流電源設備 ^{※2} 所内常設直流電源設備 (3系統目) ^{※2} 可搬型直流電源設備 ^{※2}	— ^{※2}
燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	全交流動力電源 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※6}	燃料プールの冷却系による	燃料プール冷却ポンプ 燃料プール 燃料プール冷却系熱交換器 燃料プール冷却系 配管・弁 燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク 燃料プール冷却系 ディフューザ 原子炉補機代替冷却系 ^{※6} 常設代替交流電源設備 ^{※2} 代替所内電気設備 ^{※2}	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「FPCによる燃料プール除熱」
			原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) ^{※6}	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
 ※4：サイフォンブレイク機能は、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。
 ※5：「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)
 ※6：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(1) 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す（第15表参照）。

- ・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建物から直接放射性物質が拡散するおそれがある場合、大型送水ポンプ車、放水砲により原子炉建物に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、防波壁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。また、放射性物質を含む汚染水は雨水排水路及び2号炉放水接合槽から海へ流れ込むため、シルトフェンスを設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。

第 15 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.12)

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
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 燃料プール内燃料体等の著しい損傷	-	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 取水口 取水管 取水槽 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」
			ガンマカメラ サーモカメラ	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 シルトフェンス 小型船舶	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「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」 「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」
原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	-	航空機燃料火災への対応	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 泡消火薬剤容器 取水口 取水管 取水槽 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による消火活動」 「航空機燃料火災時等における初動対応」
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 小型動力ポンプ付水槽車 小型放水砲 泡消火薬剤容器 消火栓（ろ過水タンク，補助消火水槽） ろ過水タンク 補助消火水槽 純水タンク	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。

(m) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

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複数確保し、これらの水源から注水が必要な場所への供給を行うための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に事故の収束に必要な水の供給手順の例を次に示す（第16表参照）。

- ・ 低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合、大量送水車により輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）を水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給を実施する。

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(1 / 15)

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・チェンバを水源とした対応	復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時) 原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系 (高圧原子炉代替注水ポンプ)	重大事故等対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。		
			原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却ポンプ) 高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイ・ポンプ)	(設計基準拡張) 重大事故等対処設備			
		(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	サブプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備		手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
			低圧炉心スプレイ系 (低圧炉心スプレイ・ポンプ) 残留熱除去系 (残留熱除去ポンプ)	(設計基準拡張) 重大事故等対処設備			
			サブプレッション・チェンバ	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 (残留熱除去ポンプ)			
	原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ	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。			
		残留熱代替除去系 (残留熱代替除去ポンプ)	重大事故等対処設備				
	—	注水及び原子炉格納容器内の除熱	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱	サブプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系 (残留熱代替除去ポンプ)	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。	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(2/15)

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	サブプレッション・チェンバ	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 所内常設蓄電式直流電源設備 ^{*1}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
		高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ・ポンプ 原子炉圧力容器 主蒸気系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉浄化系 配管 非常用交流電源設備 ^{*1}	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
		制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時)	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 (制御棒駆動水圧ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(3 / 15)

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	サブプレッション・チェンバ	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	復水貯蔵タンク 復水輸送系 (復水輸送ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵タンク 復水輸送系 (復水輸送ポンプ)	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。
	—	原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク 復水輸送系 (復水輸送ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶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。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(4/15)

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
低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水槽 低圧原子炉代替注水系 (常設) (低圧原子炉代替注水ポンプ)	重大事故等対処設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	低圧原子炉代替注水槽 格納容器代替スプレイ系 (常設) (低圧原子炉代替注水ポンプ)	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。
	—	原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水槽 ベデスタル代替注水系 (常設) (低圧原子炉代替注水ポンプ)	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。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(5 / 15)

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
補助消火水槽を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	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。
	—	原子炉格納容器下部への注水	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	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。
		燃料プールへの注水	補助消火水槽 消火系 (補助消火ポンプ)	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。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(6 / 15)

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	
ろ過水タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	ろ過水タンク 消火系 (消火ポンプ)	自主対策 設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 消火系 (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。
		原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク 消火系 (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。
		燃料プールへの注水	ろ過水タンク 消火系 (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。
		ろ過水タンクを水源とした送水	ろ過水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備*1	自主対策 設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時)	ろ過水タンク 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策 設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策 設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		第 1 ベントファイタスクラバ容器への補給	ろ過水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備*1	自主対策 設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等) ベDESTAL代替注水系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策 設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウエルへの注水	ろ過水タンク 原子炉ウエル代替注水系 (大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
燃料プールへの注水 / スプレイ	ろ過水タンク 燃料プールのスプレイ系 (大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策 設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。		

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(7/15)

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	
輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした送水	大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備*1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備*1 可搬型代替交流電源設備*1	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西1）**2 輪谷貯水槽（西2）**2	自主対策 設備	
		原子炉圧力容器（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）への注水	低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			輪谷貯水槽（西1）**2 輪谷貯水槽（西2）**2	自主対策 設備	
		原子炉格納容器内の冷却	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
			輪谷貯水槽（西1）**2 輪谷貯水槽（西2）**2	自主対策 設備	
		第1ベントフィルの補給	大量送水車 ホース・接続口 輪谷貯水槽（西1）**2 輪谷貯水槽（西2）**2	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。
			格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等） ペダスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等 対処設備	
		原子炉格納容器下部への注水	輪谷貯水槽（西1）**2 輪谷貯水槽（西2）**2	自主対策 設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉ウエル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等） 輪谷貯水槽（西1）**2 輪谷貯水槽（西2）**2	自主対策 設備	
		原子炉ウエルへの注水	原子炉ウエル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等） 輪谷貯水槽（西1）**2 輪谷貯水槽（西2）**2	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。
		燃料プールへの注水/スプレイ	燃料プールの冷却等	重大事故等 対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
輪谷貯水槽（西1）**2 輪谷貯水槽（西2）**2			自主対策 設備		

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(8/15)

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
純水タンクを水源とした対応	サブプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	純水タンクを水源とした送水	純水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備*1	自主対策設備 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時) 原子炉圧力容器への注水	純水タンク 低圧原子炉代替注水系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	純水タンク 格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	純水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備*1	自主対策設備 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	純水タンク 格納容器代替スプレイ系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等) ベダスタル代替注水系(可搬型)(大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウエルへの注水	純水タンク 原子炉ウエル代替注水系(大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水	純水タンク 燃料プールのスプレイ系(大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策設備 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(9 / 15)

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	サプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	海を水源とした送水	大量送水車 ホース・接続口 非常用取水設備 燃料補給設備 ^{※1}	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			大型送水ポンプ車	自主対策 設備	
		原子炉圧力容器への注水 (原子炉冷却材圧力 バウンダリ低圧時)	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			格納容器代替スプレイ系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	原子炉格納容器下部への注水		格納容器代替スプレイ系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等) ペダスタル代替注水系 (可搬型) (大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
	—	原子炉ウエルへの注水	原子炉ウエル代替注水系 (大量送水車, ホース・接続口等)	自主対策 設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水 / スプレイ	燃料プールのスプレイ系 (大量送水車, ホース・接続口等)	重大事故等 対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2: 本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(10/15)

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	-	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）による冷却水の確保	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） （原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機海水ポンプ）	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	原子炉補機代替冷却系（移動式代替熱交換設備，大型送水ポンプ車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 放水砲 ホース 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 泡消火薬剤容器 燃料補給設備*1	重大事故等対処設備	手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	-	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」及び「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(11/15)

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	
低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応	—	輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした補給(淡水/海水)	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」
			輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2}	自主対策設備	
		淡水タンクを水源とした補給	淡水タンク 大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ^{※1}	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」
		海を水源とした補給	大量送水車 非常用取水設備 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ^{※1}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」
			大型送水ポンプ車	自主対策設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(12/15)

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	
輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ水を補給するための対応	—	輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給	大量送水車 輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2 輪谷貯水槽（東1） 輪谷貯水槽（東2） ホース 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給	大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」
		輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給	大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2	自主対策設備	
復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応	—	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした補給（淡水／海水）	大量送水車 輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		淡水タンクを水源とした補給	淡水タンク 大量送水車 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		海を水源とした補給	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(13/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	-	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイスの水源切替え	サブプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイス	(設計基準拡張) 重大事故等対処設備	
			復水貯蔵タンク	自主対策設備	
		低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え	大量送水車 非常用取水設備 ホース 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽 (西1) ^{※2} 輪谷貯水槽 (西2) ^{※2} 淡水タンク	自主対策設備		
		輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) へ補給する水源の切替え	大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ (ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」
大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽 (西1) ^{※2} 輪谷貯水槽 (西2) ^{※2} 輪谷貯水槽 (東1) 輪谷貯水槽 (東2)	自主対策設備				

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※2: 本条文【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源 (措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(14/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
水源を切り替えるための対応	—	輪谷貯水槽(西2)から海への切替え	大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」
			大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2}		
		復水貯蔵タンクへ補給する水源の切替え	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2} 淡水タンク ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 常設代替交流電源設備 ^{※1} 可搬型代替交流電源設備 ^{※1}	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」
			源(外部水源(低圧原子炉代替注水槽)から内部水(サブプレッション・チェンバへの切替え))	低圧原子炉代替注水槽 サブプレッション・チェンバ 低圧原子炉代替注水系(常設)(低圧原子炉代替注水ポンプ) 残留熱代替除去系(残留熱代替除去ポンプ)	重大事故等対処設備
外部水源(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)から内部水(サブプレッション・チェンバへの切替え))	サブプレッション・チェンバ ペDESTAL代替注水系(可搬型)(大量送水車,ホース・接続口等) 残留熱代替除去系(残留熱代替除去ポンプ) 燃料補給設備 ^{※1} 構内監視カメラ(ガスタービン発電機建物屋上) 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	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-4」		
	輪谷貯水槽(西1) ^{※2} 輪谷貯水槽(西2) ^{※2}	自主対策設備			

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

第 16 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.13)
(15/15)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	—	淡水タンク 海からへの切替え	大量送水車 大型送水ポンプ車 非常用取水設備 ろ過水タンク ホース 燃料補給設備*1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、代替電源から給電するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測、監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に電源の確保手順の例を次に示す（第17表参照）。

- ・外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合、非常用高圧母線D系及び非常用高圧母線C系の順に復旧し、常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備へ給電する。（緊急用メタクラを経由するため、代替所内電気設備への給電も同時に行われる）
- ・当該号炉で外部電源、非常用交流電源設備及び常設代替交流電源設備による非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系への給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケーブルを使用して他号炉の非常用高圧母線から当該号炉の非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系までの電路を構成し、他号炉から給電する。
- ・外部電源、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備及び号炉間電力融通ケーブルによる非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）を高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）、高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）又は緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し、非常用高圧母線C系又は非常用高圧母線D系へ給電する。
- ・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に、常設代替交流電源設備、号炉間電力融通ケーブル及び可搬型代替交流電源設備による交流入力電源の復旧が見込めない場合、可搬型直流電源設備（高圧発電機車、B 1 - 115V系充電器（SA）、SA用115V系充電器及び230V系充電器（常用））により直流電源を接続し、B -

115V系直流盤（S A），S A対策設備用分電盤（2），230V系直流盤（R C I C）へ給電する。

- 外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）が機能喪失した場合で，かつ可搬型直流電源設備（高圧発電機車，B 1－115V系充電器（S A），S A用115V系充電器及び230V系充電器（常用））による直流電源の給電ができない場合に，直流給電車をB－115V系直流盤，230V系直流盤（R C I C），B－115V系直流盤（S A）及び230V系直流盤（常用）に接続し，直流電源を給電する。
- 非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失した場合は，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）から代替所内電気設備へ給電するとともに，代替直流電源設備である可搬型直流電源設備の電路として代替所内電気設備を使用する。

第 17 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.14)
(1 / 5)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 非常用ディーゼル発電機燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線 H P C S 系電路 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) *1 高圧炉心スプレイ補機冷却系 (高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。) *1 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機燃料移送系 配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系 配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	重大事故等対処設備	
		非常用直流電源設備による給電	高圧炉心スプレイ系蓄電池 *2 高圧炉心スプレイ系充電器 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」
			A-115V 系蓄電池 *2 B-115V 系蓄電池 *2 B1-115V 系蓄電池 (SA) *2 230V 系蓄電池 (R C I C) *2 A-原子炉中性子計装用蓄電池 *2 B-原子炉中性子計装用蓄電池 *2 A-115V 系充電器 B-115V 系充電器 B1-115V 系充電器 (SA) 230V 系充電器 (R C I C) A-原子炉中性子計装用充電器 B-原子炉中性子計装用充電器 A-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 B-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び充電器～直流母線電路 230V 系蓄電池 (R C I C) 及び充電器～直流母線電路 A-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路 B-原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備	

※ 1 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※ 2 : A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, SA 用 115V 系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系蓄電池, A-原子炉中性子計装用蓄電池, B-原子炉中性子計装用蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び 230V 系蓄電池 (R C I C) からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

第 17 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.14)
(2 / 5)

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	
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 ガスタービン発電機～S A ロードセンタ電路 ガスタービン発電機～S A ロードセンタ～S A 1 コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～S A ロードセンタ～S A 2 コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機用軽油タンク	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「G T G による C, D-M/C 受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」
		電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル (常設) 号炉間電力融通ケーブル (常設) ～常用高圧母線 A 系～非常用高圧母線 C 系電路 号炉間電力融通ケーブル (常設) ～常用高圧母線 B 系～非常用高圧母線 D 系電路 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通による C, D-M/C 受電」 原子力災害対策手順書 「号炉間電力融通ケーブルを使用した M/C C 系又は M/C D 系電源確保」
		可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタ電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタ電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～S A 1 コントロールセンタ及び S A 2 コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車による C, D-M/C 受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した M/C C 系又は M/C D 系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」

※ 1 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※ 2 : A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, S A 用 115V 系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系蓄電池, A-原子炉中性子計装用蓄電池, B-原子炉中性子計装用蓄電池, B 1-115V 系蓄電池 (S A) 及び 230V 系蓄電池 (R C I C) からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

第 17 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.14)

(3 / 5)

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	
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	所内常設蓄電式直流電源設備 による給電	B-115V 系蓄電池*2 B1-115V 系蓄電池 (SA)*2 230V 系蓄電池 (R C I C)*2 SA 用 115V 系蓄電池*2 B-115V 系充電器 B1-115V 系充電器 (SA) SA 用 115V 系充電器 230V 系充電器 (R C I C) B-115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び充電器～直流母線電路 230V 系蓄電池 (R C I C) 及び充電器～直流母線電路 SA 用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「B1-115V 系蓄電池 (SA) による B-115V 系直流盤受電」 「充電器復旧, 中央監視計器復旧」
	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (常設直流電源系統喪失)	常設代替蓄電式直流電源設備 による給電	SA 用 115V 系蓄電池*2 SA 用 115V 系充電器 SA 用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「SA 用 115V 系蓄電池による B-115V 系直流盤受電」
	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (常設直流電源系統喪失)	所内常設直流電源設備 (3 系統目) による給電	115V 系蓄電池 (3 系統目) 115V 系蓄電池 (3 系統目)～直流母線電路	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「115V 系蓄電池 (3 系統目) による 115V 直流電源確保」
	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	可搬型直流電源設備 による給電	高压発電機車 B1-115V 系充電器 (SA) SA 用 115V 系充電器 230V 系充電器 (常用) 高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 電路 高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～直流母線電路 高压発電機車～高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 電路 高压発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～直流母線電路 高压発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～直流母線電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高压発電機車による SA-L/C, C/C 受電」 「充電器復旧, 中央監視計器復旧」 原子力災害対策手順書 「高压発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高压発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用 M/C 電源確保」 「高压発電機車による直流電源確保時の可搬ケーブルを使用した中央制御室排風機電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」
		直流給電車 による給電	高压発電機車 直流給電車 115V 直流給電車 230V 高压発電機車～直流給電車～直流給電車接続プラグ 収納箱 (原子炉建物南側) 電路 直流給電車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～直流母線電路 高压発電機車～直流給電車～直流給電車接続プラグ 収納箱 (廃棄物処理建物南側) 電路 直流給電車接続プラグ収納箱 (廃棄物処理建物南側) ～直流母線電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「直流給電車による直流盤受電」 原子力災害対策手順書 「直流給電車を使用した直流盤電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」

※ 1 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※ 2 : A-115V 系蓄電池, B-115V 系蓄電池, SA 用 115V 系蓄電池, 高压炉心スプレイ系蓄電池, A-原子炉中性子計装用蓄電池, B-原子炉中性子計装用蓄電池, B1-115V 系蓄電池 (SA) 及び 230V 系蓄電池 (R C I C) からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

第 17 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.14)
(4 / 5)

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
号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	非常用交流電源設備 (全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備 (蓄電池枯渇)	号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「低圧電源融通」
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ メタクラ切替盤 緊急用メタクラ接続プラグ盤 高圧発電機車接続プラグ収納箱 SAロードセンタ SA1コントロールセンタ SA2コントロールセンタ 充電器電源切替盤 SA電源切替盤 重大事故操作盤 非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによるSA-L/C, C/C受電」 「主要弁の電源切替」 「高圧発電機車によるSA-L/C, C/C受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M/C電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」
			非常用コントロールセンタ切替盤	自主対策設備
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ガスタービン発電機用燃料移送系 配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA1コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～SAロードセンタ～SA2コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物西側)電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物西側)～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物南側)電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱(原子炉建物南側)～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機用軽油タンク	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「GTGによるC, D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：A-115V系蓄電池, B-115V系蓄電池, SA用115V系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系蓄電池, A-原子炉中性子計装用蓄電池,

B-原子炉中性子計装用蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)及び230V系蓄電池(RCIC)からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

第17表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順 (1.14)
(5 / 5)

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	
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイトンク 高圧炉心スプレイ補機冷却系 (高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。) *1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「HPCS-DEGによるC, D-M/C受電」
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路	重大事故等対処設備	
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線HPCS系～常用高圧母線A系～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路	自主対策設備	
		電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル (常設) ～常用高圧母線A系～非常用高圧母線C系電路 号炉間電力融通ケーブル (常設) ～常用高圧母線B系～非常用高圧母線D系電路 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) 号炉間電力融通ケーブル (可搬型) ～非常用高圧母線C系及びD系電路	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通によるC, D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「号炉間電力融通ケーブルを使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」
		可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) 電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線C系及びD系電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物西側) ～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱 (原子炉建物南側) ～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～SA1コントロールセンタ及びSA2コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるC, D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」
燃料の補給	—	燃料補給設備による給電	ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※2：A-115V系蓄電池, B-115V系蓄電池, SA用115V系蓄電池, 高圧炉心スプレイ系蓄電池, A-原子炉中性子計装用蓄電池, B-原子炉中性子計装用蓄電池, B1-115V系蓄電池 (SA) 及び230V系蓄電池 (RCIC) からの給電は, 運転員による操作不要の動作である。

(o) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」

大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、先に記載した(b)項から(n)項で示した重大事故等対策で整備する手順等を活用することで「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」, 「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」, 「燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策」, 「放射性物質の放出を低減させるための対策」及び「大規模な火災が発生した場合における消火活動」の措置を行う。

さらに、柔軟な対応を行うため上記の手順に加えて、以下の大規模損壊に特化した手順を整備する(第18表参照)。

i 現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順

中央制御室が機能喪失する場合を想定し、現場での可搬型計測器によるパラメータ監視手順を整備する。

ii 中央制御室損傷時の通信連絡手順

中央制御室が機能喪失する場合を想定し、現場と緊急時対策所が直接連絡できる手順を整備する。

第 18 表 大規模損壊に特化した手順

想定	対応手段	対応手順	対処設備	整備する手順書の分類
中央制御室が機能喪失する場合	監視機能の回復	現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順	可搬型計測器	大規模損壊時に対応する手順
	連絡手段の確保	中央制御室損傷時の通信連絡手順	衛星電話設備 有線式通信設備	大規模損壊時に対応する手順

- c. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は，万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。
- d. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は，地震，津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して，また，P R Aの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて，当該事故により発生する可能性のある重大事故等及び大規模損壊への対応も考慮する。
- 加えて，大規模損壊発生時に，同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく，炉心注水，電源確保及び放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。
- e. 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応手順については，大規模損壊に関する考慮事項等，米国におけるNE Iガイドの考え方も参考とする。また，当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については、重大事故等時の対応体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合(中央制御室の機能喪失を含む。)でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については、重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。必要となる力量を第19表に示す。

- a. 大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。
- b. 緊急時対策要員については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、例えば要員の被災等が発生した場合においても、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。
- c. 原子力防災管理者及びその代行者を対象に、通常 of 指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。
- d. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

第19表 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量
緊急時対策要員 ・本部長，本部員， 各統括	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○的確な指揮 ○各班との連携
緊急時対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施 (統括/班長指示による) ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解
実施組織 (運転員除く。)	○復旧対策の実施 ・資機材の移動，電源車による給電， 原子炉への注水，燃料プールへの 注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い ○配置場所の把握
技術支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○放射線・放射能の状況把握	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い
運営支援組織	○資材の調達及び輸送 ○社外関係機関への通報・連絡	○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い

(2) 大規模損壊発生時の体制

緊急時対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能ごとに責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また、複数号炉の同時被災の場合においても、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。

大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む。）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

- a. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員31名、運転員9名及び火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊7名の合計47名を常時確保し、大規模損壊発生時は指示者が初動の指揮を執る体制を整備する。なお、2号炉原子炉運転停止中[※]については、中央制御室の2号運転員を5名とする。

※ 原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間

また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合もあらかじめ想定し、重大事故等に対処する要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。

- b. 大規模損壊発生時において、重大事故等に対処する要員として参集が期待される社員寮、社宅等の重大事故等に対処する要員の発電所へのアクセスルートは複数確保し、その中から通行可能なルートを選択し発電所へ参集する。

なお、プラント状況が確実に入手できない場合は、あらかじめ定めた構外参集拠点にて、発電所の状況等の確認を行った後、発電所へ参集する。

- c. 大規模な自然災害が発生した場合には、発電所構内に常時確保する重大事故等に対処する要員47名の中に被災者が発生する可能性があることに加え、社員寮、社宅等からの交替要員参集に時間を要する可能性があるが、その場合であっても、運転員及び自衛消防隊を含む発電所構内に常駐する要員により、優先する対応手順を、必要とする要員数未満で対応することで交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的考え方

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しな

い場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している重大事故等に対処する要員により指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

- a. 大規模損壊への対応に必要な要員を常時確保するため、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における重大事故等に対処する要員は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を行う。なお、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。
- b. 地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。
- c. プルーム通過時は、大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策要員は緊急時対策所、運転員は中央制御室待避室及び緊急時対策所にとどまり、その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し、その後、緊急時対策本部長の指示に基づき再参集する。
- d. 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、緊急時対策本部長が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる。

(4) 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合において、緊急時対策本部長を含む緊急時対策本部の緊急時対策要員が対応を行う拠点は、緊急時対策所を基本とする。緊急時対策所の健全性（居住性確保、通信連絡機能等）が確認できない場合は、代替可能なスペースを有する建物を活用することにより緊急時対策本部の指揮命令系統を維持する。

また、運転員の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員に危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し、緊

急時対策本部が適切な拠点を選定する。

(5) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 緊急時対策総本部体制の確立

大規模損壊発生時における緊急時対策総本部の設置による発電所への支援体制は、「技術的能力審査基準1.0」で整備する支援体制と同様である。

b. 外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における発電所への外部支援体制は、「技術的能力審査基準1.0」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、2.1.2.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方にに基づき配備する。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。

- a. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。
- b. 原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備のうち、少なくとも1セットは、基準津波を超える津波に対して余裕を有する高台に保管する。
- c. 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保したうえで、当該建物及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。
- d. 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は、アクセスルートを確認した複数の接続口を設ける。
- e. 地震、津波、大規模な火災等の発生に備え、アクセスルートを確認するために、速やかに消火及びがれき撤去ができる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建物、制御室建物及び廃棄物処理建物から100m以上離隔をとった場所に、分散して配備する。

- a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。
- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ車や放水砲等の消火設備を配備する。
- c. 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用する全面マスク，高線量対応防護服，個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- d. 化学薬品等が流出した場合に備えて，マスク，長靴等の資機材を配備する。
- e. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具，線量計，食料等の資機材を確保する。
- f. 大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。また，通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として，衛星電話設備，無線通信設備，有線式通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。さらに，消火活動専用の通信連絡が可能な無線通信設備を配備する。
- g. 大規模損壊に特化した手順に使用する資機材を配備する。

2.1.3 まとめ

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、プラント監視機能の喪失、建物の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の対応措置として、発電用原子炉施設内において有効に機能する運転員を含む人的資源、設計基準事故対応設備、重大事故等対応設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、様々な事態において柔軟に対応できる「手順書の整備」、
「体制の整備」及び「設備・資機材の整備」を行う方針とする。

「手順書の整備」においては、大規模な火災の発生に伴う消火活動を実施する場合及び発電用原子炉施設の状況把握が困難である場合も考慮し、可搬型重大事故等対応設備による対応を考慮した多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

「体制の整備」においては、指揮命令系統が機能しなくなる等の通常の体制の一部が機能しない場合を考慮した対応体制を構築するとともに、原子力防災組織の実効性等を確認するため、大規模損壊となる種々の想定に対して本部要員が対応方針を決定し指示を出すまでの図上訓練、緊急時対策要員が必要となる力量を習得及び維持するための教育・訓練を実施する。

「設備・資機材の整備」においては、可搬型重大事故等対応設備は、同等の機能を有する設計基準事故対応設備及び常設重大事故等対応設備と同時に機能喪失することのないよう、発電所の敷地特性を活かし、原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対応設備のうち少なくとも1セットは構内の高台に分散配置するとともに、原子炉建物、タービン建物及び廃棄物処理建物から離隔距離を置いて配備する。

大規模損壊への対応として整備する「手順書」、
「体制」及び「設備・資機材」については、今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れることで、継続的に改善を図っていく。

大規模損壊発生時の対応

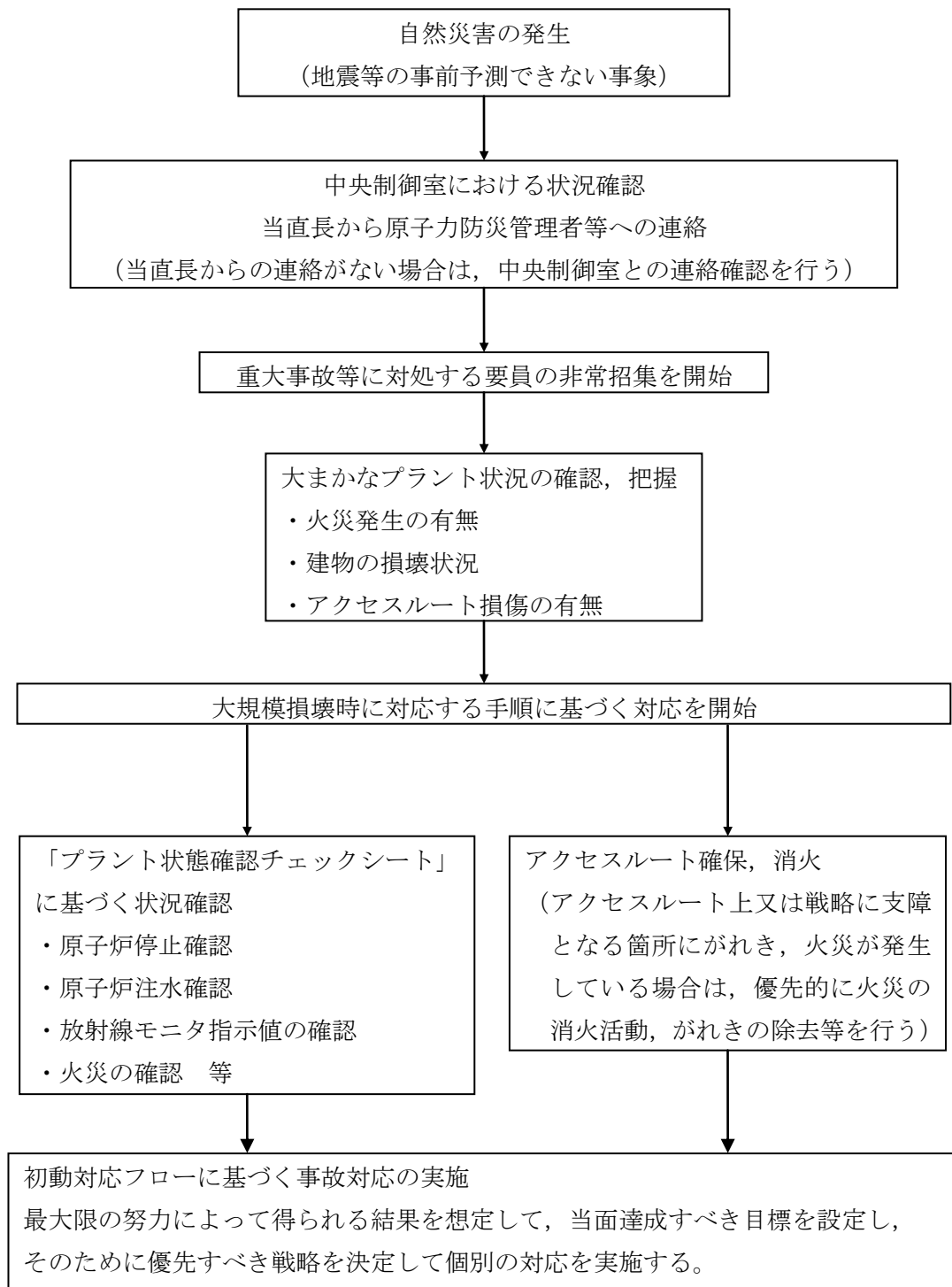
大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム発生時の対応概要

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時には、プラントの監視及び制御機能の喪失や航空機墜落等による大規模火災等の発生が想定され、このような状況において、初動対応を行ううえで最も優先すべきはプラントの状況を把握することである。

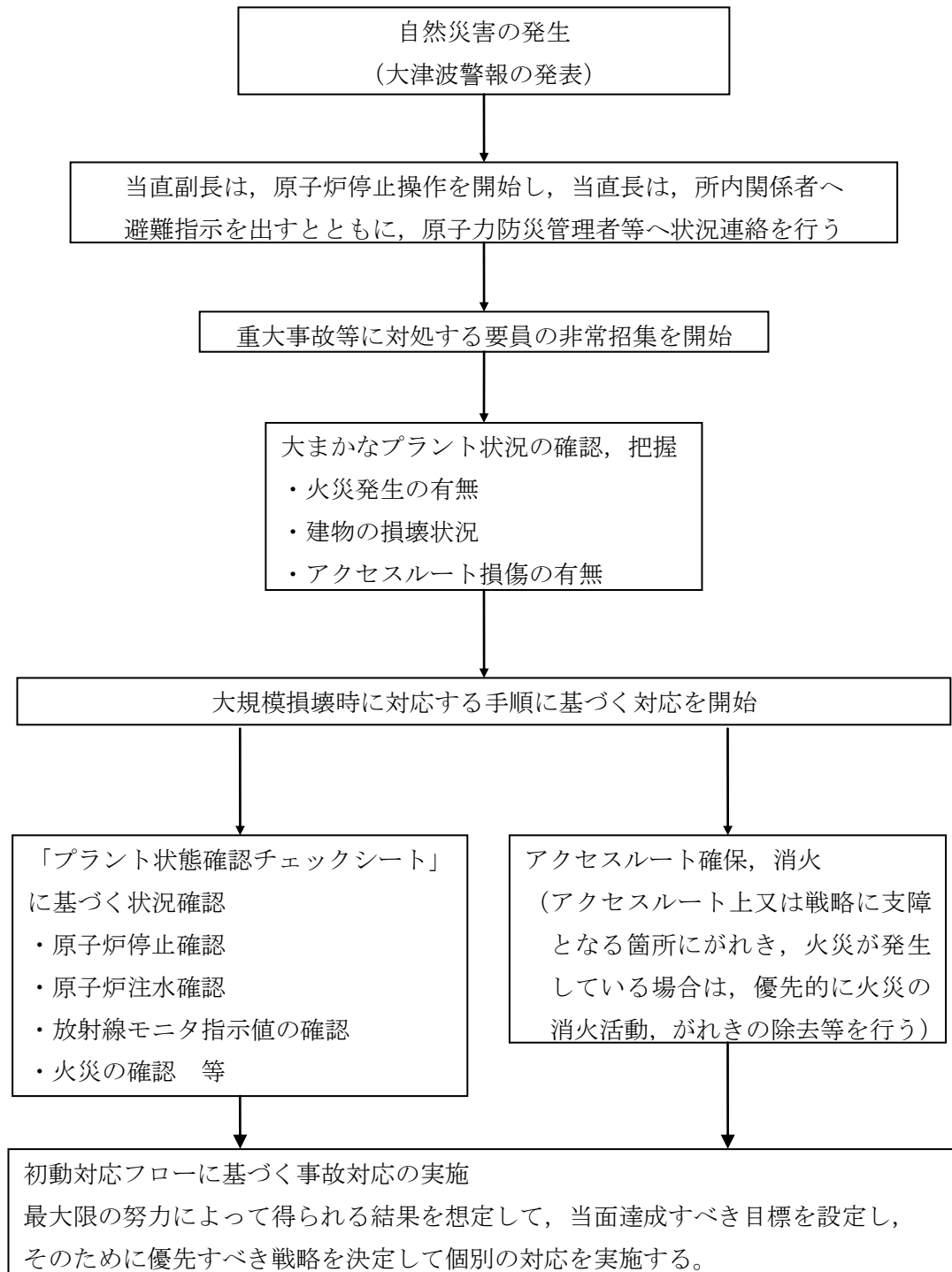
このため、事象が発生した場合、緊急時対策本部は、中央制御室の状況、大まかなプラント状況の確認、把握を可能な範囲で行った後、速やかに「プラント状態確認チェックシート」を用いて、具体的にプラント被災状況、対応可能要員の把握等を行う。

以下に、初期対応の概要、大規模損壊発生時対応フロー、プラント状態確認チェックシートを示す。

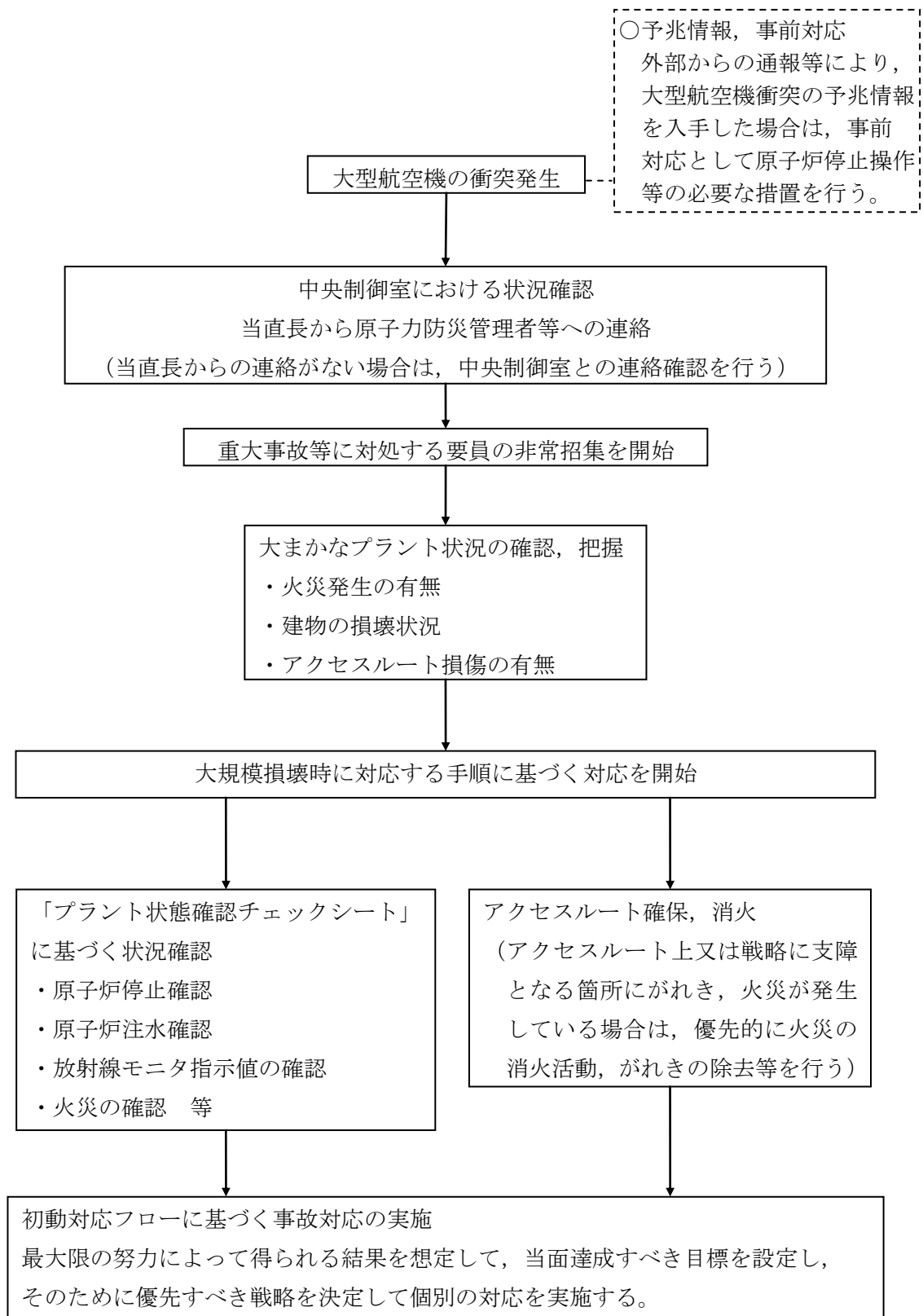
1. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突時の対応概要
(1) 対応の全体フロー概略（地震等の事前予測できない事象の場合）



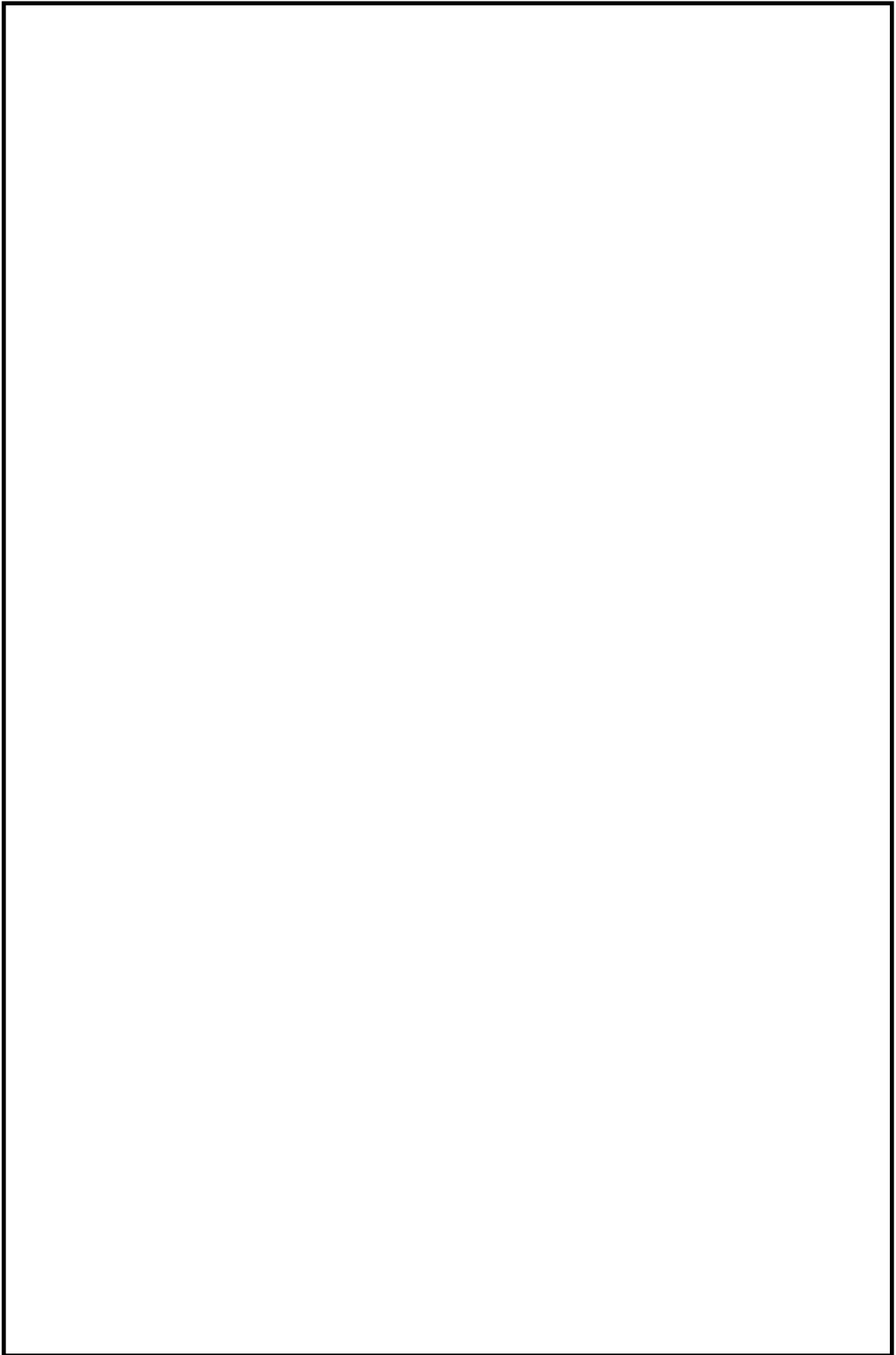
(2) 対応の全体フロー概略（大津波警報の発表（事前予測ができる事象）の場合）



(3) 対応の全体フロー概略（大型航空機の衝突の場合）



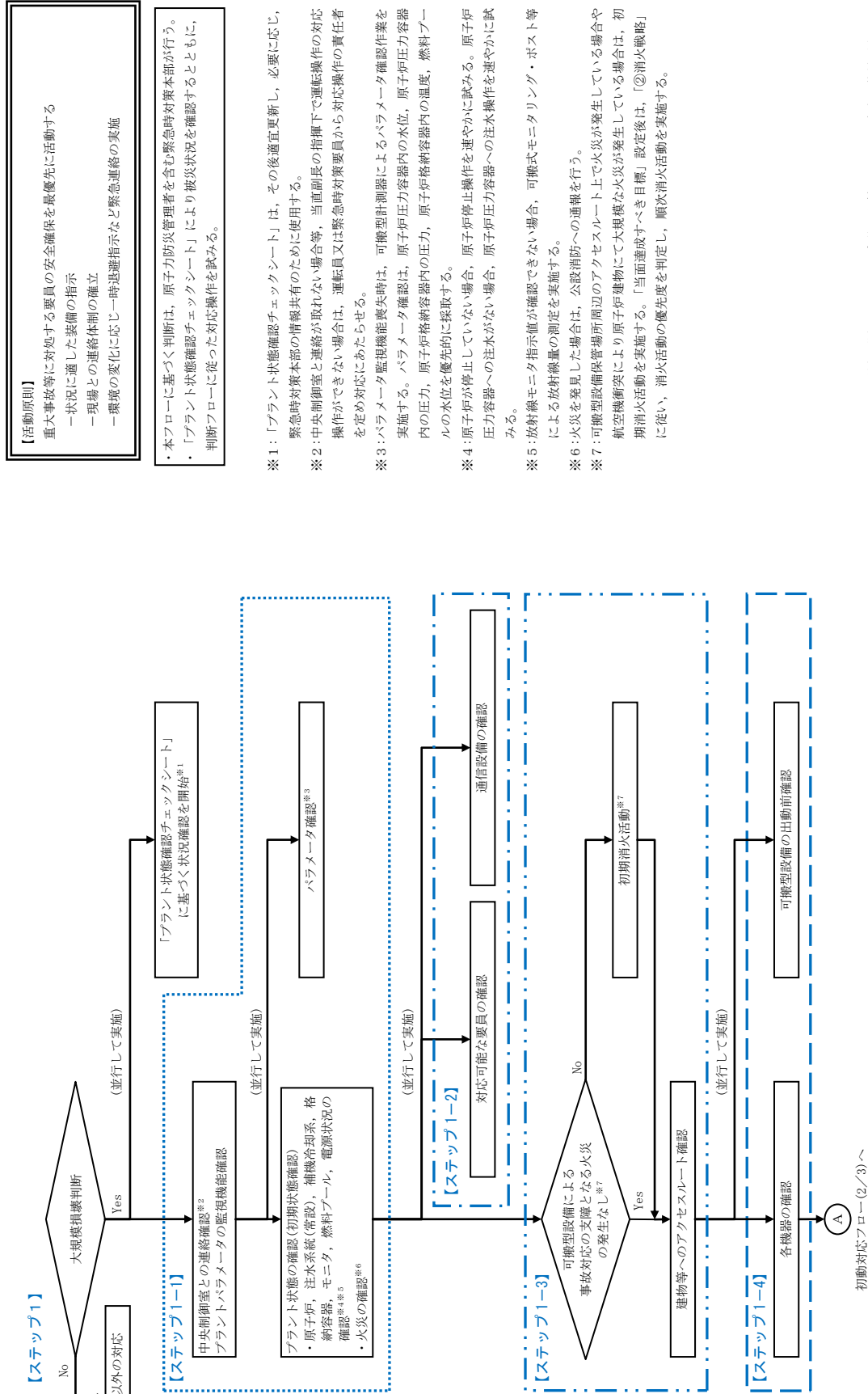
(4) 対応の全体フロー概略（テロリズムの発生の場合）



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 緊急時対策本部で使用する対応フロー 初動対応フロー

「緊急時対策本部対応手順書」に記載の内容



初動対応フロー (1 / 3)

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

初動対応フロー(1/3)より

(A)

初動対応フロー(3/3)より

(D)

【ステップ2】

緊急時対策本部は、プラント状況を把握し、環境への影響を最小限に抑えるための当面達成すべき目標を設定して優先すべき戦略を決定する。複数の目標を設定する場合は、それぞれの目標における時間余裕と対応措置実施までの所要時間及び対応可能要員数より、優先すべき目標を設定する。

表 当面達成すべき目標設定の考え方

当面達成すべき目標	プラント監視機能健全時 (I)：監視パラメータ	プラント状況	プラント監視機能喪失時 (外観から確認等)
「炉心損傷回避又は緩和」	原子炉圧力容器破損前に速やかな原子炉圧力容器への注水の見直しあり**	【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉圧力容器内の圧力】	原子炉建物が健全(外観)であり、周辺の放射線量が正常
	原子炉圧力容器が破損するまでの速やかな原子炉圧力容器への注水の実施が困難**	【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉圧力容器内の圧力】	・「炉心損傷回避又は緩和」を優先し、速やかな原子炉圧力容器内への注水が困難な場合は、「原子炉格納容器の破損回避又は緩和」を目標とする**
「燃料プール水位確保及び燃料体の損傷回避又は緩和」	燃料プール水位低下又は、燃料プール冷却機能喪失	【燃料プールの水位】	原子炉建物が健全(外観)であり、周辺の放射線量が正常であるが、燃料プール内燃料体の冷却状態の維持が確認できていない
	炉心損傷かつ原子炉格納容器破損	【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉格納容器内の放射線量率】 【原子炉格納容器内の圧力】 【原子炉格納容器内の温度】 【燃料プールの水位】	原子炉格納容器や燃料プールへの影響が懸念されるほどの原子炉建物が損傷(外観)又は、周辺の放射線量が上昇
「放射性物質拡散抑制」			

初動対応フロー(3/3)へ

(B)

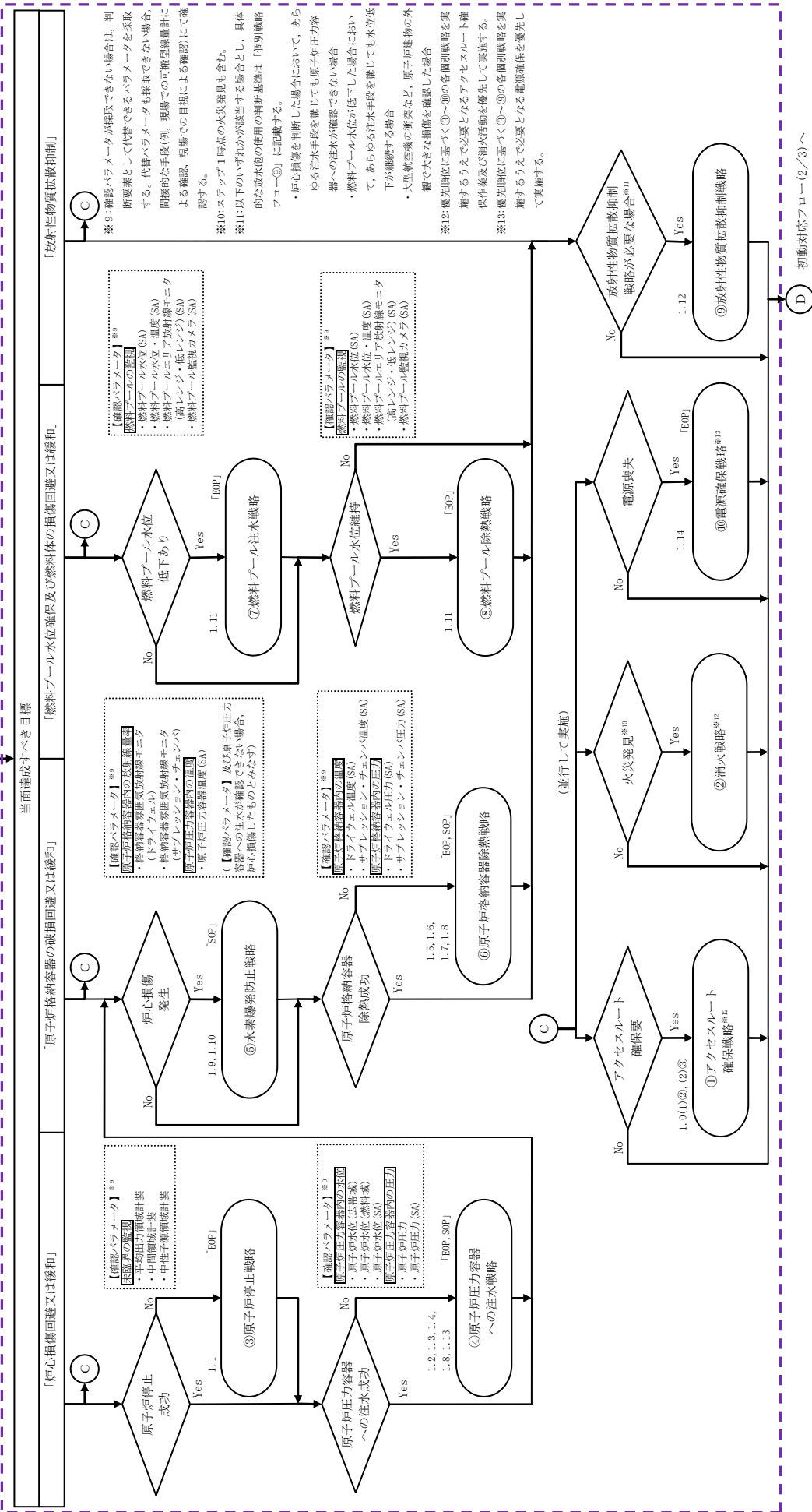
※8:炉心損傷や原子炉圧力容器破損等に至るまでの時間については、事故進展解析結果等も参考とする。プラントの被災状況等により、原子炉圧力容器への注水が速やかに実施できないおそれがある場合には、安全側に判断し、「原子炉格納容器の破損回避又は緩和」も当面達成すべき目標として設定する。

(注)手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

初動対応フロー (2 / 3)

「EOP」: 事故時操作要領書 (オペベース)
 「SOP」: 事故時操作要領書 (シビアアクシデント)

【ステップ3】



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

初動対応フロー (3 / 3)

3. プラント状態確認チェックシートによる確認項目

プラント、体制等の状況を把握するために、チェックシートの各項目を確認する。
 チェックシートは目標設定や戦略の検討等、緊急時対策本部の情報共有に利用する。

【注意事項】

1. チェックシートには、緊急時対策本部長（夜間・休日昼間については、指示者）の指示に基づき確認した情報又は各班が必要に応じて確認した情報を記載する。
2. 確認結果は、技術班（夜間・休日昼間については、連絡責任者）に報告する。
3. 技術班（夜間・休日昼間については、連絡責任者）は、報告された確認結果を取りまとめ、本部内に情報共有する。
4. 確認項目 1.～3. 項の確認を最優先に実施し、報告する。その後その他の確認項目の確認を行う。
5. 建物の損壊状況、周辺線量率等、周囲の状況に十分注意しながら確認を行い、確認が困難な場合には「不明」とする。
6. 動作可能及び使用可能は、外観、警報等で判断する。
7. プラント状態の確認は、複数名で実施する。

1. 中央制御室との連絡及びプラントパラメータの監視機能確認【ステップ 1-1】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
1	1号及び2号中央制御室との連絡確認	連絡可能・連絡不可	対応可能： 名
2	3号中央制御室との連絡確認	連絡可能・連絡不可	対応可能： 名
3	中央制御室でのパラメータ確認	可能・不可	
4	緊急時対策所でのパラメータ確認	可能・不可	

2. プラント状態の確認（初期状態確認）【ステップ 1-1】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

(1) 原子炉

番号	項目	状態	備考
1	原子炉停止 (停止日時： 月 日 時 分)	成功・失敗・不明	
2	原子炉注水	成功・失敗・不明	
3	原子炉水位	cm	
4	原子炉圧力	MPa	
5	主蒸気隔離弁	全開・全閉・一部開・不明	
6	ECCS 作動要求	作動要求なし・作動要求あり ・不明	
7	原子炉圧力容器破損	破損なし・破損あり・不明	
8	原子炉圧力容器温度	℃	
9	格納容器内雰囲気モニタ指示 (D/W)	Sv/h	
10	格納容器内雰囲気モニタ指示 (トーラス)	Sv/h	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

(2) 注水系統 (常設)

番号	項目	状態	備考
1	復水・給水系 (CW/FW)	使用可能・使用不可・不明	
2	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	使用可能・使用不可・不明	
3	高压原子炉代替注水系 (HPAC)	使用可能・使用不可・不明	
4	高压炉心スプレイ系 (HPCS)	使用可能・使用不可・不明	
5	低压炉心スプレイ系 (LPCS)	使用可能・使用不可・不明	
6	A-残留熱除去系 (A-RHR)	使用可能・使用不可・不明	
7	B-残留熱除去系 (B-RHR)	使用可能・使用不可・不明	
8	C-残留熱除去系 (C-RHR)	使用可能・使用不可・不明	
9	制御棒駆動水压系 (CRD)	使用可能・使用不可・不明	
10	復水輸送系 (CWT)	使用可能・使用不可・不明	
11	消火系 (FP)	使用可能・使用不可・不明	
12	ほう酸水注入系 (SLC)	使用可能・使用不可・不明	
13	低压原子炉代替注水系 (FLSR)	使用可能・使用不可・不明	
14	残留熱代替除去系 (RHAR)	使用可能・使用不可・不明	

(3) 補機冷却系

番号	項目	状態	備考
1	I-原子炉補機冷却系 (I-RCW)	使用可能・使用不可・不明	
2	I-原子炉補機海水系 (I-RSW)	使用可能・使用不可・不明	
3	II-原子炉補機冷却系 (II-RCW)	使用可能・使用不可・不明	
4	II-原子炉補機海水系 (II-RSW)	使用可能・使用不可・不明	
5	高压炉心スプレイ補機冷却系 (HPCW)	使用可能・使用不可・不明	
6	高压炉心スプレイ補機海水系 (HPSW)	使用可能・使用不可・不明	
7	タービン補機冷却系 (TCW)	使用可能・使用不可・不明	
8	タービン補機海水系 (TSW)	使用可能・使用不可・不明	

(4) 格納容器

番号	項目	状態	備考
1	格納容器圧力	kPa[abs]	
2	格納容器温度	℃	
3	格納容器破損	破損なし・破損あり・不明	

(5) モニタ

番号	項目	状態	備考
1	エリア放射線モニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	
2	プロセス放射線モニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	
3	モニタリング・ポスト指示	上昇なし・上昇あり・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

(6) 燃料プール

番号	項目	状態	備考
1	燃料プール水位	通常水位・水位低下傾向・不明 m	
2	燃料プール温度	℃	
3	燃料プール冷却系 (FPC)	使用可能・使用不可・不明	
4	燃料プール補給水系 (FMW)	使用可能・使用不可・不明	
5	復水輸送系 (CWT)	使用可能・使用不可・不明	
6	補給水系 (MUW)	使用可能・使用不可・不明	
7	消火系 (FP)	使用可能・使用不可・不明	
8	A-残留熱除去系 (A-RHR)	使用可能・使用不可・不明	
9	B-残留熱除去系 (B-RHR)	使用可能・使用不可・不明	

(7) 電源

番号	項目	状態	備考
1	外部電源受電	受電中・停電中・使用不可・不明	
2	A-非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
3	B-非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
4	HPCS-ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
5	ガスタービン発電機 (2号用)	運転中・待機中・使用不可・不明	
6	ガスタービン発電機 (予備)	運転中・待機中・使用不可・不明	
7	電源融通	使用可能・使用不可・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

3. プラント状態の確認（火災の確認）【ステップ1-1】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
1	航空機燃料等による火災	火災あり・火災なし・不明	発生場所： ・2号R/B ・2号T/B ・2号Rw/B ・2号C/B ・その他 ()
2	可搬型設備保管場所，接続口及び接続口までのアクセスルートに影響を与える火災	火災あり・火災なし・不明	発生場所： ・保管エリア () ・接続口周辺 () ・アクセスルート上 ()
3	上記以外の火災	火災あり・火災なし・不明	発生場所： () ()

4. 対応可能な要員の確認【ステップ1-2】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目※	要員数	備考
重大事故等に対処する要員(初動対応要員)			
1	運転員（9名）	名	
2	指示者（1名）	名	
3	連絡責任者（1名）	名	
4	連絡担当者（3名）	名	
5	放射線管理要員（3名）	名	
6	アクセスルート確保要員（2名）	名	
7	給水確保要員（6名）	名	
8	送水確保要員（6名）	名	
9	電源確保要員（3名）	名	
10	燃料確保要員（4名）	名	
11	自衛消防隊長（1名）	名	
12	消防チーム（6名）	名	
13	運転補助要員（2名）	名	

※：カッコ内は発電所内での必要最低人数

注) プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

5. 通信設備の確認【ステップ1-2】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
1	所内通信連絡設備	使用可能・使用不可・不明	
2	電力保安通信用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
3	衛星電話設備(固定型)	使用可能・使用不可・不明	
4	衛星電話設備(携帯型)	使用可能・使用不可・不明	
5	無線通信設備(固定型)	使用可能・使用不可・不明	
6	無線通信設備(携帯型)	使用可能・使用不可・不明	
7	安全パラメータ表示システム (SPDS)	使用可能・使用不可・不明	
8	局線加入電話設備	使用可能・使用不可・不明	
9	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	使用可能・使用不可・不明	
10	テレビ会議システム(社内向)	使用可能・使用不可・不明	
11	専用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
12	有線式通信設備	使用可能・使用不可・不明	

6. 建物等へのアクセスルート確認【ステップ1-3】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態※	備考
1	中央制御室へのアクセス	可能・不可・不明	
2	原子炉建物へのアクセス	可能・不可・不明	
3	タービン建物へのアクセス	可能・不可・不明	
4	廃棄物処理建物へのアクセス	可能・不可・不明	
5	第1保管エリア (EL50m) へのアクセス	可能・不可・不明	
6	第2保管エリア (EL44m) へのアクセス	可能・不可・不明	
7	第3保管エリア (EL13~33m) へのアクセス	可能・不可・不明	
8	第4保管エリア (EL8.5m) へのアクセス	可能・不可・不明	
9	原子炉建物南側接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
10	原子炉建物西側接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
11	廃棄物処理建物南側接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
12	建物内接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
13	GTG 建物接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
14	輪谷貯水槽 (西1/西2) へのアクセス	可能・不可・不明	

※：建物の損壊状況も含め、事故対応への支障の有無の観点から確認する。

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

7. 施設損壊状態の確認【ステップ1-3】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
1	原子炉建物	損傷あり・損傷なし・不明	
2	タービン建物	損傷あり・損傷なし・不明	
3	廃棄物処理建物	損傷あり・損傷なし・不明	
4	制御室建物	損傷あり・損傷なし・不明	

8. 各機器の確認（電源系統の確認）【ステップ1-4】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
1	2C-M/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
2	2C-L/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
3	C系C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
4	2A-計装C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
5	A-115V系直流盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
6	A-原子炉中性子計装用母線	受電中・停電中・使用不可・不明	
7	A-非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
8	A-燃料デイトンク	使用可能・使用不可・不明	
9	A-ディーゼル燃料移送ポンプ	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
10	A-ディーゼル燃料貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	
11	2D-M/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
12	2D-L/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
13	D系C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
14	2B-計装C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
15	B-115V系直流盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
16	B-115V系直流盤(SA)	受電中・停電中・使用不可・不明	
17	B-原子炉中性子計装用母線	受電中・停電中・使用不可・不明	
18	230V系直流盤(RCIC)	受電中・停電中・使用不可・不明	
19	SA対策設備用分電盤(2)	受電中・停電中・使用不可・不明	
20	115V系直流盤(3系統目)	受電中・停電中・使用不可・不明	
21	B-非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
22	B-燃料デイトンク	使用可能・使用不可・不明	
23	B-ディーゼル燃料移送ポンプ	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
24	B-ディーゼル燃料貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
25	HPCS-M/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
26	HPCS-C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
27	高圧炉心スプレイ系直流盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
28	HPCS-ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
29	HPCS-燃料デイトンク	使用可能・使用不可・不明	
30	HPCS-ディーゼル燃料移送ポンプ	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
31	HPCS-ディーゼル燃料貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	
32	緊急用M/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
33	SA-L/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
34	SA1-C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
35	SA2-C/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
36	メタクラ切替盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
37	SA電源切替盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
38	充電器電源切替盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
39	ガスタービン発電機(2号用)	運転中・待機中・使用不可・不明	
40	ガスタービン発電機用サービスタンク (2号炉用)	使用可能・使用不可・不明	
41	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ (2号炉用)	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
42	ガスタービン発電機(予備)	運転中・待機中・使用不可・不明	
43	ガスタービン発電機用サービスタンク (予備)	使用可能・使用不可・不明	
44	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ (予備)	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
45	ガスタービン発電機用軽油タンク	使用可能・使用不可・不明	
46	2A-M/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
47	2B-M/C	受電中・停電中・使用不可・不明	
48	230V系直流盤(常用)	受電中・停電中・使用不可・不明	
49	号炉間電力融通ケーブル	使用可能・使用不可・不明	
50	号炉間連絡ケーブル	使用可能・使用不可・不明	
51	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)	使用可能・使用不可・不明	
52	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)	使用可能・使用不可・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

9. 各機器の確認（常設設備の確認）【ステップ1-4】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
9.1 原子炉注水，原子炉格納容器除熱設備【常設設備】			
1	高压炉心スプレイ・ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
2	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
3	高压原子炉代替注水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
4	A-ほう酸水注入ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
5	B-ほう酸水注入ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
6	原子炉浄化補助ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
7	A-制御棒駆動水圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
8	B-制御棒駆動水圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
9	低压炉心スプレイ・ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
10	A-残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
11	B-残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
12	C-残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
13	A-復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
14	B-復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
15	C-復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
16	A-消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
17	B-消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用

注) プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
18	A-補助消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
19	B-補助消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
20	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
21	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
22	A-残留熱代替除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
23	B-残留熱代替除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
24	A-復水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
25	B-復水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
26	C-復水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
27	A-復水昇圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
28	B-復水昇圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
29	C-復水昇圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
30	A-タービン駆動原子炉給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
31	B-タービン駆動原子炉給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
32	A-電動機駆動原子炉給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
33	B-電動機駆動原子炉給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
34	タービン・バイパス弁	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
35	逃がし安全弁	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
36	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
37	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	使用可能・使用不可・不明	
38	格納容器フィルタベント系	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
39	耐圧強化ベントライン	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
40	遠隔手動弁操作機構	使用可能・使用不可・不明	
41	ドライウェル冷却装置	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
42	サプレッション・プール水 pH制御系	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	
9.2 水素爆発防止設備【常設設備】			
1	A-可燃性ガス濃度制御系再結合装置	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
2	A-可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
3	B-可燃性ガス濃度制御系再結合装置	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
4	B-可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
5	静的触媒式水素処理装置	使用可能・使用不可・不明	
6	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	使用可能・使用不可・不明	
7	窒素ガス制御系	使用可能・電源なし・使用不可 ・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
9.3 補機冷却設備【常設設備】			
1	A-原子炉補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
2	B-原子炉補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
3	C-原子炉補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
4	D-原子炉補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
5	A-原子炉補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
6	B-原子炉補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
7	C-原子炉補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
8	D-原子炉補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
9	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
10	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
11	A-タービン補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
12	B-タービン補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
13	C-タービン補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
14	A-タービン補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
15	B-タービン補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
16	C-タービン補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
9.4 燃料プール注水, 除熱設備【常設設備】			
1	A-燃料プール冷却ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
2	B-燃料プール冷却ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
3	燃料プール補給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
4	燃料プール監視カメラ(SA)	使用可能・電源なし・冷却水なし ・使用不可・不明	
5	燃料プール監視カメラ用冷却設備	使用可能・使用不可・電源なし ・不明	
6	A-残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
7	B-残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
8	C-残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・冷却水なし・使用不可・不明	
9	A-復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
10	B-復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
11	C-復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
12	A-消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
13	B-消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
14	A-補助消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
15	B-補助消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	消火設備兼用
16	A-補給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
17	B-補給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	
18	C-補給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし ・使用不可・不明	

注) プラント状態確認チェックシートは, 今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
9.5 可搬型設備接続口			
1	低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側・西側 ・建物内
2	格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側・西側 ・建物内
3	ペDESTAL代替注水系(可搬型)接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側・西側 ・建物内
4	燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側・西側
5	原子炉補機代替冷却系接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側・西側 ・建物内
6	高圧発電機車接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側・西側 ・GTG 建物
7	直流給電車接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側・ Rw/B南側
8	原子炉ウェル代替注水系接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側・西側
9	窒素ガス代替注入系サブプレッション・チェンバ側供給用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側・建物内
10	窒素ガス代替注入系ドライウェル側供給用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側・建物内
11	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側・建物内
12	格納容器フィルタベント系スクラバ水補給用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側
13	格納容器フィルタベント系水素濃度測定用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口： R/B南側

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

10. 保管場所（可搬型設備、資機材）等の確認【ステップ1-4】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
10.1 第1保管エリア(EL50m)			
1	第1ベントフィルタ出口水素濃度	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
2	高压発電機車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
3	移動式代替熱交換設備	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
4	250A ホース	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 本
5	ホース運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
6	大型送水ポンプ車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
7	300A ホース	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 本
8	大型ホース展張車(300A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
9	可搬式窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
10	シルトフェンス	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 組
11	放射性物質吸着材	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 組
12	原子炉補機海水ポンプ電動機	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
13	ラフタークレーン	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
14	小型船舶	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 隻
15	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
16	タンクローリ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
17	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
18	泡消火薬剤容器運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
19	泡消火薬剤容器	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 個
20	直流給電車 115V	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
21	直流給電車 230V	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
22	大量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
23	大型ホース展張車(150A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
24	可搬式モニタリング・ポスト	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
25	可搬式気象観測装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
26	緊急時対策所用発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
27	緊急時対策所空気浄化送風機	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
28	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
29	緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 式
30	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
31	泡消火薬剤運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
32	小型動力ポンプ付水槽車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
33	小型放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
10.2 第2保管エリア(EL44m)			
1	大量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
2	中型ホース展張車(150A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
3	可搬型ストレーナ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
10.3 第3保管エリア(EL13～33m)			
1	大量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
2	可搬型ストレーナ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
3	中型ホース展張車(150A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
4	大型送水ポンプ車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
5	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
6	タンクローリ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
7	高圧発電機車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
8	移動式代替熱交換設備	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
10.4 第4保管エリア(EL8.5m)			
1	第1ベントフィルタ出口水素濃度	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
2	高圧発電機車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
3	移動式代替熱交換設備	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
4	250A ホース	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 本
5	ホース運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
6	大型送水ポンプ車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
7	300A ホース	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 本
8	大型ホース展張車(300A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
9	可搬式窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
10	放射性物質吸着材	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 組
11	放射性物質吸着材運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
12	シルトフェンス運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
13	シルトフェンス	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 組
14	タンクローリ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
15	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
16	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
17	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
18	泡消火薬剤容器運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
19	小型動力ポンプ付水槽車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
20	小型放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
21	泡消火薬剤容器	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 個
22	大量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
23	大型ホース展張車(150A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
24	可搬型ストレーナ	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
25	小型船舶	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 隻
26	小型船舶運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
27	可搬式モニタリング・ポスト	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
28	モニタリング設備運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
29	可搬式気象観測装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
30	緊急時対策所用発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
31	緊急時対策所空気浄化送風機	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
32	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 台
33	緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）	使用可能・使用不可・不明	使用可能： 式

11. 水源の確認【ステップ1-4】

確認者： _____ 確認日時： _____ 年 月 日 時 分

番号	項目	状態	備考
1	ほう酸水貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m
2	ほう酸水注入系テストタンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m
3	復水貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m
4	サプレッション・チェンバ	使用可能・使用不可・不明	水位： m
5	低圧原子炉代替注水槽	使用可能・使用不可・不明	水位： m
6	1号ろ過水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m 消火用水源兼用
7	2号ろ過水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m 消火用水源兼用
8	非常用ろ過水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m 消火用水源兼用
9	純水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位： m
10	輪谷貯水槽（西1）	使用可能・使用不可・不明	水位： m
11	輪谷貯水槽（西2）	使用可能・使用不可・不明	水位： m
12	輪谷貯水槽（東1）	使用可能・使用不可・不明	
13	輪谷貯水槽（東2）	使用可能・使用不可・不明	
14	非常用取水設備	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
15	荷揚場	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
16	2号炉放水槽	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
17	1号炉取水槽	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
18	3号炉取水管点検立坑	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
19	補助消火水槽	使用可能・使用不可・不明	消火用水源兼用

注) プラント状態確認チェックシートは、今後の訓練によって見直す可能性がある

大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について

大規模損壊発生時に初動対応フローから選択する個別戦略の決定に当たっては、要員及び設備を含めた残存する資源から必要な手順等を確認し、有効な戦略を迅速かつ確実に選定する必要がある。

第1表に個別戦略において必要な対応操作、対応操作に必要な設備とその容量、準備開始から必要となるまでの時間、必要な要員数をまとめた表を示す。

また、第1図に大規模損壊発生時の対応手順書体系図を示す。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (1/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)
① アセスメント確保戦略	「原子力災害対策手順書」 「ホイールローダによるがれき撤去」	(1.0) (2.1)	・ホイールローダ(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(バケット容量: 約3.4m³/台)	—	被災状況・規模により所要時間は変動	約1.3km/h	緊急時対策要員2名
			・化学消防自動車(保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 2台(容量: 約2,800L/min/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) ・小型動力ポンプ付水槽車(保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 2台(容量: 約2,800L/min/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) ・小型放水砲(保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 2台 ・泡消火薬剤(3%) (保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 2組(容量: 約1,500L/組) ・泡消火薬剤(1%) (保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 4個(容量: 約1,000L/個) ・大型送水ポンプ車(保管場所: E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 2台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.4MPa) ・放水砲(保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 2台 ・泡消火薬剤(1%) (保管場所: E L50m, E L8.5m) 配備数: 6個(容量: 約1,000L/個)	消火栓(ろ過水タンク, 補助消火水槽) ろ過水タンク 補助消火水槽 純水タンク 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	化学消防自動車等による泡消火 小型放水砲等による泡消火	1時間10分~消火開始 1時間40分~消火開始	自衛消防隊7名
② 消火戦略	「大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火」	(1.12)	・ATWS 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ・自動減圧起動阻止スイッチ ・代替自動減圧起動阻止スイッチ ・ほう酸水注入ポンプ 配備数: 2台(容量: 約10m³/h/台, 全揚程: 約870m) ・復水ポンプ 配備数: 3台(容量: 約2,700m³/h/台) ・復水昇圧ポンプ 配備数: 3台(容量: 約2,700m³/h/台) ・タービン駆動給水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約2,900m³/h/台) ・電動機駆動給水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約1,400m³/h/台) ・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数: 1台(容量: 約100m³/h, 全揚程: 約120m~約900m) ・高圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数: 1台(容量: 約320m³/h~約1,050m³/h, 全揚程: 約890m~約260m)	復水器 復水貯蔵タンク サブレーション・チェンバ 復水貯蔵タンク サブレーション・チェンバ	事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	2分以内 3分以内 6分以内	中央制御室運転員2名
			「原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」 「自動減圧, 代替自動減圧起動阻止による原子炉出力急上昇防止」 「ほう酸水注入系によるほう酸水注入操作」 「原子炉水位低下操作」	(1.1)	ほう酸水貯蔵タンク	ほう酸水貯蔵タンク	2分以内 3分以内 6分以内
③ 原子炉停止戦略 (1) (2)							

(注) 各手順, 各設備の保管場所・数量等については, 今後の訓練, 検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (2/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)					
③ 原子炉停止戦略 (2/2)	「制御棒手動挿入」	(1.1)	-	-	-	7分以内	中央制御室運転員 2名					
	「代替制御棒手動挿入」					6分以内						
④ 原子炉圧力容器への注水戦略 (1/2)	「選択制御棒手動挿入」	(1.1)	-	-	事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	7分以内	現場運転員 2名					
	「手動スクラム」					16分以内						
④ 原子炉圧力容器への注水戦略 (1/2)	「原子炉保護系電源スイッチ切」	(1.1)	-	-	-	22分以内	現場運転員 2名					
	「スクラムシステム電源スイッチ」					47分以内						
④ 原子炉圧力容器への注水戦略 (1/2)	「スクラムバイパスの排出」	(1.1)	-	-	-	現場操作	現場運転員 2名					
	「スクラムバイパス」					37分以内						
④ 原子炉圧力容器への注水戦略 (1/2)	「高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	<ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 高圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数: 1台(容量:約320m³/h、全揚程:約1,050m/h、約1,050m³/h) 全揚程:約890m、約260m) 高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ 配備数: 1台(容量:約240m³/h、全揚程:約30m) 高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ 配備数: 1台(容量:約340m³/h、全揚程:約35m) 高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 配備数: 1基(伝熱容量:約2.67MW) 	<ul style="list-style-type: none"> 復水貯蔵タンク サブプレッジョン・チェンバ 	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名					
	「復水・給水系による原子炉圧力容器への注水」							復水器	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	
	「原子炉隔離時冷却系(中央操作)による原子炉圧力容器への注水」							復水貯蔵タンク サブプレッジョン・チェンバ	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	
	「高圧原子炉代替注水系(中央操作)による原子炉圧力容器への注水」							高圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 1台(容量:約100m ³ /h、全揚程:約120m、約900m)	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	
	「制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」							制御棒駆動水圧ポンプ 配備数: 2台(容量:約31m ³ /h、全揚程:約54m、約54m ³ /h、全揚程:約1,266m、約860m)	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	
	「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水」							ほう酸水注入ポンプ 配備数: 2台(容量:約10m ³ /h、全揚程:約870m)	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	
	「高圧原子炉代替注水系(現場操作)による原子炉圧力容器への注水」							高圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 1台(容量:約75m ³ /h、全揚程:約918m)	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系テラストタンク 復水輸送系等	ほう酸水貯蔵タンク 補給	電源有の場合(現場操作) 1時間以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名
	「原子炉隔離時冷却系(現場操作)による原子炉圧力容器への注水」							原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数: 1台(容量:約100m ³ /h、全揚程:約120m、約900m)	サブプレッジョン・チェンバ	-	電源無の場合(現場操作) 1時間15分以内	現場運転員 4名
	「逃がし安全弁による原子炉減圧」							逃がし安全弁 配備数: 12個(うち自動減圧機能付き6個)	サブプレッジョン・チェンバ	-	電源無の場合(現場操作) 1時間以内	現場運転員 4名
	「タービン・バイパス弁による原子炉減圧」							タービン・バイパス弁 配備数: 6個	サブプレッジョン・チェンバ	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名 中央制御室運転員 1名

(注)各手順、各設備の保管場所・数量等については、今後の訓練、検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (5/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	
④-1 原子炉格納容器蒸気発生抑制設備(炉心損傷前)(1/3)	○事故時操作要領書(微減ベース), AM設備別操作要領書, 原子炉格納容器内へのスプレイ	「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」	・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約230m ³ /h/台, 揚程: 約190m)	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントローラセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 30分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	
	「復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」	「復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」	・復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約85m ³ /h/台, 揚程: 約70m)	復水貯蔵タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	
	「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」	「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」	・補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約72m ³ /h/台, 揚程: 約80m) ・消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約60m ³ /h/台, 揚程: 約60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	
	「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ」	「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ」	・大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約168m ³ /h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa)	輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	非常用コントローラセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 25分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	
	「ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」	「ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」	・ドライウエル冷却装置 配備数: 6台	—	—	電源無の場合 (現場弁操作等) 40分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	
	「原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)による除熱」	「原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む)による除熱」	・原子炉補機海水ポンプ 配備数: 4台(容量: 約2,000m ³ /h/台, 全揚程: 約50m) ・原子炉補機冷却水ポンプ 配備数: 4台(容量: 約1,700m ³ /h/台, 全揚程: 約57m) ・原子炉補機冷却系熱交換器 配備数: 6基(熱交換器容量: 約10MW/基)	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	—	現場操作 2時間10分以内	緊急時対策要員12名	
						格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	現場操作 3時間10分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
						格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(西)を使用する場合	現場操作 2時間10分以内	
						格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	電源有の場合 45分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
						—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名

注)各手順,各設備の保管場所・数量等については,今後の訓練,検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対芯手順書等及び設備一覧 (6/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	
④ 1 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷復旧)	「原子炉補機代替冷却系による除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約9.1MW) 移動式代替熱交換設備(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(熱交換器容量: 約23MW/台) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	系統構成 移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保 大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保	電源有の場合(現場操作) 1時間40分以内 現場操作 7時間20分以内 現場操作 7時間以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員15名 緊急時対策要員6名	
			<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約9.1MW) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	系統構成 大型送水ポンプ車による除熱	電源有の場合(現場操作) 1時間20分以内 現場操作 7時間以内	中央制御室運転員1名 現場運転員4名 緊急時対策要員6名	
	「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」	(1.5) (1.6) (1.7)		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約1,200m³/h/台, 全揚程: 約100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約9.1MW) 	サブプレッジョン・チェンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員1名
				<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約1,200m³/h/台, 全揚程: 約100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約9.1MW) 	サブプレッジョン・チェンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員1名
	「残留熱代替冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」			<ul style="list-style-type: none"> 残留熱代替除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約150m³/h/台, 揚程: 約70m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 1台(伝熱容量: 約9.1MW) 移動式代替熱交換設備(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(熱交換器容量: 約23MW/台) 大型送水ポンプ車(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.2MPa) 	サブプレッジョン・チェンバ	—	電源有の場合(現場操作) 1時間5分以内 現場操作 7時間40分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 中央制御室運転員1名 現場運転員2名
				<ul style="list-style-type: none"> 残留熱代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合 原子炉補機代替冷却系の系統構成 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物内接続口を使用した場合	現場操作 7時間20分以内 現場操作 7時間以内	緊急時対策要員15名 緊急時対策要員6名

(注)各手順,各設備の保管場所・数量等については,今後の訓練,検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (7/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)
④ 1 原子炉格納容器除熱戦略(心損抑制)(3/3)	「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	<ul style="list-style-type: none"> 第1ベントフィルタスクラップ容器 配備数:4基(設計流量:約9.8kg/s) 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 配備数:1基 遠隔手動弁操作機構 圧力開放板 配備数:1個 可搬式窒素供給装置(保管場所: E L.50m, E L.8.5m) 配備数:2台(容量:約100m³/h[noirma])/台 大量送水車(保管場所: E L.44m, E L.13~33m, E L.8.5m) 配備数:3台(容量:約168m³/h/台,吐出圧力:約0.85MPa) 	-	非常用コントロールセンター切替機が使用不可な場合 格納容器ベント準備完了まで 中央操作 非常用コントロールセンター切替機が使用不可な場合 格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始まで 現場操作	電源有の場合(現場操作) 45分以内 電源有の場合 10分以内 電源無の場合(現場操作) 2時間50分以内 現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名
	「耐圧強化ベントライトインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	<ul style="list-style-type: none"> 遠隔手動弁操作機構 可搬式窒素供給装置(保管場所: E L.50m, E L.8.5m) 配備数:2台(容量:約100m³/h[noirma])/台 	輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2)	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口(建物内)(原子炉建物付属棟西側扉)を使用した場合 可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン建物北側扉)を使用した場合	現場操作 2時間以内 現場操作 6時間40分以内	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員4名

(注)各手順,各設備の保管場所・数量等については,今後の訓練,検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (9/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)
⑥ 2 原子炉格納容器除熱運転(炉心損傷後)(2/3)	「大型送水ポンプ車による除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約9.1MW) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	系統構成 大型送水ポンプ車による除熱	電源有の場合(現場操作) 1時間20分以内 現場操作 7時間以内	中央制御室運転員1名 現場運転員4名 緊急時対策要員6名
			<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約1,200m³/h/台, 全揚程: 約100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約9.1MW) 	サブプレッショ・チェンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員1名
	「残留熱除去系電源復旧後のサブプレッショ・プール水の除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約1,200m³/h/台, 全揚程: 約100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約9.1MW) 	サブプレッショ・チェンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員1名
			<ul style="list-style-type: none"> 残留熱代替除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約150m³/h/台, 揚程: 約70m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 1台(伝熱容量: 約9.1MW) 移動式代替熱交換設備(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 熱交換器容量: 約23MW/台 大型送水ポンプ車(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.2MPa) 	サブプレッショ・チェンバ	原子炉格納容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合	電源有の場合(現場操作) 1時間5分以内 電源有の場合(現場操作) 45分以内 現場操作 1時間40分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
	「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約230m³/h/台, 揚程: 約190m) 復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約85m³/h/台, 揚程: 約70m) 	—	原子炉補機代替冷却系の系統構成 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物内接続口を使用した場合	原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 現場操作 7時間20分以内 現場操作 7時間以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員15名
			<ul style="list-style-type: none"> 補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約72m³/h/台, 揚程: 約80m) 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約60m³/h/台, 揚程: 約60m) 	復水貯蔵タンク 補助消火水槽 ろ過水タンク	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合 A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合(現場操作) 30分以内 電源有の場合(現場操作) 中央制御室操作 電源有の場合(現場操作等) 30分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 中央制御室運転員1名 現場運転員2名
	「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約72m³/h/台, 揚程: 約80m) 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約60m³/h/台, 揚程: 約60m) 	—	原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 現場操作 7時間以内	電源有の場合(現場操作) 中央制御室操作 電源有の場合(現場操作等) 30分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
			<ul style="list-style-type: none"> 補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約72m³/h/台, 揚程: 約80m) 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約60m³/h/台, 揚程: 約60m) 	補助消火水槽 ろ過水タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合(現場操作) 中央制御室操作 電源有の場合(現場操作等) 30分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名

(注)各手順,各設備の保管場所・数量等については,今後の訓練,検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (10/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)
⑥-2 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)(3/3)	「格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス」	技術的能力に係る審査基準の該当項目	<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車(保管場所: E L 44m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約168m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場) 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 25分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
					電源無の場合(現場弁操作等) 40分以内 現場操作 2時間10分以内 現場操作 3時間10分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員12名	
⑥-2 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)(3/3)	「ドライウエール冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	<ul style="list-style-type: none"> ドライウエール冷却装置 配備数: 6台 第1ベントフィルタスクラバ容器 配備数: 4基(設計流量: 約9.8kg/s) 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 配備数: 1基 遠隔手動弁操作機構 圧力開放板 配備数: 1個 可搬式窒素供給装置(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数: 2台(容量: 約100m³/h[norma]) /台 大量送水車(保管場所: E L 44m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約168m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	-	中央操作 中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名	電源有の場合(現場操作) 45分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
					非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合 格納容器ベント準備完了まで 中央操作 非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合 格納容器ベント基礎到達から格納容器ベント開始まで 現場操作 電源有の場合 10分以内 現場操作 2時間50分以内	電源有の場合(現場操作) 2時間10分以内 現場操作 2時間10分以内 現場操作 2時間以内 現場操作 6時間40分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名 中央制御室運転員1名 緊急時対策要員12名 中央制御室運転員1名 緊急時対策要員4名

(注) 各手順, 各設備の保管場所・数量等については, 今後の訓練, 検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (11/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)		
⑦ 燃料プール注水戦略	○事故時操作要領書(微候ベース),原子力災害対策手順書 「燃料プール補給水系による燃料プールへの注水」	(1.11)	燃料プール補給水ポンプ 配備数:1台(容量:約30m ³ /h,揚程:約70m)	復水貯蔵タンク	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名		
	「復水輸送系による燃料プールへの注水」		復水輸送ポンプ 配備数:3台(容量:約85m ³ /h/台,揚程:約70m)	復水貯蔵タンク	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名		
	「消火系による燃料プールへの注水」		補助消火ポンプ 配備数:2台(容量:約72m ³ /h/台,揚程:約80m) 消火ポンプ 配備数:2台(容量:約60m ³ /h/台,揚程:約60m)	補助消火水槽 ろ過タンク	—	電源有の場合(現場操作) 40分以内 電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員4名 現場運転員2名		
	「燃料プールのスプレイズ系(可搬型スプレイズ)による燃料プールへの注水又はスプレイズ」		大量送水車(保管場所: E L 44m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数:3台(容量:約168m ³ /h/台,吐出圧力:約0.85MPa) 可搬型スプレイズ(保管場所:原子炉建物1階又は2階) 配備数:3台	輸谷貯水槽(西1), 輸谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	—	—	現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員12名	
	「放水砲による放水」		大型送水ポンプ車(保管場所: E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数:2台(容量:約1,800m ³ /h/台,吐出圧力:約1.4MPa) 放水砲(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:2台	輸谷貯水槽(西1), 輸谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	—	—	現場操作 4時間30分以内	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員12名	
	「サイフォンブレイク機能による漏えい抑制」		サイフォンブレイク機能	—	—	—	—(操作不要)	—	
	「燃料プール漏えい緩和」		シーリング材 接着剤 ステンレス銅板 吊り降ろロープ	—	—	—	—	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員3名	
	○事故時操作要領書(微候ベース),原子力災害対策手順書 「燃料プール冷却系による除熱」		(1.11)	燃料プール冷却ポンプ 配備数:2台(容量:約200m ³ /h/台,全揚程:約85m) 燃料プール冷却系熱交換器 配備数:2基(伝熱容量:約1.9MW/基)	—	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員1名
	○原子力災害対策手順書 「大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」			大型送水ポンプ車(保管場所: E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数:2台(容量:約1,800m ³ /h/台,吐出圧力:約1.4MPa) 放水砲(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:2台	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	—	—	現場操作 4時間30分以内	緊急時対策要員12名
	「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」			放射性物質吸着材(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:4組	—	—	—	現場操作 4時間20分以内	緊急時対策要員5名
	「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」			シルトフェンス(2号炉放水接合槽用)(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:約40m シルトフェンス(輸谷湾用)(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:約680m 小型船舶(保管場所: E L 50m, E L 8.5m) 配備数:2隻	2号炉放水接合槽への1重目のシルトフェンス設置の場合 輸谷湾への1重目のシルトフェンスの設置の場合	—	—	現場操作 3時間以内 現場操作 24時間以内	緊急時対策要員7名 緊急時対策要員7名

注)各手順,各設備の保管場所・数量等については,今後の訓練,検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (12/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)
⑩ 電源施設戦略 (1/2)	<p>○事故時操作要領書(微候ベース), AM設備別操作要領書, 原子力災害対策手順書</p> <p>「ガスタービン発電機」によるM/C C系及びM/C D系受電</p> <p>「ガスタービン発電機」によるSAロードセンタ及びSAコントロール受電</p> <p>「高圧発電機」によるSAロードセンタ及びSAコントロール受電</p> <p>「号炉間電力融通ケーブル(常設)」を使用したM/C C系又はM/C D系受電</p> <p>「号炉間電力融通ケーブル(可搬型)」を使用したM/C C系又はM/C D系受電</p> <p>「高圧発電機」によるM/C C系又はM/C D系受電</p>	(1.14)	<ul style="list-style-type: none"> ・ガスタービン発電機 ・配備数: 2台(容量: 約6,000kVA/台, 電圧: 6.9kV) ・ガスタービン発電機用サービスタタンク ・配備数: 2基(容量: 約7.9m³/基) ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・配備数: 2台(容量: 約4.0m³/h/台, 吐出圧力: 約0.5MPa) ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・配備数: 1基(容量: 約560m³/基) ・M/C C系 ・M/C D系 ・緊急用メタクラ 	-	M/C D系受電の場合 (中央制御室からの起動)	40分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
			<ul style="list-style-type: none"> ・ガスタービン発電機 ・配備数: 2台(容量: 約6,000kVA/台, 電圧: 6.9kV) ・ガスタービン発電機用サービスタタンク ・配備数: 2基(容量: 約7.9m³/基) ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・配備数: 2台(容量: 約4.0m³/h/台, 吐出圧力: 約0.5MPa) ・ガスタービン発電機用軽油タンク ・配備数: 1基(容量: 約560m³/基) ・緊急用メタクラ ・SAロードセンタ 	-	M/C C系受電の場合 (現場からの起動)	1時間10分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名
			<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・配備数: 1台(容量: 約4,000kVA, 電圧: 6.9kV) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料タンク ・配備数: 1基(容量: 約9m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約4.0m³/h, 吐出圧力: 約0.54MPa) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・配備数: 1基(容量: 約170m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約240m³/h, 全揚程: 約30m) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約340m³/h, 全揚程: 約35m) ・M/C C系 ・M/C D系 ・号炉間電力融通ケーブル(常設) 	-	中央制御室からの起動	10分以内	中央制御室運転員1名
			<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・配備数: 1台(容量: 約4,000kVA, 電圧: 6.9kV) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料タンク ・配備数: 1基(容量: 約9m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約4.0m³/h, 吐出圧力: 約0.54MPa) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・配備数: 1基(容量: 約170m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約240m³/h, 全揚程: 約30m) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約340m³/h, 全揚程: 約35m) ・M/C C系 ・M/C D系 ・号炉間電力融通ケーブル(可搬型) 	-	現場からの起動	55分以内	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員2名
			<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・配備数: 1台(容量: 約4,000kVA, 電圧: 6.9kV) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料タンク ・配備数: 1基(容量: 約9m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約4.0m³/h, 吐出圧力: 約0.54MPa) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・配備数: 1基(容量: 約170m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約240m³/h, 全揚程: 約30m) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約340m³/h, 全揚程: 約35m) ・M/C C系 ・M/C D系 ・号炉間電力融通ケーブル(常設) 	-	-	1時間20分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
			<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・配備数: 1台(容量: 約4,000kVA, 電圧: 6.9kV) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料タンク ・配備数: 1基(容量: 約9m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約4.0m³/h, 吐出圧力: 約0.54MPa) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・配備数: 1基(容量: 約170m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約240m³/h, 全揚程: 約30m) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約340m³/h, 全揚程: 約35m) ・M/C C系 ・M/C D系 ・号炉間電力融通ケーブル(可搬型) 	-	-	1時間35分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
			<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・配備数: 1台(容量: 約4,000kVA, 電圧: 6.9kV) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料タンク ・配備数: 1基(容量: 約9m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約4.0m³/h, 吐出圧力: 約0.54MPa) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・配備数: 1基(容量: 約170m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約240m³/h, 全揚程: 約30m) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約340m³/h, 全揚程: 約35m) ・M/C C系 ・M/C D系 ・号炉間電力融通ケーブル(可搬型) 	-	-	4時間25分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員3名
			<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・配備数: 1台(容量: 約4,000kVA, 電圧: 6.9kV) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料タンク ・配備数: 1基(容量: 約9m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約4.0m³/h, 吐出圧力: 約0.54MPa) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・配備数: 1基(容量: 約170m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約240m³/h, 全揚程: 約30m) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約340m³/h, 全揚程: 約35m) ・M/C C系 ・M/C D系 ・号炉間電力融通ケーブル(可搬型) 	-	原子炉建物西側の高圧発電機車接続 プラグ取納箱に接続する場合	現場操作 4時間35分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員3名
			<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ・配備数: 1台(容量: 約4,000kVA, 電圧: 6.9kV) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料タンク ・配備数: 1基(容量: 約9m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約4.0m³/h, 吐出圧力: 約0.54MPa) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ・配備数: 1基(容量: 約170m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約240m³/h, 全揚程: 約30m) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・配備数: 1台(容量: 約340m³/h, 全揚程: 約35m) ・M/C C系 ・M/C D系 ・号炉間電力融通ケーブル(可搬型) 	-	原子炉建物南側の高圧発電機車接続 プラグ取納箱に接続する場合 ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ 接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 4時間35分以内 現場操作 4時間35分以内 現場操作 4時間40分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員3名

(注) 各手順, 各設備の保管場所・数量等については, 今後の訓練, 検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フロー(13/14)における対応手順書等及び設備一覧 (13/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)
④ 電源確保戦略(2/2)	「高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電」	「所内常設蓄電式直流電源設備による給電」	<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量: 約500kVA/台, 電圧: 6.6kV) M/C C系 M/C D系 緊急用メタクラ SAロードセンタ 	-	原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ取納箱に接続する場合	現場操作 4時間35分以内	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員3名
			<ul style="list-style-type: none"> B-115V系蓄電池 B1-115V系蓄電池(SA) SA用115V系蓄電池 230V系蓄電池(RCIC) B-115V系充電器盤 B1-115V系充電器盤(SA) SA用115V系充電器盤 230V系充電器盤(RCIC) 	-	原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ取納箱に接続する場合 ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合 B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池池(SA)及びSA用115V系蓄電池による給電 B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)受電切替え完了及び不要負荷切離し操作完了まで A-115V系充電器盤, 中央制御室監視計器C系受電完了まで B-115V系充電器盤, B1-115V系充電器盤(SA), SA用115V系充電器盤, 230V系充電器盤(RCIC)及び中央制御室監視計器D系受電完了まで	(操作不要) 30分以内 20分以内 20分以内	現場運転員2名 中央制御室運転員1名 現場運転員2名
④ 電源確保戦略(2/2)	「可搬型直流電源設備による給電」	(1.14)	<ul style="list-style-type: none"> 115V系蓄電池(3系統目) 	-	-	20分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名
			<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量: 約500kVA/台, 電圧: 6.6kV) B1-115V系充電器盤(SA) SA用115V系充電器盤 230V系充電器盤(常用) 	原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ取納箱に接続の場合 原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ取納箱に接続の場合 ガスタービン発電機建物 (緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 5時間10分以内 現場操作 5時間10分以内 現場操作 5時間50分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員3名	
④ 電源確保戦略(2/2)	「直流給電車による直流盤への給電」	「号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電」	<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量: 約500kVA/台, 電圧: 6.6kV) 直流給電車115V(保管場所: E L 50m) 配備数: 1台 直流給電車230V(保管場所: E L 50m) 配備数: 1台 	-	廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ取納箱に接続の場合 (B-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC)) 原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ取納箱に接続の場合(B-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用))	現場操作 4時間15分以内 現場操作 4時間15分以内	現場運転員2名 緊急時対策要員3名
			<ul style="list-style-type: none"> 号炉間連絡ケーブル 	-	現場操作 55分以内	現場運転員2名	

(注)各手順, 各設備の保管場所・数量等については, 今後の訓練, 検討結果等によって見直す可能性がある。

第1表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧 (14/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)
水 源 保 障	○原子力災害対策手順書						
	「大量送水車による補給」		<ul style="list-style-type: none"> ・ 大型送水車(保管場所: E L44m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約168m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1), 輪谷貯水槽(西2) 純水タンク 1号ろ過水タンク 2号ろ過水タンク 非常用ろ過水タンク	低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクへの補給 低圧原子炉代替注水槽への補給 復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 2時間10分以内 現場操作 1時間50分以内 現場操作 1時間30分以内	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員12名
	「大量送水車又は大型送水ポンプ車による補給」	(1.13)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 大型送水ポンプ車(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.4MPa) ・ 大型送水車(保管場所: E L44m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約168m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(東2) 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	大量送水車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給 大型送水車による復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 2時間30分以内 現場操作 3時間40分以内 現場操作 2時間10分以内 現場操作 3時間50分以内	緊急時対策要員12名 中央制御室運転員1名 緊急時対策要員12名
	「大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車(2台)による補給」		<ul style="list-style-type: none"> ・ 大型送水ポンプ車(保管場所: E L50m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.4MPa) ・ 大型送水車(保管場所: E L50m, E L44m, E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 5台(容量: 約168m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	低圧原子炉代替注水槽への補給	現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員1名 緊急時対策要員12名
燃 料 補 給	○原子力災害対策手順書						
	「ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給」	(1.14)	<ul style="list-style-type: none"> ・ タンクローリ(保管場所: E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 2台(容量: 約3.0m³/台) ・ ガスタービン発電機用軽油タンク 配備数: 1基(容量: 約560m³/基) ・ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数: 2基(容量: 約170m³/基) ・ 高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数: 3基(容量: 約100m³/基) ・ タンクローリ(保管場所: E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 1基(容量: 約170m³/基) 	ガスタービン発電機用軽油タンクから補給の場合(タンクローリ1台当たり) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから補給の場合(タンクローリ1台当たり)	1時間50分以内 2時間30分以内	緊急時対策要員2名	
	「タンクローリから各機器等への給油」		<ul style="list-style-type: none"> ・ タンクローリ(保管場所: E L13~33m, E L8.5m) 配備数: 2台(容量: 約3.0m³/台) 	タンクローリ1台当たり	30分以内	緊急時対策要員2名	

(注)各手順, 各設備の保管場所・数量等については, 今後の訓練, 検討結果等によって見直す可能性がある。

外部事象に対する対応操作の適合性について

- 航空機衝突に対する各対応操作の通用性の評価
 ○：衝突箇所に對して多重性を有している設備に期待する手順
 △：衝突箇所によって使用可能である設備に期待する手順
 ×：損傷する可能性が高い設備に期待する手順
- 地震に対する各対応操作の通用性の評価
 ○：基準地震動 Ss を満足する設備に期待する手順
 △：基準地震動 Ss を満足しない設備に期待する手順
 ×：基準地震動 Ss を満足しない設備に期待する手順
- 津波に対する各対応操作の通用性の評価
 ○：基準津波に對して一定程度裕度を有する設備に期待する手順
 △：基準津波に對して一定程度裕度を有する設備に期待する手順
 ×：基準津波に對して一定程度裕度を有する設備に期待する手順

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
① アセスメント確保戦略	○原子力災害対策手順書 「ホイールローダによるがれき撤去」	(1.0) (2.1)	・ホイールローダ(保管場所:E.L.50m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数:3台(バケット容量:約3.4m ³ /台)	-	被災状況・規模により所要時間は変動	約1.3km/h	緊急時対策要員2名	○	○	○	-
	○原子力災害対策手順書 「化学消防自動車等による泡消火」	(1.12)	・化学消防自動車(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:2台(容量:約2,800L/min/台,吐出圧力:約0.85MPa) ・小型動力ポンプ付水槽車(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:2台(容量:約2,800L/min/台,吐出圧力:約0.85MPa) ・小型放水砲(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:2台 ・泡消火薬剤(3%) (保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:2組(容量:約1,500L/組) ・泡消火薬剤(1%) (保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:4個(容量:約1,000L/個) ・大型送水ポンプ車(保管場所:E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数:2台(容量:約1,800m ³ /h/台,吐出圧力:約1.4MPa) ・放水砲(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:2台 ・泡消火薬剤(1%) (保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:6個(容量:約1,000L/個)	消火栓(過水タンク, 補助消火水槽) 過水タンク 補助消火水槽 純水タンク 海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	化学消防自動車等による泡消火 1時間10分~消火開始 小型放水砲等による泡消火 1時間40分~消火開始	自衛消防隊7名 緊急時対策要員12名	1時間10分~消火開始 5時間10分以内	○ ○ ○	○ ○ ○	○ ○ ○	-
② 消火戦略	「大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火」										
	○事故時操作要領書(微候ベース)		・ATWS 緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	-	事故時操作要領書(微候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	2分以内		△	○	○	-
	「原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」	(1.1)	・自動減圧起動阻止スイッチ ・代替自動減圧起動阻止スイッチ ・ほう酸水注入ポンプ 配備数:2台(容量:約10m ³ /h/台,全揚程:約870m)	-		3分以内 6分以内	中央制御室運転員2名	△ △	○ ○	○ ○	- -
③ 原子炉停止戦略	「ほう酸水注入系によるほう酸水注入操作」			ほう酸水貯蔵タンク							

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手前成立のために必要な手順						
③ 原子炉停止戦略	「原子炉水位低下操作」		<ul style="list-style-type: none"> ・復水ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 2,700m³/h/台) ・復水昇圧ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 2,700m³/h/台) ・タービン駆動給水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 2,900m³/h/台) ・電動機駆動給水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,400m³/h/台) ・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 100m³/h, 全揚程: 約 120m~約 900m) 	復水器	事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	6分以内	中央制御室運転員 2名	△	×	△	-						
			<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 320m³/h~約 1,050m³/h, 全揚程: 約 890m~約 260m) 														
	「制御棒手動挿入」 「代替制御棒手動挿入」 「選択制御棒手動挿入」 「手動スクラム」 「原子炉保護系電源スイッチ切」 「スクラムテストスイッチによる個別スクラム」 「スクラムバイロケット弁用制御空気の排出」		(1.1)	-	-	事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	7分以内	中央制御室運転員 2名	△	×	○	-					
				-	-		6分以内	中央制御室運転員 2名	△	○	○	-					
				-	-		7分以内	中央制御室運転員 2名	△	○	○	-					
				-	-		16分以内	中央制御室運転員 2名	△	○	○	-					
				-	-		22分以内	現場運転員 2名	△	○	○	-					
				-	-		47分以内	現場運転員 2名	△	×	○	-					
				-	-		現場操作	現場運転員 2名	△	×	○	-					
				-	-		37分以内	現場運転員 2名	△	×	○	-					
④ 原子炉圧力容器への注水戦略	「高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」		<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 320m³/h~約 1,050m³/h, 全揚程: 約 890m~約 260m) ・高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 240m³/h, 全揚程: 約 30m) ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 340m³/h, 全揚程: 約 35m) ・高圧炉心スプレイ補機冷却熱交換器 配備数: 1基(圧熱容量: 約 2.67MW) 	復水貯蔵タンク サブプレッション・チ エンバ	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保						
			<ul style="list-style-type: none"> ・復水ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 2,700m³/h/台) ・復水昇圧ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 2,700m³/h/台) ・電動機駆動原子炉給水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,400m³/h/台) ・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数: 1台(容量: 約 100m³/h, 全揚程: 約 120m~約 900m) 														
	「復水・給水系による原子炉圧力容器への注水」 「原子炉隔離時冷却系(中央操作)による原子炉圧力容器への注水」 「高圧原子炉代替注水系(中央操作)による原子炉圧力容器への注水」 「制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」		(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	-	復水器	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	×	△	・電源確保					
				-	復水貯蔵タンク サブプレッション・チ エンバ								電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	△
				-	復水貯蔵タンク サブプレッション・チ エンバ								電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	△
				-	復水貯蔵タンク サブプレッション・チ エンバ								電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	△
				-	復水貯蔵タンク サブプレッション・チ エンバ								電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	△
				-	復水貯蔵タンク サブプレッション・チ エンバ								電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	×	○
				-	復水貯蔵タンク サブプレッション・チ エンバ								電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○
				-	復水貯蔵タンク サブプレッション・チ エンバ								電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	×	○

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順	
④ 原子炉圧力容器への注水戦略	「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	・ほう酸水注入ポンプ 配備数: 2台(容量: 約10m ³ /h/台, 全揚程: 約870m)	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 テストタンク 復水輸送系等	— ほう酸水貯蔵タンク補給 ほう酸水注入系テストタンク補給	電源有の場合 中央制御室操作 (現場操作) 1時間以内 電源有の場合 (現場操作) 1時間15分以内	中央制御室運転員 1名 中央制御室運転員 1名 現場運転員2名	△ △ △	○ ○ ×	○ ○ ○	— — ・電源確保	
	「高圧原子炉代替注水系(現場操作)による原子炉圧力容器への注水」		・高圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 1台(容量: 約75m ³ /h, 揚程: 約918m)	サブプレッション・チェンバ	—	—	電源無の場合 (現場操作) 35分以内	現場運転員4名	△	○	○	—
	「原子炉隔離時冷却系(現場操作)による原子炉圧力容器への注水」		・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数: 1台(容量: 約100m ³ /h, 全揚程: 120m~約900m)	復水貯蔵タンク サブプレッション・チェンバ	—	—	電源無の場合 (現場操作) 1時間以内	現場運転員4名	△	○	○	—
	「逃がし安全弁による原子炉減圧」		・逃がし安全弁 配備数: 12個(うち自動減圧機能付き6個)	—	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保
	「タービン・バイパス弁による原子炉減圧」		・タービン・バイパス弁 配備数: 6個	—	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	×	○	—
	「主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助蒸室)接続による原子炉減圧」		・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助蒸室) 配備数: 4個 ・SRV用電源切替盤	—	—	—	現場操作 1時間20分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名	△	○	○	—
	「主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)接続による原子炉減圧」		・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物) 配備数: 1個	—	—	—	現場操作 1時間30分以内	現場運転員2名 緊急時対策要員2名	△	○	○	—
	「窒素ガス代替供給設備による原子炉減圧」		・逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備	—	—	—	現場操作 1時間10分以内	現場運転員2名 緊急時対策要員2名	△	○	○	—
	「逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保」		・逃がし安全弁用窒素ガスポンプ 配備数: 30個(容量: 約47L/個, 充填圧力: 約15MPa)	—	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	—
	「低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」		・低圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数: 1台(容量: 約1,050m ³ /h, 揚程: 約190m)	—	サブプレッション・チェンバ	—	現場操作 25分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名	△	○	○	・電源確保
	「残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水」		・残留熱除去ポンプ 配備数: 3台(容量: 約1,200m ³ /h/台, 揚程: 約100m)	—	サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保
	「低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」		・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約230m ³ /h/台, 揚程: 約190m)	—	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合 (現場操作) 20分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名	△	○	○	・電源確保

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
① 原子炉圧力容器への注水設備	「復水輸送系による原子炉圧力容器への注水」		・復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 85m ³ /h/台, 揚程: 約 70m)	復水貯蔵タンク	A-残留熱除去系注入配管使用 B, C-残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	×	○	・電源確保
			・補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 72m ³ /h/台, 揚程: 約 80m) ・消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 60m ³ /h/台, 揚程: 約 60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	A-残留熱除去系注入配管使用 B, C-残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	×	○	・電源確保
	「低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	・大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m ³ /h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管理棟立坑)	A, B-残留熱除去系注入配管 使用 非常用コンロトルセルタ切 替儘が使用不可な場合 A-残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 (現場操作) 25分以内 電源無の場合 (現場操作) 50分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	○	○	○	・電源確保
					B-残留熱除去系注入配管使用 低圧原子炉代替注水系(可搬 型)接続口(南)又は低圧原子 炉代替注水系(可搬型)接続口 (西)を使用する場合	電源無の場合 (現場操作) 40分以内 現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	○	○	○	・水源確保 ・燃料補給

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
			○事故時操作要領書(シビアアクシデント),AM設備別操作要領書,原子力災害対策手順書								
	「格納容器水素濃度(SA)及び格納容器酸素濃度(SA)による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」		<ul style="list-style-type: none"> 格納容器水素濃度(SA) 配備数:1個(計測範囲:0~100vol%) 格納容器酸素濃度(SA) 配備数:1個(計測範囲:0~25vol%) 	-	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	-
	「格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」		<ul style="list-style-type: none"> 格納容器水素濃度(B系) 配備数:1個(計測範囲:0~5vol%/0~100vol%) 格納容器酸素濃度(B系) 配備数:1個(計測範囲:0~5vol%/0~25vol%) 	-	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	-
	「可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御」		<ul style="list-style-type: none"> 可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロー 配備数:2台(容量:約255m³/h[normal]/台) 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 配備数:2個 	-	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	-
	「可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給」		<ul style="list-style-type: none"> 可搬式窒素供給装置(保管場所:E L.50m, E L.8.5m) 配備数:2台(容量:約100m³/h[normal]/台) 	-	窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口(建物内)(原子炉建物付風棟西側扉)を使用した場合 窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン建物北側扉)を使用した場合	現場操作 2時間以内 現場操作 6時間40分以内	緊急時対策要員2名	○	○	○	-
	「原子炉建物内の水素濃度監視」		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物水素濃度 配備数:7個(計測範囲:0~10vol%/0~20vol%) 	-	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	-
	「静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制」	(1.9) (1.10)	<ul style="list-style-type: none"> 静的触媒式水素処理装置 配備数:18個 	-	-	(操作不要)	-	△	○	○	-
	「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出」		<ul style="list-style-type: none"> 第1ベントフィルタスクラバ容器 配備数:4基(設計流量:約9.8kg/s) 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器 配備数:1基 遠隔手動弁操作機構 圧力開放板 配備数:1個 	-	中央操作 非常用コントロールセンター切替機能が使用不可な場合 現場操作	電源有の場合 (現場操作) 55分以内 電源無の場合 (現場弁操作等) 2時間50分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名 中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名	△	○	○	電源確保
	「原子炉建物燃料取扱普階ブローアアウトバネル開放による水素ガスの排出」		<ul style="list-style-type: none"> 可搬式窒素供給装置(保管場所:E L.50m, E L.8.5m) 配備数:2台(容量:約100m³/h[normal]/台) 大量送水車(保管場所:E L.44m, E L.13~33m, E L.8.5m) 配備数:3台(容量:約168m³/h/台,吐出圧力:約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)	第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り) 可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口(建物内)(原子炉建物付風棟西側扉)を使用した場合 可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン建物北側扉)を使用した場合	現場操作 2時間以内 現場操作 6時間40分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員4名	△	○	△	-
			原子炉建物燃料取扱普階ブローアアウトバネル	-	-	現場操作 1時間30分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員3名	△	○	○	放射線物質拡散抑制 燃料補給
			原子炉建物燃料取扱普階ブローアアウトバネル閉止装置	-	原子炉建物燃料取扱普階ブローアアウトバネル閉止装置閉止状態の場合	現場操作 2時間以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員2名	△	○	○	放射線物質拡散抑制 燃料補給

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
	○事故時操作要領書(微候ベース), AM設備別操作要領書, 原子力災害対策手順書										
	「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 230m³/h/台, 揚程: 約 190m) 復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 85m³/h/台, 揚程: 約 70m) 	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 30分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保 水源確保
	「復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 72m³/h/台, 揚程: 約 80m) 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 60m³/h/台, 揚程: 約 60m) 	復水貯蔵タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合(現場弁操作等) 30分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	×	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保
	「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 72m³/h/台, 揚程: 約 80m) 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 60m³/h/台, 揚程: 約 60m) 	補助消火水槽 ろ過水タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合(現場弁操作等) 30分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	×	×	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保
	「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ」	(1.5) (1.6) (1.7)	<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m³/h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa) 輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 炉取水槽, 3号炉取水 水管点検立坑) 	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 炉取水槽, 3号炉取水 水管点検立坑)	非常用コントロールセンター切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 25分以内 電源無の場合(現場弁操作等) 40分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名 中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保
	「ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」		<ul style="list-style-type: none"> ドライウエル冷却装置 配備数: 6台 	—	格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(西)を使用する場合	現場操作 2時間10分以内 現場操作 3時間10分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 水源確保 燃料補給
	「原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)による除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機海水ポンプ 配備数: 4台(容量: 約 2,000m³/h/台, 全揚程: 約 50m) 原子炉補機冷却水ポンプ 配備数: 4台(容量: 約 1,700m³/h/台, 全揚程: 約 57m) 原子炉補機冷却系熱交換器 配備数: 6基(熱交換器容量: 約 10MW/基) 	海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取水 水管点検立坑)	—	電源有の場合 45分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	×	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保

④ 1 原子炉格納容器除熱戦略(心損防止)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順	
④ 1 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷前)	「原子炉補機代替冷却系による除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 移動式代替熱交換設備(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(熱交換器容量: 約 23MW/台) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保	電源有の場合(現場操作) 1時間40分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	○	△	—	
	「大型送水ポンプ車による除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	系統構成	電源有の場合(現場操作) 1時間20分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 4名	△	○	△	—	
	「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,200m³/h/台, 全揚程: 約 100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	サブレーション・エンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	電源確保	
	「残留熱除去系電源復旧後のサブレーション・プールの除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,200m³/h/台, 全揚程: 約 100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	サブレーション・エンバ	—	中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	電源確保	
	「残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱代替除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 150m³/h/台, 揚程: 約 70m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 1台(伝熱容量: 約 9.1MW) 移動式代替熱交換設備(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(熱交換器容量: 約 23MW/台) 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 	—	原子炉補機代替冷却系の系統構成 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合	電源有の場合(現場操作) 1時間5分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	○	○	電源確保	
							現場操作 1時間40分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	○	○	○	—
							現場操作 7時間20分以内	緊急時対策要員 15名	○	○	○	電源確保 燃料補給
							現場操作 7時間以内	緊急時対策要員 6名	○	○	○	電源確保 燃料補給
							現場操作 7時間以内	緊急時対策要員 6名	○	○	○	電源確保 燃料補給
							現場操作 7時間以内	緊急時対策要員 6名	○	○	○	電源確保 燃料補給
							現場操作 7時間以内	緊急時対策要員 6名	○	○	○	電源確保 燃料補給

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
	「格納容器フィルタタペント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」		<ul style="list-style-type: none"> ・第1ペントフィルタタペント系クラバ容器 ・配備数: 4基(設計流量: 約 9.8kg/s) ・第1ペントフィルタタペント系クラバ容器 ・配備数: 1基 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 ・配備数: 1個 ・可搬式窒素供給装置(保管場所: E.L.50m, E.L.8.5m) ・配備数: 2台(容量: 約 100m³/h [normal]/台) ・大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) ・配備数: 3台(容量: 約 168m³/h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa) 	-	<p>中央操作 非常用コントロールセンター切替 普通が使用不可な場合 格納容器ベント準備完了まで</p> <p>中央操作 非常用コントロールセンター切替 普通が使用不可な場合 格納容器ベント基準到達から 格納容器ベント開始まで</p> <p>現場操作</p>	<p>電源有の場合 (現場操作) 45分以内</p> <p>電源有の場合 10分以内</p> <p>電源無の場合 (現場操作) 2時間50分以内</p> <p>現場操作 2時間10分以内</p> <p>現場操作 2時間以内</p> <p>現場操作 6時間40分以内</p>	<p>中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名</p> <p>中央制御室運転員 1名</p> <p>中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名</p> <p>中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名</p> <p>中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員4名</p>	△	○	○	
		(1.5) (1.6) (1.7)		輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)	<p>第1ペントフィルタタペント系 容器水位調整(水張り)</p> <p>可搬式窒素供給装置を使用し た格納容器フィルタタペント系 の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒 素供給ライン接続口(建物内) (原子炉建物付風極西側扉)を 使用した場合</p> <p>可搬式窒素供給装置を使用し た格納容器フィルタタペント系 の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口(建物 内)(タービン建物北側扉)を 使用した場合</p>		△	○	○	○	・電源確保

⑥ 1 原子炉格納容器除熱戦略(心損復旧前)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑥ 1 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷前)	「耐圧強化ベントトライインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	<ul style="list-style-type: none"> ・遠隔手動弁操作機構 ・可搬式窒素供給装置(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:2台(容量:約100m³/h[normal])/台) 		格納容器ベント準備完了まで	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	
					格納容器ベント基準到達から 格納容器ベント開始まで	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	
				現場操作	電源無の場合 (現場操作) 2時間30分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員4名	△	○	○		
				可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口(建物内) (原子炉建物付風車西側扉)を使用した場合	現場操作 2時間以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員4名	○	○	○	-	
				可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン建物北側扉)を使用した場合	現場操作 6時間40分以内		△	×	△	-	

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑥ 2 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)	「ベデスタル代替注水系(常設)」による原子炉格納容器下部への注水	○事故時操作要領書(シビアアクシデント), AM設備別操作要領書, 原子力災害対策手順書	・ 低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 230m ³ /h/台, 揚程: 約 190m)	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 原子炉格納容器下部水位確保の場合	電源有の場合(現場操作) 30分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	○	○	・ 電源確保 ・ 水源確保
	「復水輸送系」による原子炉格納容器下部への注水	・ 復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約 85m ³ /h/台, 揚程: 約 70m)	復水貯蔵タンク	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	×	○	・ 電源確保
	「消火系」による原子炉格納容器下部への注水	・ 補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 72m ³ /h/台, 揚程: 約 80m) ・ 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 60m ³ /h/台, 揚程: 約 60m)	補助消火水槽 過水タンク	—	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	×	○	・ 電源確保
	「ベデスタル代替注水系(可搬型)」による原子炉格納容器下部への注水	・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m ³ /h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa)	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	輪谷貯水水槽(西1) 輪谷貯水水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 25分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	○	○	○	・ 電源確保
	「原子炉ウエル代替注水系」による原子炉ウエルへの注水	・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m ³ /h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa)	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	輪谷貯水水槽(西1) 輪谷貯水水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	ベデスタル代替注水系(可搬型)接続口(南)又はベデスタル代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合	現場操作 2時間10分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	・ 電源確保 ・ 燃料補給
	「格納容器代替注水系(可搬型)」による原子炉格納容器下部への注水	・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m ³ /h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa)	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	輪谷貯水水槽(西1) 輪谷貯水水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	ベデスタル代替注水系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	現場操作 3時間10分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	○	○	○	・ 電源確保 ・ 燃料補給
	「格納容器代替注水系(可搬型)」による原子炉格納容器下部への注水	・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m ³ /h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa)	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	輪谷貯水水槽(西1) 輪谷貯水水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	格納容器代替注水系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合	現場操作 2時間10分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	・ 電源確保 ・ 燃料補給
	「格納容器代替注水系(可搬型)」による原子炉格納容器下部への注水	・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m ³ /h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa)	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	輪谷貯水水槽(西1) 輪谷貯水水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	格納容器代替注水系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	現場操作 3時間10分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	・ 電源確保 ・ 燃料補給
	「格納容器代替注水系(可搬型)」による原子炉格納容器下部への注水	・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m ³ /h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa)	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	輪谷貯水水槽(西1) 輪谷貯水水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	格納容器代替注水系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	現場操作 3時間10分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	・ 電源確保 ・ 燃料補給
	「格納容器代替注水系(可搬型)」による原子炉格納容器下部への注水	・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m ³ /h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa)	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	輪谷貯水水槽(西1) 輪谷貯水水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	格納容器代替注水系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	現場操作 3時間10分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	・ 電源確保 ・ 燃料補給
	「格納容器代替注水系(可搬型)」による原子炉格納容器下部への注水	・ 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 165m ³ /h/台, 吐出圧力: 約 0.85MPa)	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	輪谷貯水水槽(西1) 輪谷貯水水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	格納容器代替注水系(可搬型)接続口(建物内)を使用する場合	現場操作 3時間10分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	・ 電源確保 ・ 燃料補給

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
	「原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)による除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機海水ポンプ 配備数: 4台(容量: 約 2,000m³/h/台, 全揚程: 約 50m) 原子炉補機冷却水ポンプ 配備数: 4台(容量: 約 1,700m³/h/台, 全揚程: 約 57m) 原子炉補機冷却系熱交換器 配備数: 6基(熱交換器容量: 約 10MW/基) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	—	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保
	「原子炉補機代替冷却系による除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 移動式代替熱交換設備(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(熱交換器容量: 約 23MW/台) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保	電源有の場合 (現場操作) 1時間40分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名	△	○	△	—
	「大型送水ポンプ車による除熱」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 3台(容量: 約 1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約 1.2MPa) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	海水取水箇所(2号炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号炉取水槽, 3号炉取水管点検立坑)	大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保	現場操作 7時間以内	緊急時対策要員 15名	△	○	△	・電源確保 ・燃料補給
	「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,200m³/h/台, 全揚程: 約 100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	サブレーション・チエンバ	—	現場操作 7時間以内	中央制御室運転員 1名	△	○	△	・電源確保 ・燃料補給
	「残留熱除去系電源復旧後のサブレーション・プールの除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約 1,200m³/h/台, 全揚程: 約 100m) 残留熱除去系熱交換器 配備数: 2台(伝熱容量: 約 9.1MW) 	サブレーション・チエンバ	—	現場操作 7時間以内	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保

④ 1-2 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
④ 2 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)	「残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」		<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱代替除去ポンプ 配備数: 2台(容量: 約150m³/h/台、揚程: 約70m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数: 1台(伝熱容量: 約9.1MW) ・移動式代替熱交換設備(保管場所: E L.50m, E L.13~33m, E L.8.5m) ・熱交換器容量: 約23MW/台) ・大型送水ポンプ車(保管場所: E L.50m, E L.13~33m, E L.8.5m) ・配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台、吐出圧力: 約1.2MPa) 	サブレーション・チエンバ	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合 原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合	電源有の場合(現場操作) 1時間5分以内 電源有の場合(現場操作) 45分以内 現場操作 1時間40分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名 中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・電源確保
	「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数: 2台(容量: 約230m³/h/台、揚程: 約190m) 	海水取水箇所(2号炉取水槽、荷揚場、2号炉放水槽、1号炉取水槽、3号炉取水管点検立坑)	原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合 原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物内接続口を使用した場合	現場操作 7時間20分以内 現場操作 7時間以内	緊急時対策要員 15名 緊急時対策要員 6名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・電源確保 ・燃料補給
	「復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	<ul style="list-style-type: none"> ・復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約85m³/h/台、揚程: 約70m) 	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合(現場操作) 30分以内 電源有の場合(現場操作) 30分以内 中央制御室操作 電源有の場合(現場弁操作等) 30分以内 中央制御室操作 電源有の場合(現場弁操作等) 30分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名 中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名 中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名 中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	×	○	<ul style="list-style-type: none"> ・電源確保
	「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> ・補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約72m³/h/台、揚程: 約80m) ・消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約60m³/h/台、揚程: 約60m) 	補助消火水槽 ろ過水タンク	A-残留熱除去系スプレイ配管使用 B-残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合(現場操作) 25分以内 電源無の場合(現場弁操作等) 40分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名 中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	×	○	<ul style="list-style-type: none"> ・電源確保
	「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ」		<ul style="list-style-type: none"> ・大量送水車(保管場所: E L.44m, E L.13~33m, E L.8.5m) ・配備数: 3台(容量: 約168m³/h/台、吐出圧力: 約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号炉取水槽、荷揚場、2号炉放水槽、1号炉取水槽、3号炉取水管点検立坑)	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)又は格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(西)を使用する場合	電源有の場合(現場操作) 2時間10分以内 現場操作 3時間10分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> ・電源確保 ・燃料補給
	「ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」		<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル冷却装置 配備数: 6台 	—	—	電源有の場合 45分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員 2名	△	×	○	<ul style="list-style-type: none"> ・電源確保

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑥ 2 原子炉格納容器除熱戦略(心損復後)	「格納容器フィルタメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」		<ul style="list-style-type: none"> 第1ペントフィルタスクラップ容器 配備数: 4基(設計流量: 約9.8kg/s) 第1ペントフィルタ銀ゼオライト容器 配備数: 1基 遠隔手動弁操作機構 圧力開放板 配備数: 1個 可搬式窒素供給装置(保管場所: E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数: 2台(容量: 約100m³/h[normal]/台) 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約168m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	—	中央操作 非常用コントロールセンター切替機能が使用不可な場合 格納容器ベント準備完了まで 中央操作 非常用コントロールセンター切替機能が使用不可な場合 格納容器ベント基準到達から 格納容器ベント開始まで 現場操作	電源有の場合 (現場操作) 45分以内 電源有の場合 10分以内 電源無の場合 (現場操作) 2時間50分以内 現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名 緊急時対策要員2名 中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	△	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保
			(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	—	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタメント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口(建物内)(原子炉建物付属棟西側扉)を使用した場合 可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタメント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口(建物内)(タービン建物北側扉)を使用した場合	現場操作 2時間以内 現場操作 6時間40分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員4名	○	×	△	—
⑦ 燃料プール注水戦略	○事故時操作要領書(微酸ベース)「原子炉災害対策手順書」			—	—	電源有の場合 中央制御室操作 電源有の場合 中央制御室操作 電源有の場合 (現場操作) 40分以内 電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名 中央制御室運転員 1名 中央制御室運転員 1名 現場運転員2名	△	×	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保
	「燃料プール補給水系による燃料プールへの注水」		<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール補給水ポンプ 配備数: 1台(容量: 約30m³/h, 揚程: 約70m) 	復水貯蔵タンク	—	中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	×	○	<ul style="list-style-type: none"> 電源確保
	「復水輸送系による燃料プールへの注水」	(1.11)	<ul style="list-style-type: none"> 復水輸送ポンプ 配備数: 3台(容量: 約85m³/h/台, 揚程: 約70m) 補助消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約72m³/h/台, 揚程: 約80m) 消火ポンプ 配備数: 2台(容量: 約60m³/h/台, 揚程: 約60m) 	復水貯蔵タンク 補助消火水槽 ろ過水タンク	—	消火栓を使用した場合 復水輸送ラインを使用した場合	中央制御室操作 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名 現場運転員2名	△	×	○

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所、仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑦ 燃料プール注水戦略	「燃料プールスプレレイ系(常設スプレレイヘッド)による燃料プールへの注水又はスプレレイ」	(1.11)	<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約165m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑)	-	現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 水源確保 燃料補給
	「燃料プールスプレレイ系(可搬型スプレレイノズル)による燃料プールへの注水又はスプレレイ」		<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約165m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 可搬型スプレレイノズル(保管場所: 原子炉建物1階又は2階) 配備数: 3台 	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2) 海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑)	-	現場操作 2時間50分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	△	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 水源確保 燃料補給
	「放水砲による放水」		<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 2台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.4MPa) 放水砲(保管場所: E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数: 2台 	海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑)	-	現場操作 4時間30分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	○
	「サイフォンブレイク機能による漏えい抑制」		<ul style="list-style-type: none"> サイフォンブレイク機能 	-	-	- (操作不要)	-	-	-	-	-
	「燃料プール漏えい緩和」		<ul style="list-style-type: none"> シーリング材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ 	-	-	1時間30分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員3名	△	○	○	-

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
④ 燃料プールの除熱戦略	○事故時操作要領書(微候ベース)、「原子力災害対策手順書」 「燃料プール冷却系の復旧による除熱」	(1.11)	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール冷却ポンプ 配備数:2台(容量:約200m³/h/台,全揚程:約88m) 燃料プール冷却系熱交換器 配備数:2基(伝熱容量:約1.9MW/基) 	-	-	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 1名	△	○	○	・電源確保
	○原子力災害対策手順書		<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所:E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数:2台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.4MPa) 放水砲(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:2台 	海水取水箇所(2号炉取水槽,荷揚場,2号炉放水槽,1号炉取水槽,3号炉取水管点検立坑)	-	現場操作 4時間30分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	・燃料補給
⑤ 放射性物質拡散抑制戦略	「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」	(1.12)	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質吸着材(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:4組 	-	-	現場操作 4時間20分以内	緊急時対策要員5名	○	○	△	-
	「シルトフェンセスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」		<ul style="list-style-type: none"> シルトフェンセス(2号炉放水接合槽用)(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:約40m シルトフェンセス(輪谷湾用)(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:約680m 小型船舶(保管場所:E.L.50m, E.L.8.5m) 配備数:2隻 	2号炉放水接合槽への1重目のシルトフェンセス設置の場合	輪谷湾への1重目のシルトフェンセス設置の場合	現場操作 3時間以内	緊急時対策要員7名	○	○	△	-

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
	「高圧発電機車によるSAロードセントラ及びSAコントロールセントラ受電」		<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量: 約500kVA/台, 電圧: 6.6kV) M/C C系 M/C D系 緊急用メタクラ SAロードセントラ 	-	原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ取納箱に接続する場合 原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ取納箱に接続する場合 ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 4時間35分以内 現場操作 4時間35分以内 現場操作 4時間40分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員3名	○	○	○	燃料補給
	「所内常設蓄電式直流電源設備による給電」		<ul style="list-style-type: none"> B-115V系蓄電池 B1-115V系蓄電池(SA) SA用115V系蓄電池 230V系蓄電池(RCIC) B-115V系充電器盤 B1-115V系充電器盤(SA) SA用115V系充電器盤 230V系充電器盤(RCIC) 	-	B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)及びSA用115V系蓄電池による給電 B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)受電切替え完了及び不要負荷切離し操作完了まで A-115V系充電器盤, 中央制御室監視計器C系受電完了まで	(操作不要) 30分以内 20分以内	現場運転員2名 1名 中央制御室運転員1名 現場運転員2名	△	○	○	-
	「所内常設直流電源設備(3系統目)による給電」	(1.14)	<ul style="list-style-type: none"> 115V系蓄電池(3系統目) 	-	-	20分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名	△	○	○	-
	「可搬型直流電源設備による給電」		<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量: 約500kVA/台, 電圧: 6.6kV) B1-115V系充電器盤(SA) SA用115V系充電器盤 230V系充電器盤(常用) 	-	原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ取納箱に接続の場合 原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ取納箱に接続の場合 ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 5時間10分以内 現場操作 5時間10分以内 現場操作 5時間50分以内	中央制御室運転員1名 現場運転員2名 緊急時対策要員3名	△	○	△	燃料補給
	「直流給電車による直流盤への給電」		<ul style="list-style-type: none"> 高圧発電機車(保管場所: E L 50m, E L 13~33m, E L 8.5m) 配備数: 7台(容量: 約500kVA/台, 電圧: 6.6kV) 直流給電車115V(保管場所: E L 50m) 配備数: 1台 直流給電車230V(保管場所: E L 50m) 配備数: 1台 	-	廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ取納箱に接続の場合(B-115V系直流盤及び230V系直流盤(RCIC))	現場操作 4時間15分以内 現場操作 4時間15分以内	現場運転員2名 緊急時対策要員3名	○	○	△	燃料補給
	「号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電」		<ul style="list-style-type: none"> 号炉間連絡ケーブル 	-	-	現場操作 55分以内	現場運転員2名	△	×	○	-

⑩ 電源確保戦略

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間(目安)	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
	○原子力災害対策手順書 「大量送水車による補給」		<ul style="list-style-type: none"> 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約165m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)	低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 2時間10分以内	中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	○	○	○	
		(1.13)	<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E.L.50m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.4MPa) 大量送水車(保管場所: E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約165m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	純水タンク 1号ろ過水タンク 2号ろ過水タンク 非常用ろ過水タンク 輪谷貯水槽(東1) 輪谷貯水槽(東2)	低圧原子炉代替注水槽への補給 復水貯蔵タンクへの補給 輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給 大量送水車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給 大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給 大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給 大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 2時間30分以内 現場操作 1時間50分以内 現場操作 1時間30分以内 現場操作 1時間20分以内	緊急時対策要員 12名 中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 燃料補給
			<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E.L.50m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 3台(容量: 約1,800m³/h/台, 吐出圧力: 約1.4MPa) 大量送水車(保管場所: E.L.50m, E.L.44m, E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 5台(容量: 約165m³/h/台, 吐出圧力: 約0.85MPa) 	海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	低圧原子炉代替注水槽への補給	現場操作 2時間10分以内 現場操作 3時間50分以内	緊急時対策要員 12名 中央制御室運転員 1名 緊急時対策要員 12名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 燃料補給
			<ul style="list-style-type: none"> 大型送水ポンプ車(保管場所: E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 2台(容量: 約3.0m³/台) ガスタービン発電機用軽油タンク 配備数: 1基(容量: 約560m³/基) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数: 2基(容量: 約170m³/基) 配備数: 3基(容量: 約100m³/基) 高圧炉心スプレイスディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数: 1基(容量: 約170m³/基) タンクローリー(保管場所: E.L.13~33m, E.L.8.5m) 配備数: 2台(容量: 約3.0m³/台) 	海水取水箇所(2号) 炉取水槽, 荷揚場, 2号炉放水槽, 1号 炉取水槽, 3号炉取 水管点検立坑	ガスタービン発電機用軽油タンクから補給の場合 (タンクローリー1台当たり) 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイスディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから補給の場合 (タンクローリー1台当たり)	1時間50分以内 2時間30分以内 30分以内	緊急時対策要員2名 緊急時対策要員2名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 燃料補給
				タンクローリーから各機器等への給油	タンクローリー1台当たり		緊急時対策要員2名	○	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 燃料補給

※1: 当該対応操作に期待するケーススタディはない。