

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

< 目次 >

1.11.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

(a) 燃料プール代替注水

(b) 漏えい抑制

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プールのスプレイ

(b) 漏えい緩和

(c) 大気への放射性物質の拡散抑制

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 重大事故等時における燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 燃料プールの監視

(b) 代替電源による給電

(c) 重大事故等対処設備

d. 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応
手段及び設備

(a) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

(b) 重大事故等対処設備

e. 手順等

1.11.2 重大事故等時の手順

1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は燃料プール水

の小規模な漏えい発生時の対応手順

(1) 燃料プール代替注水

- a. 消火系による燃料プールへの注水
- 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）
- 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）

1.11.2.2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1) 燃料プールのスプレイ

- a. 燃料プールのスプレイ系（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）
- 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）

(2) 漏えい緩和

- a. 燃料プール漏えい緩和

1.11.2.3 重大事故等時における燃料プールの監視のための対応手順

(1) 燃料プールの状態監視

- a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動
- b. 代替電源による給電

1.11.2.4 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順

(1) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

1.11.2.6 重大事故等時の対応手段の選択

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

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

- 備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
- b) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。
- 3 第 2 項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
- a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
- b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。
- 4 第 1 項及び第 2 項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。
- a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。
- b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料貯蔵槽（以下「燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は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又は使用済燃料（以下「燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備する。

また、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を整備する。

ここでは，これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.11.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

燃料プールの冷却機能を有する設計基準対象施設として、燃料プール冷却系及び残留熱除去系（燃料プール冷却）を設置している。

また、燃料プールの注水機能を有する設備として、残留熱除去系（残留熱除去ポンプによる補給機能）、復水輸送系及び燃料プール補給水系を設置している。

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

燃料プールの冷却機能若しくは注水機能喪失時、又は燃料プールの小規模な漏えい発生時において、発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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

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

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段

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」第五十四条及び「技術基準規則」第六十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、燃料プールの冷却設備若しくは注水設備が故障等により機能喪失した場合、燃料プールに接続する配管の破断等による燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合、又は燃料プールから大量の水が漏えいし、燃料プールの水位が維持できない場合を想定する。

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

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

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

(a) 燃料プール代替注水

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小規模な水の漏えい発生時に、燃料プールへの注水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、及び臨界を防止す

る手段がある。

i 消火系による燃料プールへの注水

消火系による燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 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・注水用ホース，代替注水ノズル，代替注水配管
- ・ 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
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 非常用交流電源設備

ii 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
- ・ 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
- ・可搬型ストレーナ

なお、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注水は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

iii 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・弁
- ・可搬型スプレイノズル
- ・燃料プール
- ・燃料補給設備
- ・可搬型ストレーナ

なお、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は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(b) 漏えい抑制

燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による燃料プール水漏えいが発生した場合に、燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフォンブレイク配管により、サイフォンブレイク配管下端まで水位が低下した時点で、自動的にサイフォン現象の継続を防止することで、漏えいを停止する手段がある。

漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・サイフォンブレイク機能

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プール代替注水で使用する設備のうち、大量送水車、ホース・接続口、燃料プールスプレイ系配管・弁、常設スプレイヘッダ、可搬型スプレイノズル、可搬型ストレーナ、燃料プール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「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

漏えい抑制で使用する設備のうち、サイフォンブレイク機能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。

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

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

- ・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・注水用ホース、代替注水ノズル、代替注水配管、復水輸送系配管・弁

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、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。

b. 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プールのスプレー

燃料プールからの大量の水の漏えい発生時、燃料プールへのスプレーにより燃料損傷を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する手段がある。

i 燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）による燃料プールへのスプレー

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スプレー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
- ・ 燃料プールのスプレー系 配管・弁
- ・ 常設スプレーヘッド
- ・ 燃料プール
- ・ 燃料補給設備
- ・ 可搬型ストレーナ

なお、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スプレーは、代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

ii 燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プールへのスプレー

燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プールへのスプレー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・弁
- ・可搬型スプレイノズル
- ・燃料プール
- ・燃料補給設備
- ・可搬型ストレーナ

なお、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は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(b) 漏えい緩和

燃料プール内側から漏えいしている場合に、シール材を張り付けたステンレス鋼板を燃料プール開口部付近までロープで吊り下ろし、漏えいするプール水の流れやプール水による水圧を利用して開口部を塞ぐことで漏えいを緩和する手段がある。

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

漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

- ・シール材
- ・接着剤
- ・ステンレス鋼板
- ・吊り降ろしロープ

(c) 大気への放射性物質の拡散抑制

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

大気への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
- ・ホース

- ・放水砲
- ・燃料補給設備

なお、大気への放射性物質の拡散抑制の操作手順については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プールスプレイで使用する設備のうち、大量送水車、ホース・接続口、ホース・弁、燃料プールスプレイ系配管・弁、常設スプレイヘッダ、可搬型スプレイノズル、可搬型ストレーナ、燃料プール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「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち、大型送水ポンプ車、ホース、放水砲及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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。

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

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

- ・シール材、接着材、ステンレス鋼板、吊り降ろしロープ

漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり、また、プラントの状況によって燃料プールへのアクセスができない場合があるが、使用できれば漏えいを抑制する手段として有効である。

c. 重大事故等時における燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 燃料プールの監視

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

燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

- ・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。）

(b) 代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、燃料プールの状態を監視するため、代替電源設備により燃料プール監視計器へ給電する手段がある。

代替電源による給電で使用する設備は以下のとおり。

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

(c) 重大事故等対処設備

燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）のうち、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）及び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。）は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、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及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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。

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

d. 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備

(a) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

燃料プール冷却系が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能喪失により起動できず、燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで燃料プール冷却系の電源を確保し、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燃料プール冷却系を起動し、燃料プールを除熱する手段がある。

燃料プール冷却系による燃料プールの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・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

- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・原子炉補機代替冷却系
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(b) 重大事故等対処設備

燃料プール冷却系による燃料プールの除熱で使用する設備のうち、燃料プール冷却ポンプ、燃料プール、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、燃料プール冷却系熱交換器、原子炉補機代替冷却系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が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、燃料プール冷却系が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能喪失により起動できない場合においても、燃料プール冷却系の電源を確保し、燃料プールを除熱することができる。

e. 手順等

上記「a. 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」、「b. 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」、「c. 重大事故等時における燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備」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として事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める（第 1.11-1 表）。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第 1.11-2 表，第 1.11-3 表）

1. 11. 2 重大事故等時の手順

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

(1) 燃料プール代替注水

a. 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又は，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。

(a) 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（補助消火水槽又はろ過水タンク）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（補助消火水槽又はろ過水タンク）が確保されている場合

(b) 操作手順

消火系による燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおりである。手順の対応フローを第 1.11-2 図に、概要図を第 1.11-3 図に、タイムチャートを第 1.11-4 図に示す。

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系（消火栓からの注水用ホース接続）による燃料プールへの注水準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1) a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び燃料プール監視カメラにて燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、消火系（消火栓からの注水用ホース接続）による燃料プールへの注水に必要なポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。
- ④現場運転員 B 及び C は原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）の消火栓から代替注水ノズル又は代替注水配管まで注水用ホースの敷設を行い、代替注水ノズル又は代替注水配管に接続する。
- ⑤^a 補助消火ポンプを使用して燃料プールに注水する場合
中央制御室運転員 A は、補助消火ポンプを起動する。
- ⑤^b 消火ポンプを使用して燃料プールに注水する場合
中央制御室運転員 A は、消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

- ⑥当直副長は、現場運転員に消火系（消火栓からの注水用ホース接続）による燃料プールへの注水の開始を指示する。
- ⑦現場運転員 B 及び C は原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）にて、消火系（消火栓からの注水用ホース接続）による燃料プールへの注水を開始する。
- ⑧中央制御室運転員 A は、消火系（消火栓からの注水用ホース接続）による燃料プールへの注水が開始されたことを燃料プール監視カメラ及び燃料プール水位・温度により確認し、当直副長に報告する。
- ⑨現場運転員 B 及び C は原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）にて、消火栓により燃料プール水位を燃料プール水位低レベル以上に維持する。

[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]

- 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消火系（復水輸送系ライン）による燃料プールへの注水準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1) a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び燃料プール監視カメラにて燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、消火系（復水輸送系ライン）による燃料プールへの注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④中央制御室運転員 A は、復水輸送系バイパス流防止として C W T T / B 供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤^a 補助消火ポンプを使用して燃料プールに注水する場合
中央制御室運転員 A は、補助消火ポンプを起動する。
- ⑤^b 消火ポンプを使用して燃料プールに注水する場合

中央制御室運転員 A は、消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥中央制御室運転員 A は、消火系（復水輸送系ライン）による燃料プールへの注水の系統構成として、CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）及びCWT系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施し、当直副長に消火系による燃料プール注水の準備完了を報告する。

⑦当直副長は、中央制御室運転員に消火系（復水輸送系ライン）による燃料プールへの注水開始を指示する。

⑧中央制御室運転員 A は、FPCスキマサージタンク補給水元弁の開操作を実施する。

⑨中央制御室運転員 A は、燃料プールへの注水が開始されたことを燃料プール監視カメラ及び燃料プール水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに、燃料プールの水位を燃料プール水位低レベル以上に維持する。

(c) 操作の成立性

消火系による燃料プールへの注水操作は、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]

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]

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。

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）

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。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・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。

(b) 操作手順

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手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.11-2 図に，概要図を第 1.11-5 図に，タイムチャートを第 1.11-6 図に示す。

- ①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準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は，「1.11.2.3(1) a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び燃料プール監視カメラにて燃料プールが視認できることを確認する。
- ③当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に燃料プールスプレイ系配管・弁の接続口への燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車の接続を依頼する。

④緊急時対策本部は、当直長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で使用する燃料プールスプレイ系配管・弁の接続口を報告するとともに緊急時対策要員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準備開始を指示する。

⑤中央制御室運転員Aは、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。

⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部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準備が完了したことを報告する。

⑦緊急時対策本部は、当直長に燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに緊急時対策要員に燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車の起動を指示する。

⑧^a燃料プールスプレイ系接続口（南）を使用した燃料プールへの注水の場合

緊急時対策要員は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車を起動した後、SFPS A－注水ライン流量調整弁を全開とし、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開始したことを当直長に報告する。

⑧^b燃料プールスプレイ系接続口（西）を使用した燃料プールへの注水の場合

緊急時対策要員は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車を起動した後、SFPS B－注水ライン流量調整弁を全開とし、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開始したこと

を当直長に報告する。

⑨当直副長は、中央制御室運転員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が開始されたことの確認を指示する。

⑩中央制御室運転員 A は、燃料プールへの注水が開始されたことを燃料プール監視カメラ及び燃料プール水位・温度により確認し、当直副長に報告する。

⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、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開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プールの水位を燃料プール水位低レベル以上に維持するよう、大量送水車の間欠運転又は現場での流量調整を緊急時対策要員に指示する。

(c) 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開始までの必要な要員数及び想定時間は、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、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（常設スプレイヘッド）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（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）

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。

(a) 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。

(b) 操作手順

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手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.11-2 図に，概要図を第 1.11-7 図に，タイムチャートを第 1.11-8 図に示す。

- ①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の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は，「1.11.2.3(1) a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び燃料プール監視カメラにて

燃料プールが視認できることを確認する。

- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に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の準備開始を依頼する。
- ④緊急時対策本部は、緊急時対策要員に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の準備として、大量送水車の配置、及び原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）に可搬型スプレイノズルの設置を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑥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の準備が完了したことを報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水の準備として、大量送水車を配置するとともに、原子炉建物原子炉棟南側扉から北東側階段を經由して原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）までホースの敷設を行い、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。
原子炉建物原子炉棟南側扉が使用できない場合は、原子炉建物原子炉棟西側扉から南西側階段を經由して原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）までホースの敷設を実施する。
- ⑧緊急時対策要員は、緊急時対策本部に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の準備が完了したことを報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、当直長に燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車による送水開始を報

告するとともに緊急時対策要員に燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車の起動を指示する。

⑩緊急時対策要員は、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車を起動し、ホース内の水張りを実施した後、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開始し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が開始されたことの確認を指示する。

⑫中央制御室運転員 A は、燃料プールへの注水が開始されたことを燃料プール監視カメラ及び燃料プール水位・温度により確認し、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、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が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑭当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プールの水位を燃料プール水位低レベル以上に維持するよう、大量送水車の間欠運転又は現場での流量調整を緊急時対策要員に指示する。

(c) 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開始までの必要な要員数及び想定時間は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて、原子炉建物原子炉棟南側扉又は原子炉建物原子炉棟西側扉から接続した場合、2 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。

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。燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)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、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。

1.11.2.2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1) 燃料プールスプレイ

a. 燃料プールスプレイ系(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)

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。

(a) 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。

(b) 操作手順

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手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第

1.11-2 図に、概要図を第 1.11-5 図に、タイムチャートを第 1.11-6 図に示す。

- ①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の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1) a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び燃料プール監視カメラにて燃料プールが視認できることを確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プールスプレイ系配管・弁の接続口への燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車の接続を依頼する。
- ④緊急時対策本部は、当直長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で使用する燃料プールスプレイ系配管・弁の接続口を報告するとともに緊急時対策要員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スプレイの準備開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、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。
- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部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スプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑦緊急時対策本部は、当直長に燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに緊急時対策要員に燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車の起動を指示する。

⑧^a 燃料プールスプレイ系接続口（南）を使用した燃料プールへの注水の場合

緊急時対策要員は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車を起動した後、S F P S A-注水ライン流量調整弁を全開とし、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開始したことを当直長に報告する。

⑧^b 燃料プールスプレイ系接続口（西）を使用した燃料プールへの注水の場合

緊急時対策要員は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車を起動した後、S F P S B-注水ライン流量調整弁を全開とし、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開始したことを当直長に報告する。

⑨ 当直副長は、中央制御室運転員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スプレイが開始されたことの確認を指示する。

⑩ 中央制御室運転員 A は、燃料プールへのスプレイが開始されたことを燃料プール監視カメラにより確認し、当直副長に報告するとともに、燃料プール内の燃料へ均等にスプレイされていること及び燃料プールがオーバーフローしていないことを監視する。

⑪ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、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開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

(c) 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開始まで

の必要な要員数及び想定時間は、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。

なお、燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順において、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していた場合は、継続してスプレイが可能であり、作業は不要である。

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（常設スプレイヘッド）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スプレイ（淡水／海水）

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。

(a) 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(常設スプレイヘッダ)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。

(b) 操作手順

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手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-7図に、タイムチャートを第1.11-8図に示す。

- ①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の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、「1.11.2.3(1)a.燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び燃料プール監視カメラにて燃料プールが視認できることを確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に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の準備開始を依頼する。
- ④緊急時対策本部は、緊急時対策要員に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の準備として、大量送水車の配置、及び原子炉建物原子炉棟4階(燃料取替階)に可搬型スプレイノズルの設置を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへのスプレイに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ⑥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の準備が完了したことを報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイの準備として、大量送水車を配置するとともに、原子炉建物原子炉棟南側扉から北東側階段を經由して原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）までホースの敷設を行い、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建物原子炉棟南側扉が使用できない場合は、原子炉建物原子炉棟西側扉から南西側階段を經由して原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）までホースの敷設を実施する。
- ⑧緊急時対策要員は、緊急時対策本部に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の準備が完了したことを報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、当直長に燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車による送水の開始を報告するとともに緊急時対策要員に燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車の起動を指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車を起動し、ホース内の水張りを実施した後、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開始し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が開始されたことの確認を指示する。

⑫中央制御室運転員 A は、燃料プールへのスプレーが開始されたことを燃料プール監視カメラにより確認し、当直副長に報告するとともに、燃料プール内の燃料へ均等にスプレーされていること及び燃料プールがオーバーフローしていないことを監視する。

⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プールスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プールへのスプレーが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 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燃料プールスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プールへのスプレー開始までの必要な要員数及び想定時間は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 12 名にて、原子炉建物原子炉棟南側扉又は原子炉建物原子炉棟西側扉から接続した場合、2 時間 50 分以内で可能である。

なお、燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順において、燃料プールスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プールへの注水を実施していた場合は、継続してスプレーが可能であり、作業は不要である。

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。燃料プールスプレー系（可搬型スプレーノズル）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、事象初期に可搬型スプレー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。

(2) 漏えい緩和

a. 燃料プール漏えい緩和

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

(a) 手順着手の判断基準

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。

(b) 操作手順

燃料プールからの漏えい緩和の手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.11-9 図に、タイムチャートを第 1.11-10 図に示す。

- ①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資機材を用いた燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1) a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び監視カメラにて燃料プールが視認できることを確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に資機材を用いた燃料プールからの漏えい緩和措置の開始を依頼する。
- ④緊急時対策本部は、緊急時対策要員に資機材を用いた燃料プールからの漏えい緩和措置を指示する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、資機材を用いた燃料プールからの漏えい緩和措置に必要な監視計器の電源が確保されていることを

状態表示等にて確認する。

⑥緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）にて、シール材を接着させたステンレス鋼板を吊り降ろし用のロープにより、貫通穴付近まで吊り下げ、手すり等に固縛・固定し、漏えい緩和措置が完了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。

⑦当直副長は、中央制御室運転員に資機材を用いた燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことの確認を指示する。

⑧中央制御室運転員 A は、燃料プールからの漏えい量が減少したことを燃料プール監視カメラ及び燃料プール水位・温度にて確認し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 3 名にて作業を実施する。作業開始を判断してから燃料プールからの漏えい緩和措置完了まで 1 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。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。

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

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又は燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合、燃料プール監視計器の環境条件は、燃料プール水の沸騰による蒸散が継続し、高温（大気圧下のため 100℃を超えることはない。）、高湿度の環境が考えられるが、監視計器の構造及び位置により直接検出器の電気回路部等に接しないことから、監視計器を事故時環境下においても使用できる。

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

燃料プールの監視は、想定される重大事故等時においては、これらの計

器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。また、各計器の計測範囲を把握した上で燃料プールの水位、水温、上部空間線量率及び状態監視を行う。

また、燃料プールの温度、水位及び上部の空間線量率の監視設備並びに監視カメラは、非常用所内電源設備から給電され、交流又は直流電源が必要な場合は、代替電源設備から電源が給電される。これらの監視設備を用いた燃料プールの監視は運転員が行う。

(1) 燃料プールの状態監視

通常時の燃料プールの状態監視は、燃料プール水位、燃料プール温度及び燃料取替階エリア放射線モニタにより実施する。

重大事故等時においては、重大事故等対処設備である燃料プール水位（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）及び燃料プール監視カメラ（S A）により燃料プールの水位、水温、上部空間線量率及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は常設設備であり設置を必要としない。また、通常時から常時監視が可能な設備であり、継続的に監視を実施する。

燃料取替階エリア放射線モニタ及び燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価（使用済燃料配置変更ごとに行う空間線量率評価）し把握した相関（減衰率）関係により燃料プール空間線量率を推定する。

a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報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。

(b) 操作手順

燃料プールの状態監視に必要な燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動手順の概要は以下のとおり。また、概要図を第 1.11-11 図に、タイムチャートを第 1.11-12 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動準備を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、燃料プール監視カメラにて燃料プールが視認できること及び燃料プール監視カメラ用冷却設備起動に必要な電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③現場運転員 B 及び C は、燃料プール監視カメラ用冷却空気出口弁の全開操作後、燃料プール監視カメラ用冷却設備を起動する。
- ④中央制御室運転員 A は、燃料プール監視カメラの状態に異常がないことを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プール監視カメラ用冷却設備起動まで 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。

b. 代替電源による給電

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

代替電源により燃料プール監視設備へ給電する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.11.2.4 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順

(1) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

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。）の機能喪失により燃料プール冷却系による燃料プールの除熱ができず、燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、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燃料プール冷却系の電源を確保し、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、燃料プール冷却系による燃料プールの除熱を実施する。なお、燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近でない場合は、「1.11.2.1(1)燃料プール代替注水」又は「1.11.2.2(1)燃料プールスプレイ」と同様の手順により燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とする。また、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関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」に、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）及び原子炉補機代替冷却系に関する手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能喪失時、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系及びD系の受電が完了し、燃料プール冷却系が使用可能な状態^{※1}である場合。

※1：設備に異常がなく、電源、水源（スキマ・サージ・タンク）及び原子炉補機冷却系（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る補機冷却水が確保されている状態。

b. 操作手順（A系のポンプ及び熱交換器を使用の例）

燃料プール冷却系による燃料プールの除熱手順の概要は以下のとお

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

- ①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燃料プール冷却系による燃料プールの除熱の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、「1.11.2.3(1) a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び燃料プール監視カメラにて燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、燃料プール冷却系の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認するとともに、補機冷却水が確保されていることを確認する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、燃料プール冷却系が使用可能か確認する。
- ⑤当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール冷却系による燃料プールの除熱の系統構成を指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、燃料プール冷却系による燃料プールの除熱の系統構成として、F P C フィルタ入口弁を全閉操作、F P C フィルタバイパス弁の全閉確認、A - F P C 熱交入口弁の全開確認を実施する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール冷却系による燃料プール除熱の開始を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール冷却系による燃料プール除熱の開始を指示する。
- ⑨中央制御室運転員 A は、A - 燃料プール冷却ポンプの起動操作を実施する。
- ⑩中央制御室運転員 A は、F P C フィルタバイパス弁を調整開とし、燃料プール冷却系系統流量指示値の上昇及び燃料プール水温度指

示値の低下により燃料プールの除熱が開始されたことを確認する。

- ⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール冷却系による燃料プール除熱が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

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冷却系による燃料プール除熱開始まで 10 分以内で可能である。

1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

燃料プール冷却系への原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

原子炉建物放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制手順については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）への水の補給手段並びに水源から接続口までの大量送水車による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

非常用交流電源設備として使用する非常用ディーゼル発電機、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、可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車、常設代替直流電源設備として使用する S A 用 115V 系蓄電池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 S A 用 115V 系蓄電池による燃料プール冷却ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに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、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び大量送水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。

1. 11. 2. 6 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手順の選択フローチャートを第 1. 11-15 図に示す。

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水位低又は燃料プール温度高警報の発生により事象を把握するとともに、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) 及び燃料プール監視カメラにて状態の監視を行う。

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、大量送水車を使用した燃料プールへの注水又はスプレーが可能となるように準備する。大量送水車の準備が完了していない場合は、消火系による燃料プールへの注水を実施する。

なお、消火系による燃料プールへの注水は、発電所構内における火災への対応や消火系を用いた原子炉冷却等の用途に用いられていないことが確認できた場合に実施する。

消火系が使用できない場合は、大量送水車による燃料プールへの注水を実施する。

大量送水車による燃料プールへの注水又はスプレーを実施する際は、輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) を水源として使用し、輪谷貯水槽 (西 1) 及び輪谷貯水槽 (西 2) が使用できない場合は海水を使用する。

また、可搬型スプレーノズルよりも系統構成が容易で燃料プール近傍での現場操作がなく、スロッシング等により燃料プールの水位が低下しても被ばくを低減できることから、常設スプレーヘッドの使用を優先する。

大量送水車による燃料プールへの注水を実施しても燃料プールの水位の低下が継続する場合は、漏えい量が緩和できればその後の対応に余裕が生じることから、漏えい緩和を実施する。ただし、漏えい緩和には不確定要素が多いことから大量送水車による燃料プールへのスプレーを実施する。大量送水車が使用できず、燃料プールへのスプレーが実施できない場合は、

大気への放射性物質の拡散を抑制するための対応を実施する。

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。）の機能喪失により燃料プール冷却系による燃料プールの除熱ができず、燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、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燃料プール冷却系の電源を確保し、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の確保及び燃料プール代替注水により燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とすることで、燃料プール冷却系による燃料プールの除熱を実施する。

第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(1 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	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。

対応手段，対応設備，手順書一覧(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	対応設備	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	燃料プールの注水 燃料プールの注水 燃料プールの注水	大量送水車 ホース・接続口 燃料プールの注水系 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	重大事故等対応設備	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	
		燃料プールの注水 燃料プールの注水	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	重大事故等対応設備	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	— ^{※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：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。

対応手段，対応設備，手順書一覧（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	対応設備	手順書	
燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	-	燃料プール系（常設スプレイヘッド）による燃料	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	重大事故等対応設備	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	重大事故等対応設備	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	重大事故等対応設備	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。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4 / 4）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	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（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） 燃料プール監視カメラ（SA） （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} 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「1.12 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 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 7)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 a. 消火系による燃料プールへの注水			
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」	判断 基準	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)
		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
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	操作	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) スキマサージタンク水位 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位

監視計器一覧(2/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 b. 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)			
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」	判断基準	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プール水位 (S A) 燃料プール監視カメラ (S A)
		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 緊急用メタクラ電圧 S A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)
	操作	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プール水位 (S A) スキマサージタンク水位 燃料プール監視カメラ (S A) 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力 燃料プールのスプレイ流量
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

監視計器一覧(3 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 11. 2. 1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 c. 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)			
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」	判断基準	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)
		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 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)
	操作	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) スキマサージタンク水位 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力 燃料プールのスプレイ流量
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

監視計器一覧(4 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.11.2.2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ a. 燃料プールのスプレイ系 (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)		
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」	判断基準	燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)
		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 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)
	操作	燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) スキマサージタンク水位 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
		補機監視機能 大量送水車ポンプ出口圧力 燃料プールのスプレイ流量
		水源の確保 輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

監視計器一覧(5 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1. 11. 2. 2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレー b. 燃料プールのスプレー系 (可搬型スプレーノズル) による燃料プールへのスプレー (淡水/海水)		
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ー」	判断基準	燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)
		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 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)
	操作	燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) スキマサージタンク水位 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
		補機監視機能 大量送水車ポンプ出口圧力 燃料プールのスプレー流量
		水源の確保 輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

監視計器一覧(6 / 7)

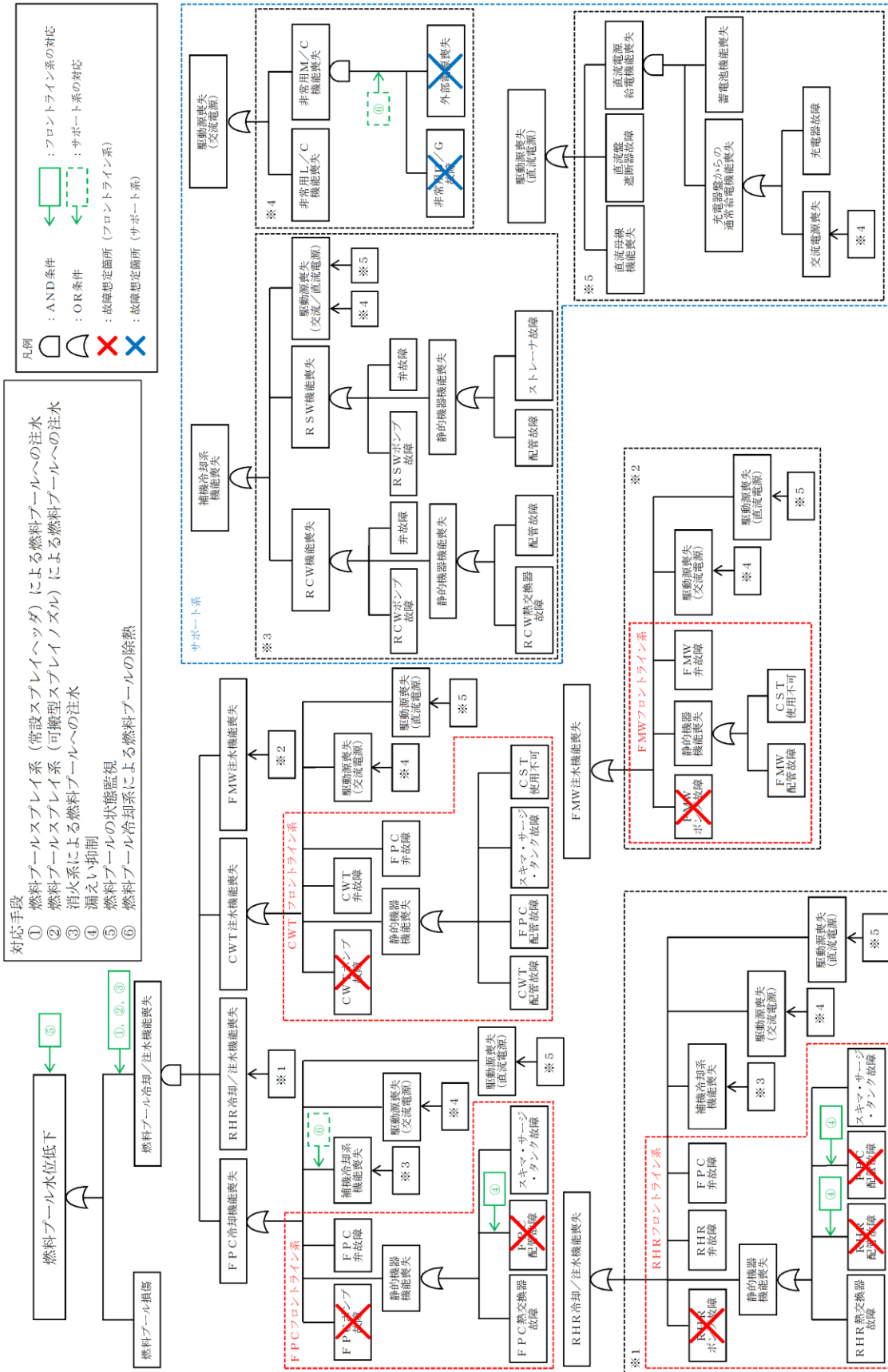
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.11.2.2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (2) 漏えい緩和 a. 燃料プール漏えい緩和		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「燃料プール漏えい緩和」	判断基準 燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)
	操作 燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) スキマサージタンク水位 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
1.11.2.3 重大事故等時における燃料プールの監視のための対応手順 (1) 燃料プールの状態監視 a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動		
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」	判断基準 燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)
	電源	D-メタクラ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作 燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)

監視計器一覧(7/7)

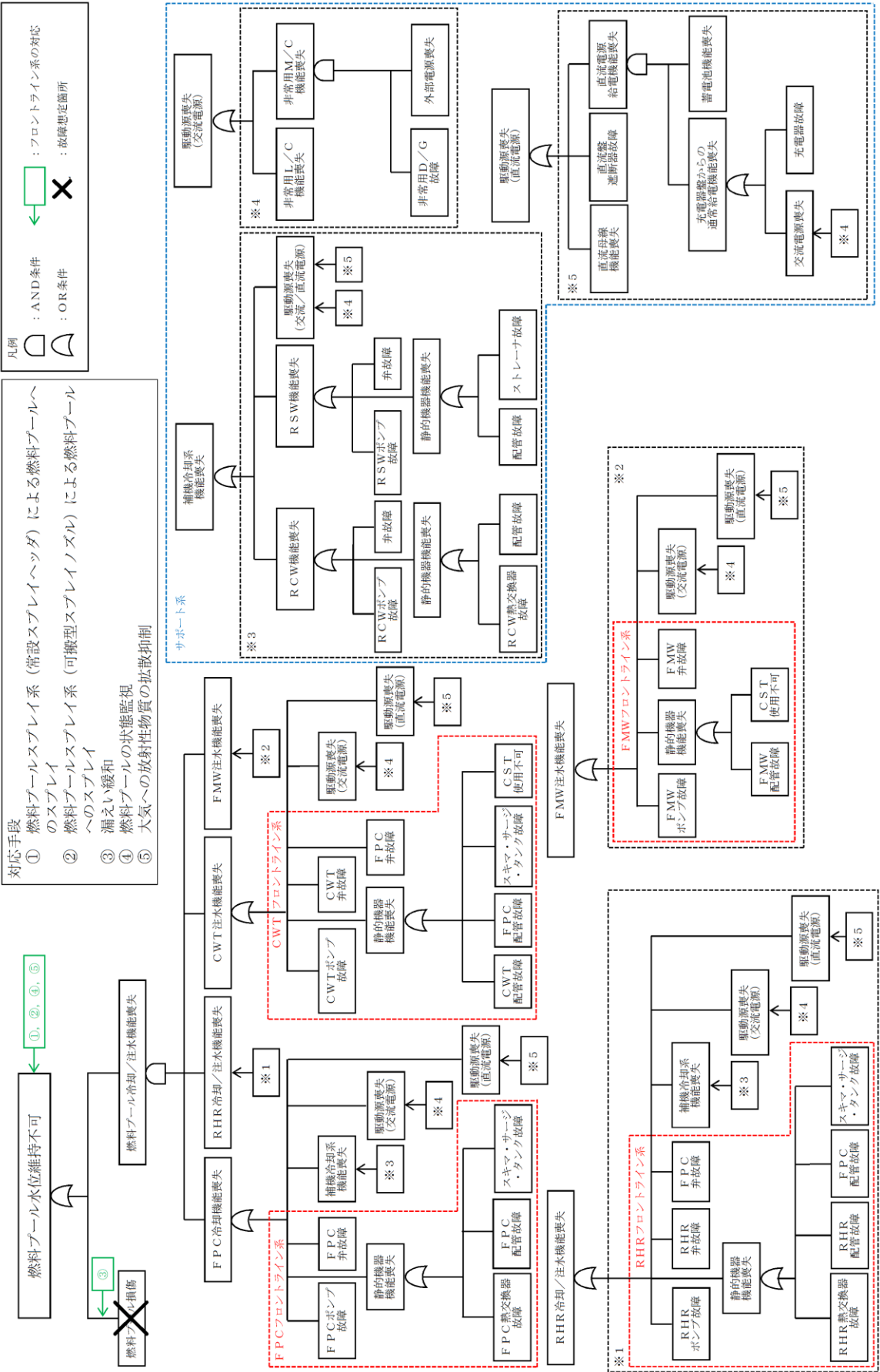
手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)									
1.11.2.4 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱											
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「FPCによる燃料プール除熱」	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="539 409 603 902" rowspan="3">判断基準</td> <td data-bbox="603 409 927 636">燃料プールの監視</td> <td data-bbox="927 409 1442 636"> 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) スキマサージタンク水位 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="603 636 927 788">電源</td> <td data-bbox="927 636 1442 788"> 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 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="603 788 927 902">補機監視機能</td> <td data-bbox="927 788 1442 902"> I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="539 902 603 1164">操作</td> <td data-bbox="603 902 927 1164">燃料プールの監視</td> <td data-bbox="927 902 1442 1164"> 燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 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 燃料プール監視カメラ (SA) </td> </tr> </table>	判断基準	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) スキマサージタンク水位	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	補機監視機能	I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力	操作	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 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 燃料プール監視カメラ (SA)
判断基準	燃料プールの監視		燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) スキマサージタンク水位								
	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								
	補機監視機能	I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力									
操作	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 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 燃料プール監視カメラ (SA)									

第 1.11-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p>	<p>燃料プール監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型直流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>C/C D系 SA-C/C B-115V系 SA用115V系</p>
	<p>燃料プール冷却ポンプ</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>L/C C系 L/C D系</p>
	<p>燃料プール冷却系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>C/C C系 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</p> <p>計装C/C C系 計装C/C D系</p>



第1.11-1図 機能喪失原因対策分析（1/2）



第 1.11-1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 2)

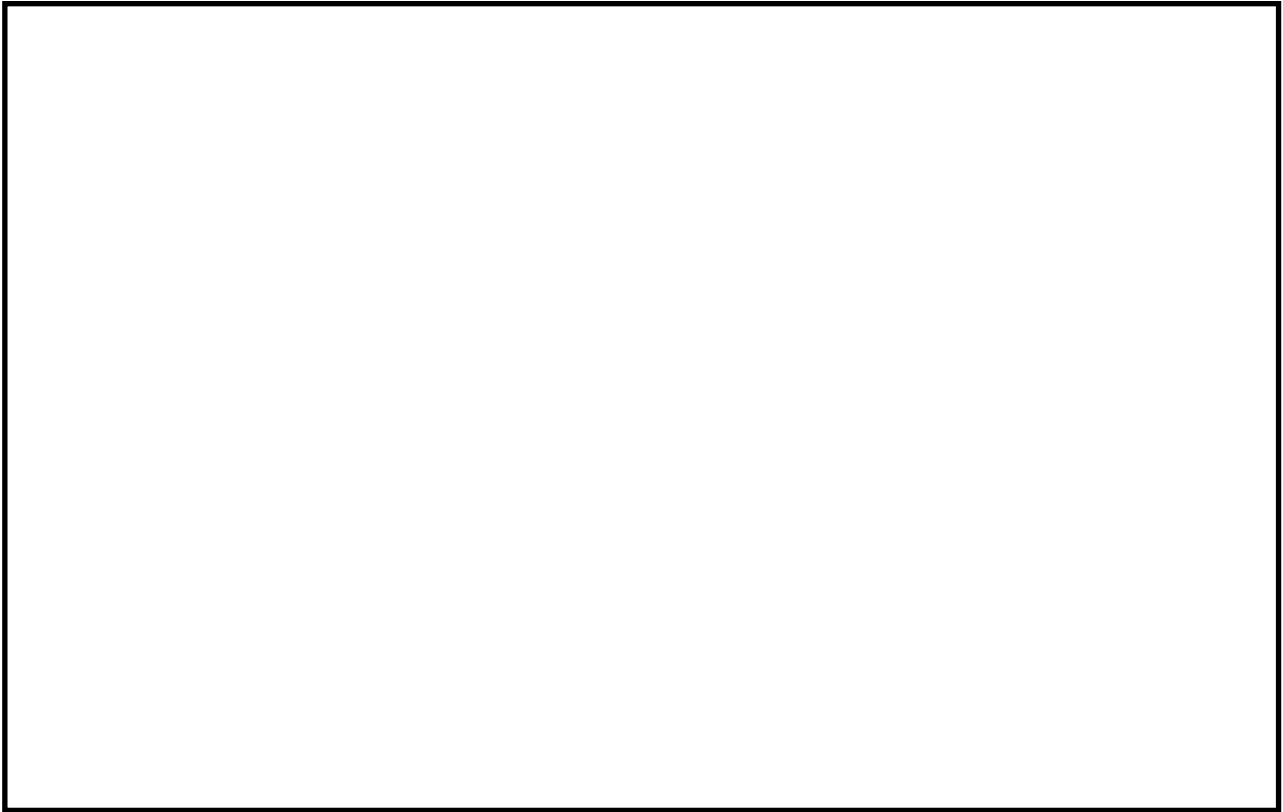
フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

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

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	故障要因9	故障要因10			
燃料プール 水位低下 (燃料プール冷却/ 注水機能喪失)	FPCIによる 冷却機能喪失	FPCポンプ故障											
		弁故障 (FPC)											
		静的機器機能喪失	FPC熱交換器故障										
			配管故障 (FPC)										
			スキマ・サージ・タンク 故障										
		補機冷却系 機能喪失	RCW機能喪失	RCWポンプ故障									
				弁故障									
				静的機器機能喪失	RCW熱交換器故障								
			RSW機能喪失	RCWポンプ故障									
				弁故障									
				静的機器機能喪失	配管故障								
			駆動源喪失 (交流電源)	駆動源喪失	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					
				駆動源喪失 (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					
				駆動源喪失 (直流電源)	直流母線機能喪失	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
			駆動源喪失 (直流電源)	駆動源喪失	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					
	駆動源喪失 (直流電源)			直流母線機能喪失	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	
	駆動源喪失 (直流電源)			直流母線機能喪失	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	
	RHRによる 冷却/注水 機能喪失	RHRポンプ故障											
		弁故障 (RHR, FPC)											
		静的機器機能喪失	RHR熱交換器故障										
			配管故障 (RHR, FPC)										
			スキマ・サージ・タンク 故障										
		補機冷却系 機能喪失	RCW機能喪失	RCWポンプ故障									
				弁故障									
				静的機器機能喪失	RCW熱交換器故障								
			RSW機能喪失	RCWポンプ故障									
				弁故障									
				静的機器機能喪失	配管故障								
			駆動源喪失 (交流電源)	駆動源喪失	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					
				駆動源喪失 (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					
駆動源喪失 (直流電源)				直流母線機能喪失	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	
駆動源喪失 (直流電源)			駆動源喪失	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						
	駆動源喪失 (直流電源)		直流母線機能喪失	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		
	駆動源喪失 (直流電源)		直流母線機能喪失	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		
CWTによる 注水機能喪失	CWTポンプ故障												
	弁故障 (CWT, FPC)												
	静的機器機能喪失	配管故障 (CWT, FPC)											
		スキマ・サージ・タンク 故障											
		CST使用不可											
	駆動源喪失 (交流電源)	駆動源喪失	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							
		駆動源喪失 (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							
		駆動源喪失 (直流電源)	直流母線機能喪失	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		
	駆動源喪失 (直流電源)	駆動源喪失	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							
		駆動源喪失 (直流電源)	直流母線機能喪失	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		
		駆動源喪失 (直流電源)	直流母線機能喪失	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		
	FMWによる 注水機能喪失	FMWポンプ故障											
		弁故障 (FMW)											
		静的機器機能喪失	配管故障 (FMW)										
			CST使用不可										
非常用L/C機能喪失													
駆動源喪失 (交流電源)		駆動源喪失	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							
		駆動源喪失 (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							
		駆動源喪失 (直流電源)	直流母線機能喪失	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		
駆動源喪失 (直流電源)		駆動源喪失	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							
		駆動源喪失 (直流電源)	直流母線機能喪失	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		
		駆動源喪失 (直流電源)	直流母線機能喪失	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		
燃料プール 水位維持不可		燃料プール損傷											

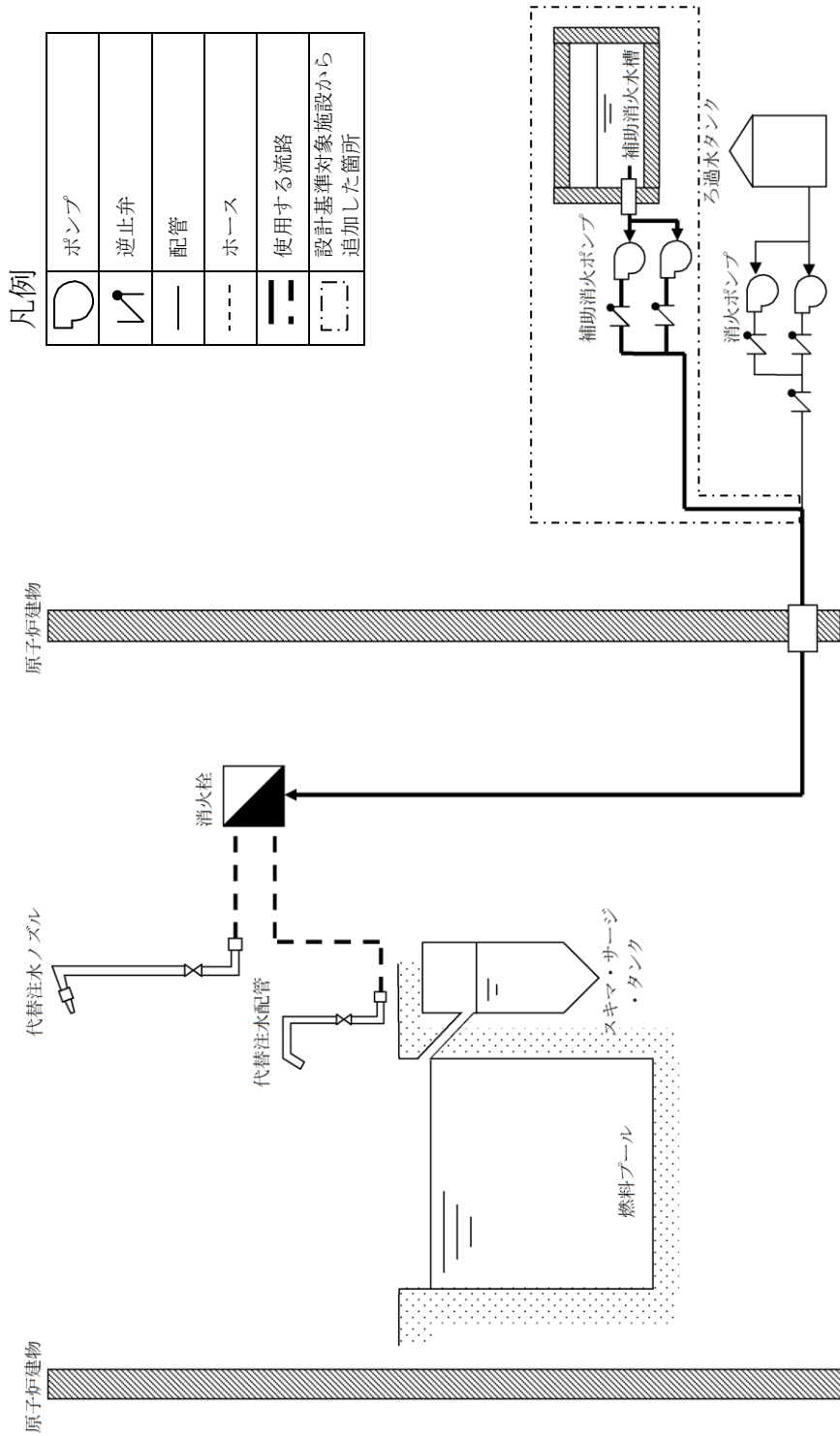
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.11-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)



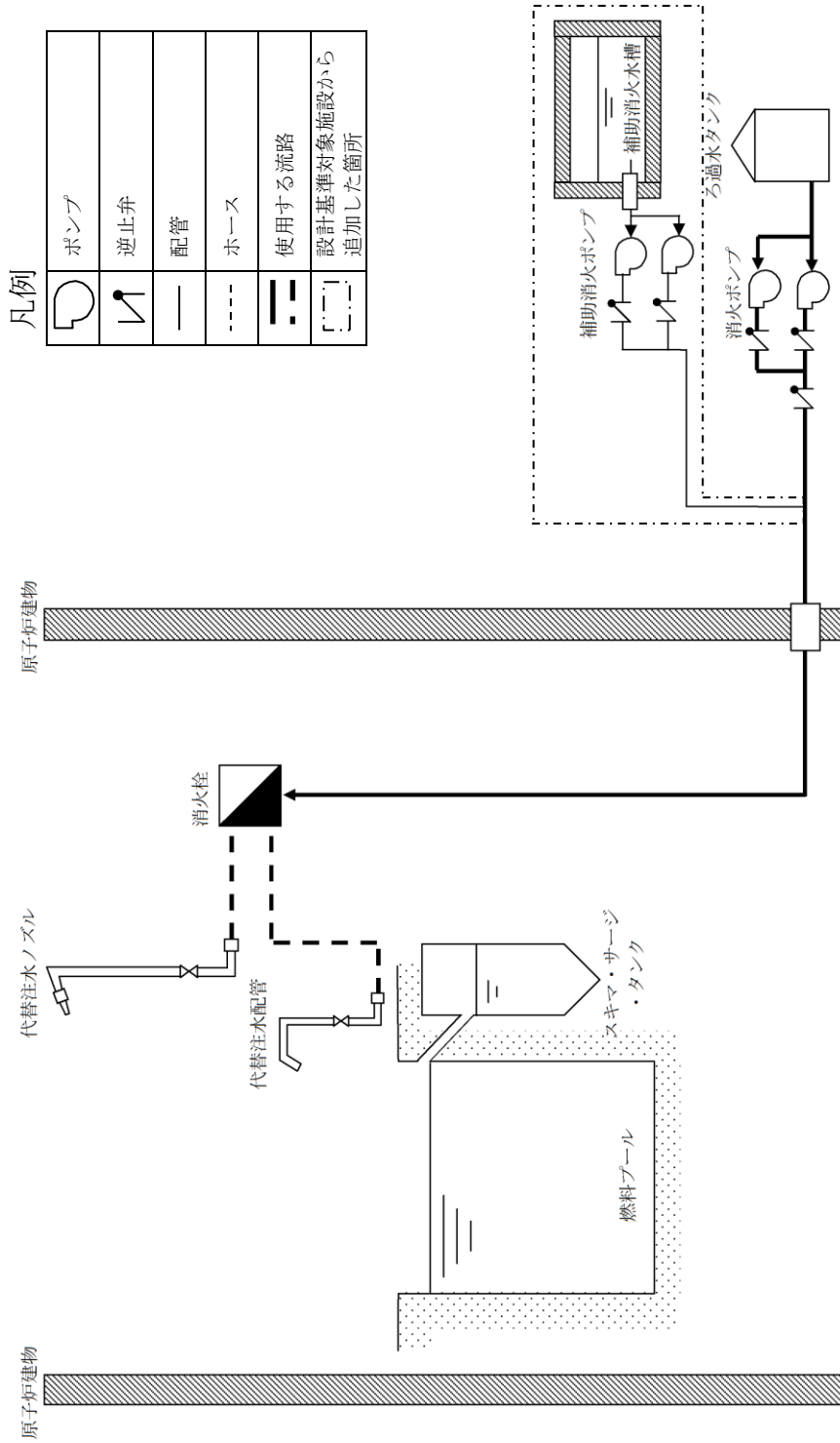
第 1.11-2 図 EOP「燃料プール制御」における対応フロー

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。



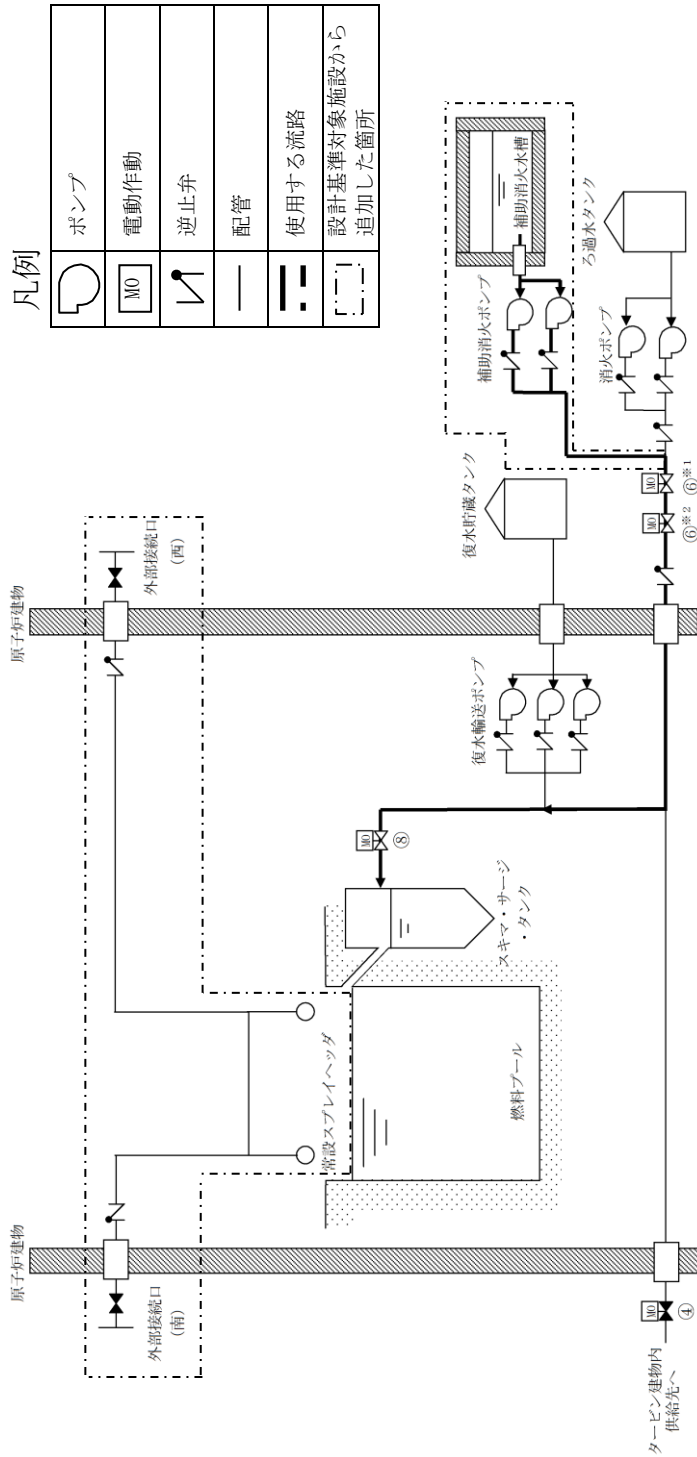
[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合（補助消火ポンプ使用）]

第 1.11-3 図 消火系による燃料プールへの注水 概要図(1 / 4)



[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合（消火ポンプ使用）]

第 1.11-3 図 消火系による燃料プールへの注水 概要図(2 / 4)



[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 (補助消火ポンプ使用)]

操作手順	弁名称
④	CWT T/B 供給遮断弁
⑥※1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)
⑥※2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑧	FPCスキマサージタンク補給水元弁

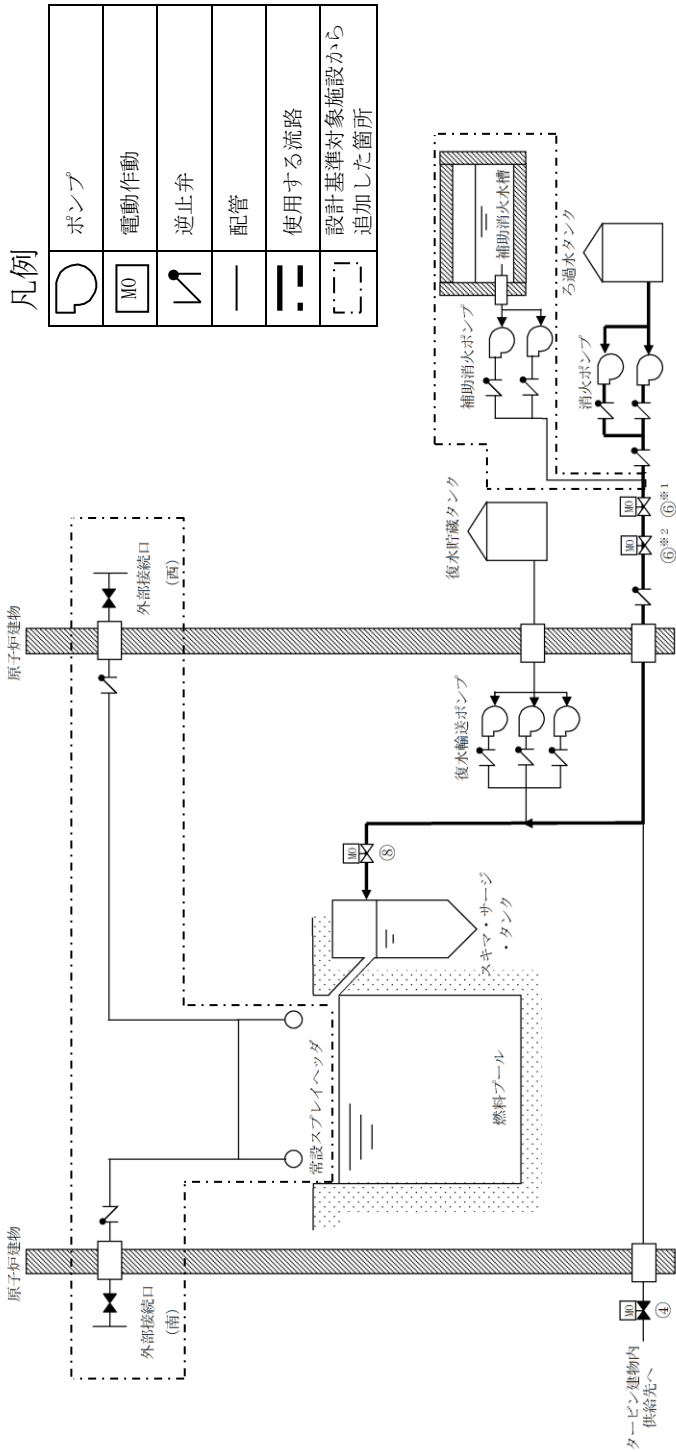
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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 1.11-3 図 消火系による燃料プールへの注水 概要図(3/4)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	逆止弁
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



凡例

	ポンプ
	電動作動
	逆止弁
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

[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 (消火ポンプ使用)]

操作手順	弁名称
④	CWT T/B 供給遮断弁
⑥*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)
⑥*2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑧	FPCスキマサージタンク補給水元弁

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 1.11-3 図 消火系による燃料プールへの注水 概要図(4 / 4)

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	消火系による燃料プールへの注水 40分						
消火系による燃料プールへの注水 〔消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合(補助消火ポンプ使用)〕	要員(数)						
	中央制御室運転員A	1					
現場運転員B, C	要員(数)						
	2				移動・ホース敷設・系統構成 注水操作		

〔消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合(補助消火ポンプ使用)〕

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	消火系による燃料プールへの注水 25分						
消火系による燃料プールへの注水 〔復水輸送ラインを使用した燃料プールへの注水の場合(補助消火ポンプ使用)〕	要員(数)						
	中央制御室運転員A	1					
復水輸送ラインを使用した燃料プールへの注水の場合(補助消火ポンプ使用)〕	要員(数)						
	1				電源確認 バイパス流防止操作 ポンプ起動・系統構成		

〔復水輸送ラインを使用した燃料プールへの注水の場合(補助消火ポンプ使用)〕

第 1.11-4 図 消火系による燃料プールへの注水 タイムチャート(1/2)

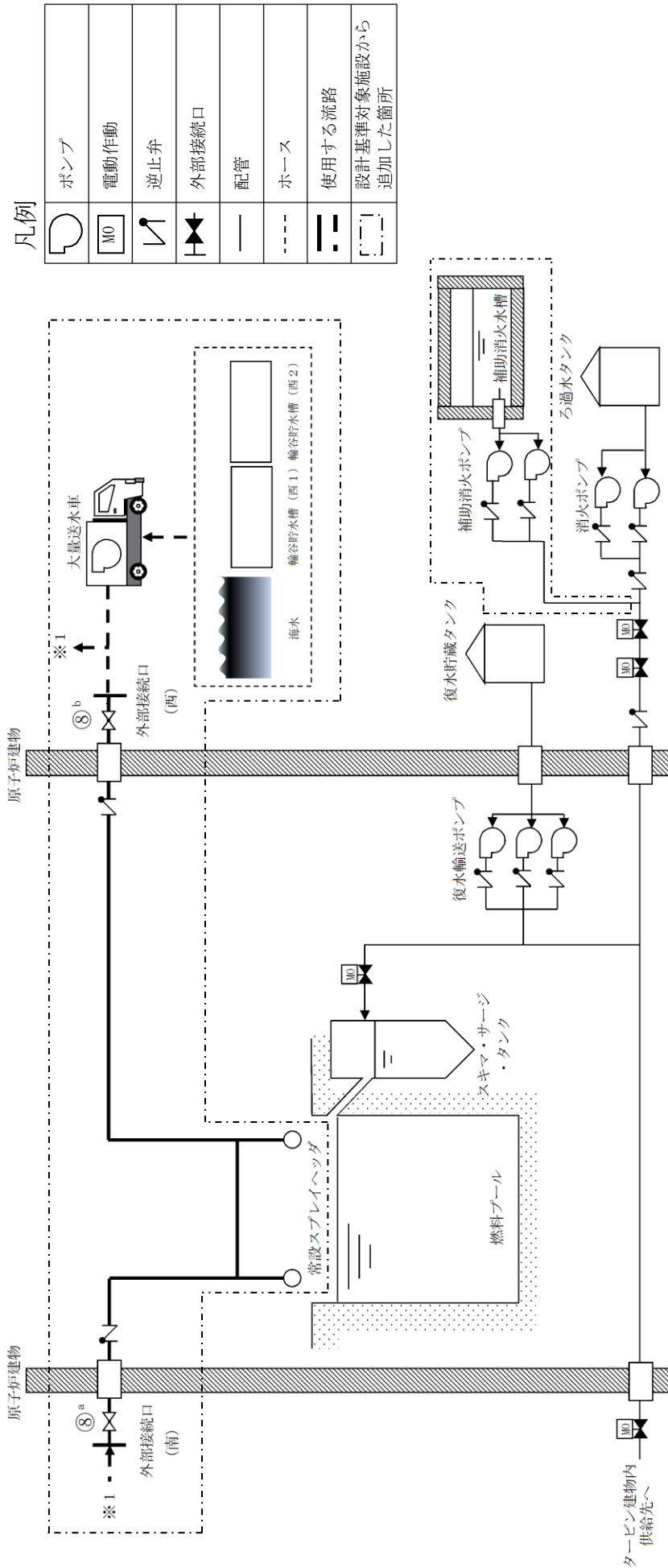
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)						備考
	10	20	30	40	50	60	
手順の項目	消火系による燃料プールへの注水 40分						
消火系による燃料プールへの注水 [消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合(消火ポンプ使用)]	要員(数)						
	中央制御室運転員A	1					
消火系による燃料プールへの注水 [復水輸送系を使用した燃料プールへの注水の場合(消火ポンプ使用)]	要員(数)						
	現場運転員B, C	2			移動・ホース敷設・系統構成	注水操作	

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合(消火ポンプ使用)]

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	消火系による燃料プールへの注水 25分						
消火系による燃料プールへの注水 [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(消火ポンプ使用)]	要員(数)						
	中央制御室運転員A	1			バイパス流防止操作	ポンプ起動・系統構成	

[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(消火ポンプ使用)]

第 1.11-4 図 消火系による燃料プールへの注水 タイムチャート(2/2)



操作手順	弁名称
⑧ ^a	SFPS A-注水ライン流量調整弁
⑧ ^b	SFPS B-注水ライン流量調整弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~○^b : 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。

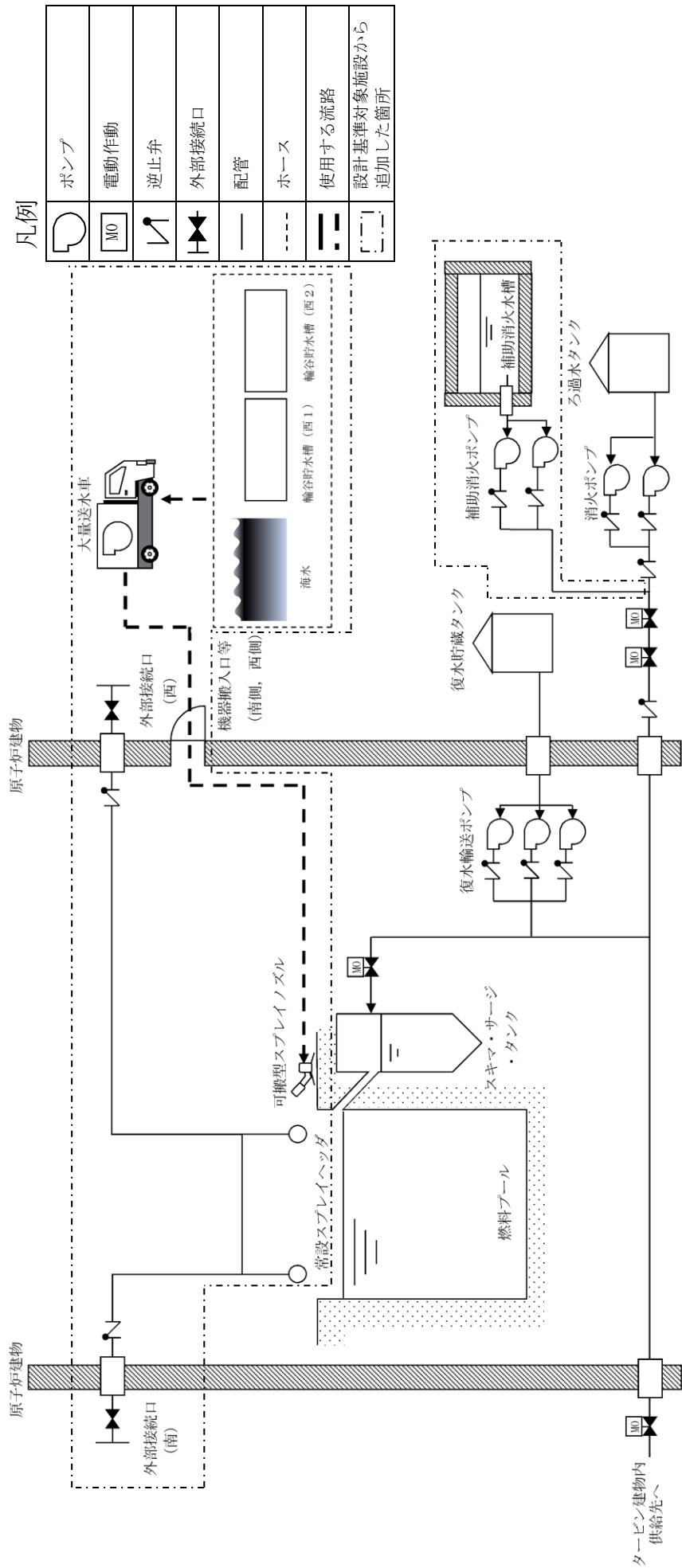
第 1.11-5 図 燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による燃料プールへの注水及びスプレイ 概要図

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
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及びスプレイ	要員(数)	燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による 2時間10分 燃料プールへの注水及びスプレイ														
	中央制御室運転員A	1	電源確認、燃料プール監視カメラ状態確認													
	緊急時対策要員	6	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1 車両健全性確認 (ホース展開車) 送水準備 (ホース敷設及び送水ヘッド接続)													
	緊急時対策要員	6	緊急時対策所～第3保管エリア移動※2 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、注水及びスプレイ開始 (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、速やかに対応できる。

※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

第1.11-6 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及びスプレイ タイムチャート

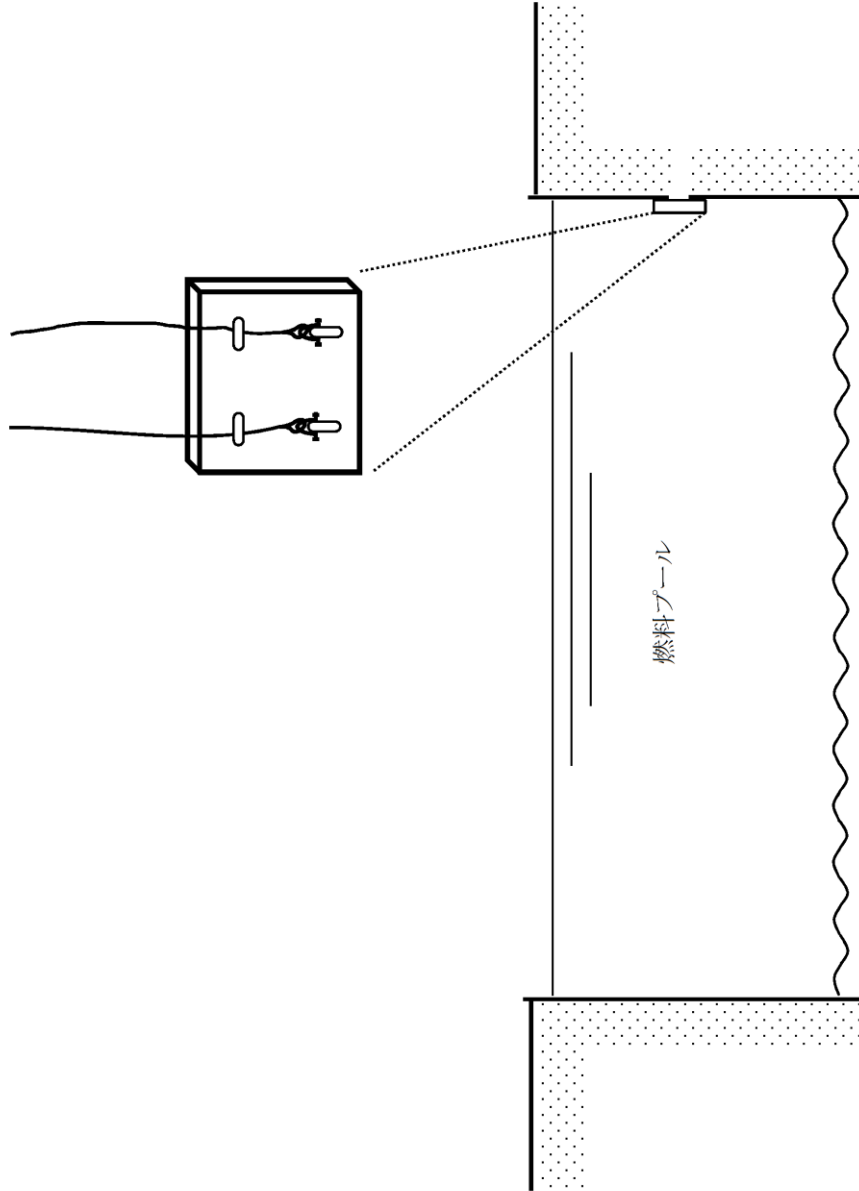


第1.11-7図 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水及びスプレイ 概要図

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	160	170
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及びスプレイ	要員(数)	中央制御室運転員A	1	電源確認、燃料プール監視カメラ状態確認															
			6	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1 重面健全性確認(ホース・康強車)															
	6	緊急時対策要員																	
	6	緊急時対策要員																	
	6	緊急時対策要員																	
	6	緊急時対策要員																	
	6	緊急時対策要員																	
	6	緊急時対策要員																	
	6	緊急時対策要員																	
	6	緊急時対策要員																	

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。
 ※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。
 ※3 原子炉建物原子炉棟西側原を使用した場合は、同様の時間と想定する。

第 1.11-8 図 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及びスプレイ
 タイムチャート



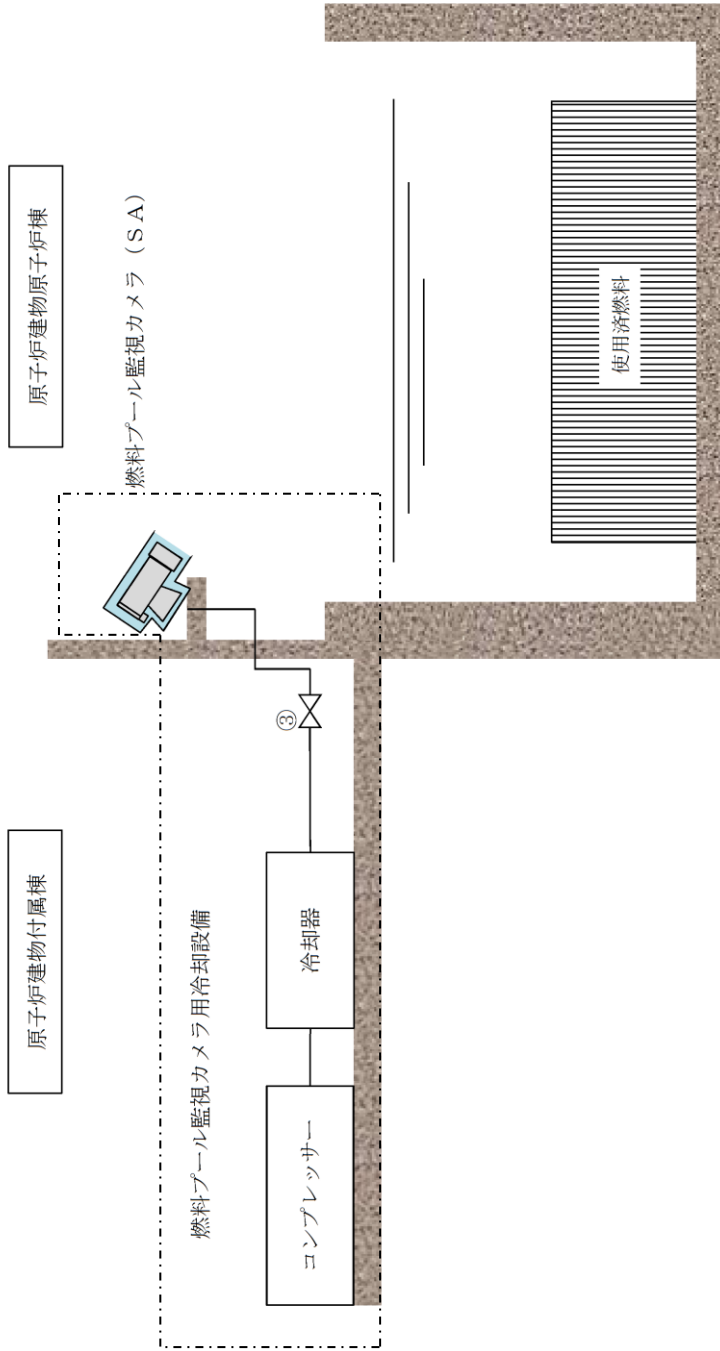
第 1.11-9 図 燃料プール漏えい緩和概要図

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	
燃料プール漏えい緩和	中央制御室運転員A 1	燃料プールからの漏えい緩和 1時間30分 ▽												
		電源確認, 燃料プール監視カメラ状態確認												
	緊急時対策要員 3	移動												
燃料プールからの漏えい緩和														

第 1.11-10 図 燃料プール漏えい緩和 タイムチャート

凡例

⊗	弁
—	配管
⋯	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
③	燃料プールの監視カメラ用冷却空気出口弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

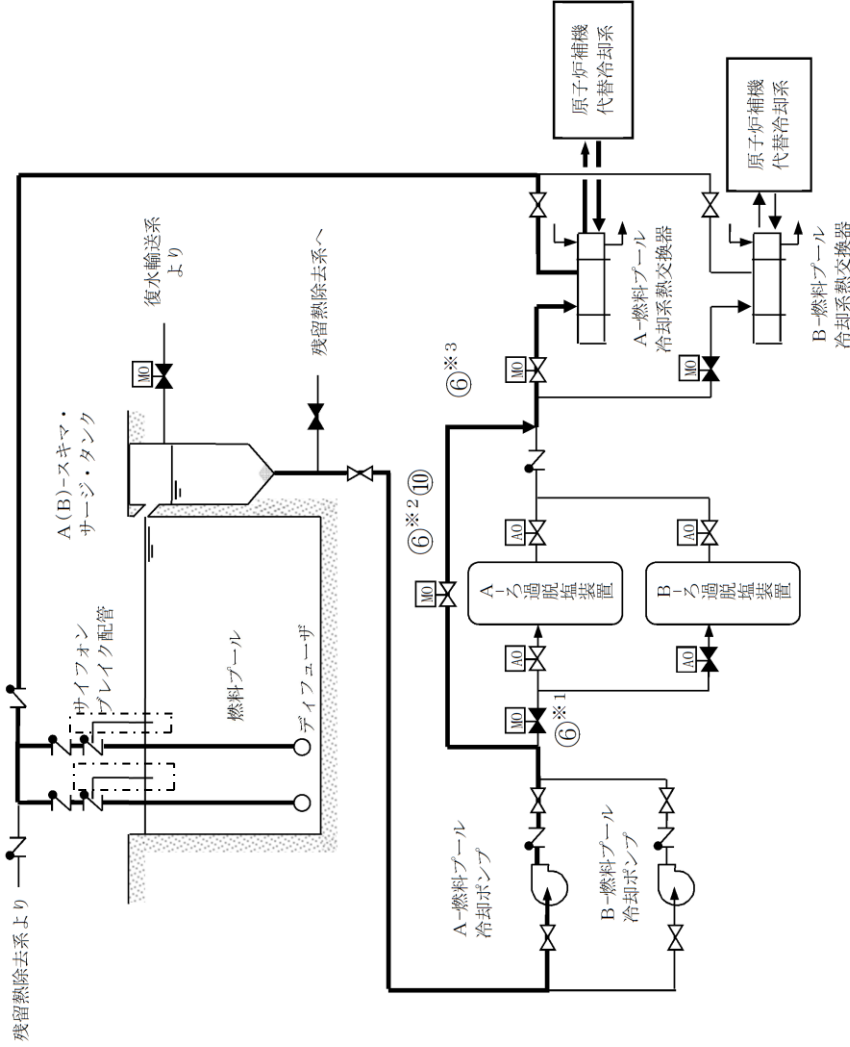
第 1.11-11 図 燃料プールの監視カメラ用冷却設備起動 概要図

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	
燃料プール監視カメラ用 冷却設備起動	要員(数)	25分 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動					
	中央制御室運転員A	1					
	現場運転員B, C	2					

第 1.11-12 図 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	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
⑥*1	FPCフィルタ入口弁
⑥*2(⑩)	FPCフィルタバイパス弁
⑥*3	A-FPC熱交入口弁

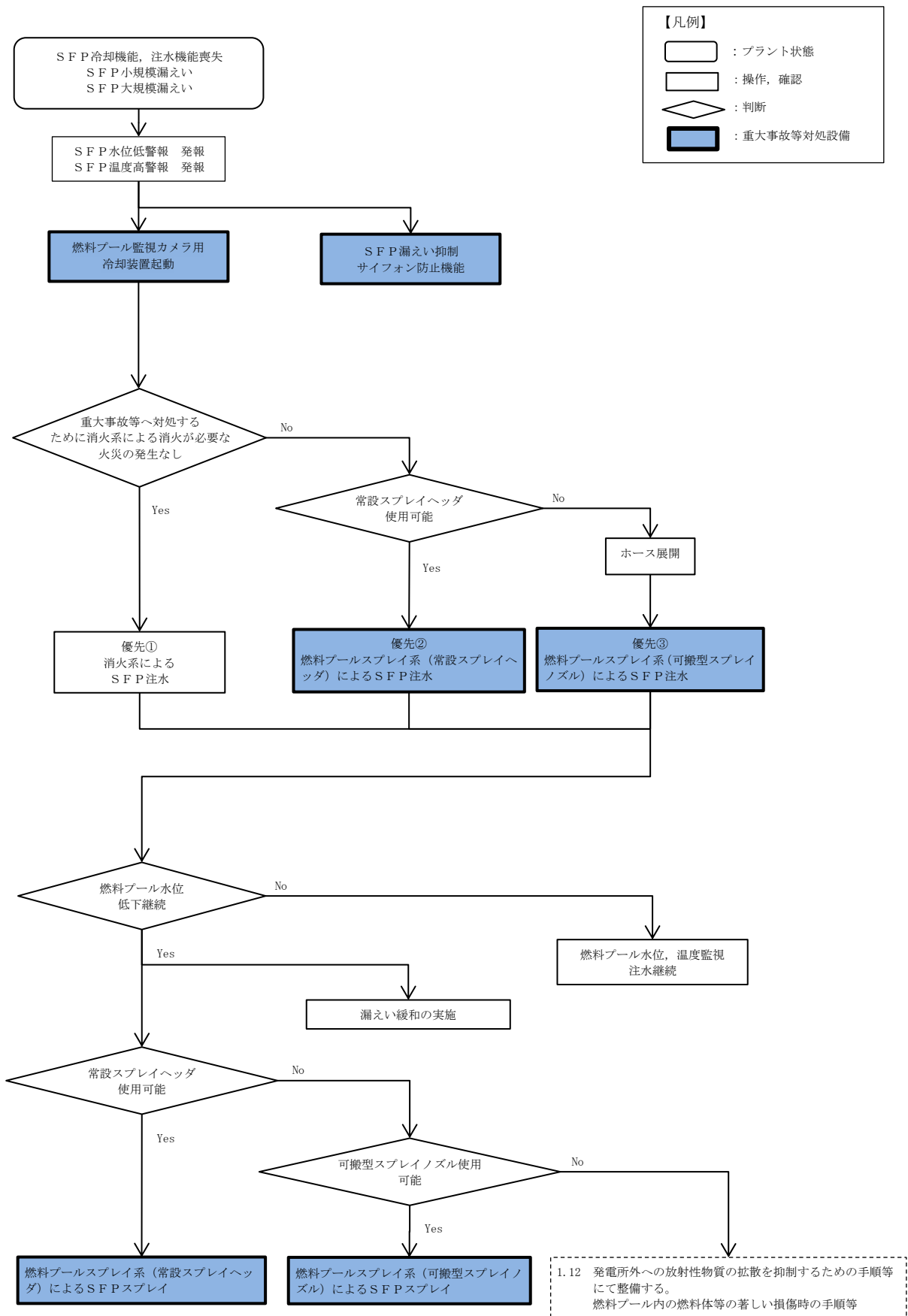
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.11-13 図 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 概要図

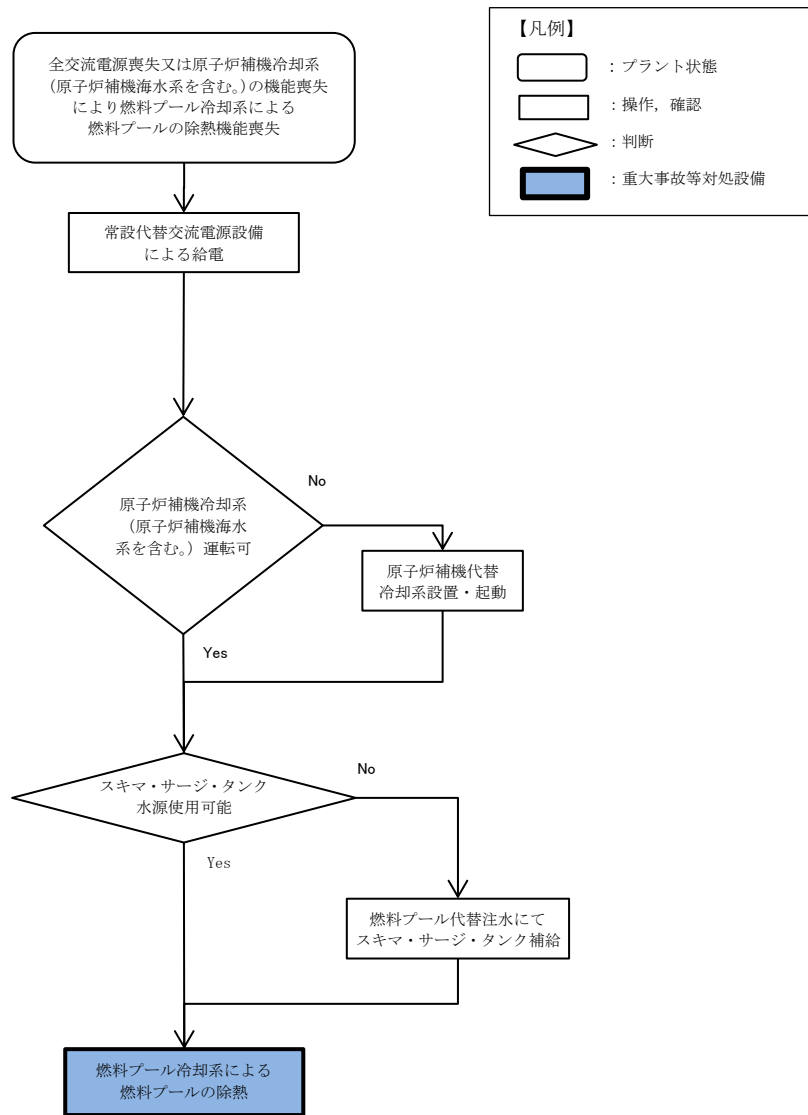
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)						備考
		10	20	30	40	50	60	
手順の項目	要員(数)	燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 10分※1						
燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	中央制御室運転員A	1						
			電源確認					
			系統構成,ポンプ起動					

※1 燃料プール冷却系A系による燃料プールの除熱を示す。また、燃料プール冷却系B系による燃料プールの除熱については、除熱開始まで10分以内で可能である。

第 1.11-14 図 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 タイムチャート



第 1.11-15 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1 / 2)



第 1.11-15 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2 / 2)

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

< 目 次 >

1.12.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

(a) 大気への放射性物質の拡散抑制

(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制

b. 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時の対応手段及び設備

c. 重大事故等対処設備と自主対策設備

(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制

(b) 航空機燃料火災への泡消火

d. 手順等

1.12.2 重大事故等時の手順

1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順

(1) 大気への放射性物質の拡散抑制

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

b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

b. シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.12.2.2 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時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

a. 化学消防自動車等による泡消火

(2) 航空機燃料火災への対応

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

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器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、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.12.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷及び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、発電所外へ放射性物質が拡散するおそれがある。発電所外へ放射性物質の拡散を抑制するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また、原子炉建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において、消火対応するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、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により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第五十五条及び「技術基準規則」第七十条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

a. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれがある場合又

は燃料プール内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は、大気への放射性物質の拡散抑制、放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を図る。

(a) 大気への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷、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は、原子炉建物放水設備により、大気への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（原子炉建物放水設備）は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ ガンマカメラ
- ・ サーモカメラ

(b) 海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷、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、原子炉建物への放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合は、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う手段がある。

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備（海洋拡散抑制設備）は以下のとおり。

- ・ 放射性物質吸着材
- ・ シルトフェンス
- ・ 小型船舶

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。

b. 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時の対応手段及び設備

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、初期対応における延焼防止処置により、火災に対応する手段がある。

初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。

- ・化学消防自動車
- ・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
- ・取水口
- ・取水管
- ・取水槽

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、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手段がある。

航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。

- ・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

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。

c. 重大事故等対処設備と自主対策設備

(a) 大気及び海洋への放射性物質の拡散抑制

審査基準及び基準規則に要求される，大気への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち，大型送水ポンプ車，ホース，放水砲及び燃料補給設備は，いずれも重大事故等対処設備として位置付ける。

海洋への放射性物質の拡散抑制に使用する設備のうち，放射性物質吸着材，シルトフェンス及び小型船舶は重大事故等対処設備として位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により発電所外への放射性物質の拡散抑制が可能であることから，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。併せて，その理由を示す。

- ・ ガンマカメラ
- ・ サーモカメラ

これらの設備については，大気への放射性物質の拡散を直接抑制する手段ではないが，原子炉建物放水設備により原子炉建物に向けて放水する際に，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有効である。

(b) 航空機燃料火災への泡消火

基準規則に要求される，航空機燃料火災への泡消火に使用する設備のうち，大型送水ポンプ車，ホース，放水砲，泡消火薬剤容器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。

以上の重大事故等対処設備により航空機燃料火災への泡消火が可能であることから，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。

併せて，その理由を示す。

- ・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

これらの設備については，航空機燃料火災への対応手段として放水量が少ないため，同等の放水効果は得られにくいですが，早期に消火活動が可能であり，航空機燃料の飛散によるアクセスルート及び建物への延焼拡大防止の手段として有効である。

d. 手順等

上記の a.， b. 及び c. により選定した対応手段に係る手順を整備する。これらの手順は，緊急時対策要員の対応として，原子力災害対策手順書に定める（第 1.12-1 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備する（第 1.12-2 表）。

1.12.2 重大事故等時の手順

1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順

(1) 大気への放射性物質の拡散抑制

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

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内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、燃料プールスプレイにより燃料破損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手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合とする。

- ・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で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でも水位低下が継続する場合
- ・大型航空機の衝突など、原子炉建物の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。

(b) 操作手順

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を抑制する手順の概要は以下のとおり。手順の概要図を第 1.12-1 図に、タイムチャートを第 1.12-2 図に、ホース敷設ルート及び放水砲の設置位置を第 1.12-3 図に示す。

- ①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準備開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を海水取水箇所周辺に設置する。
- ③緊急時対策要員は、ホースを大型送水ポンプ車の水中ポンプに接続後、水中ポンプを取水箇所へ設置し、大型送水ポンプ車の吸込口にホースを接続する。
- ④緊急時対策要員は、放水砲を設置し、ホースの運搬、大型送水ポンプ車から放水砲までのホース敷設を行い、放水砲にホースを接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の水中ポンプを起動し、水張りを行う。
- ⑥緊急時対策要員は、放水砲噴射ノズルを原子炉建物の破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し、準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑦緊急時対策本部は、手順着手を判断した時の状況が継続しており、以下のいずれかの状況が該当し、放射性物質吸着材の設置が完了されている場合は、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実施を緊急時対策要員に指示する。
 - ・原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず、

原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合

- ・原子炉格納容器からの異常漏えいにより，格納容器フィルタベント系で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの，原子炉建物内の水素濃度が低下しないことにより，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の操作にて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閉止装置使用後においては，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置）を開放する場合
- ・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ができない場合
- ・プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合

⑧緊急時対策要員は，大型送水ポンプ車の送水ポンプを起動し，放水砲により原子炉建物の破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し，緊急時対策本部に報告する。

⑨緊急時対策本部は，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開始について当直長に報告する。

⑩緊急時対策要員は，大型送水ポンプ車の運転状態を継続監視し，定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合，大型送水ポンプ車は約3時間の運転が可能）

(c) 操作の成立性

上記の操作は，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の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拡散抑制効果がある。

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，ホースの敷設時間などを考慮し，複数あるホース敷設ルートから全対応の作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。

b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み

原子炉建物放水設備により原子炉建物に向けて放水する際に，原子炉建物から放出される放射性物質の漏えい箇所を把握し，大気への放射性物質の拡散抑制をより効果的なものとするため，ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質や熱を検出し，放射性物質漏えい箇所を絞り込む手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

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を行う手順の着手を判断した場合において，放射性物質の漏えい箇所が原子炉建物外観上で判断できない場合。

(b) 操作手順

ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を特定する手順の概要は以下のとおり。また，手順の概要図を第 1.12-4 図，タイムチャートを第 1.12-5 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，緊急時対策要員へガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所を絞り込む作業の開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は，ガンマカメラ又はサーモカメラを原子炉建物が視認できる場所に運搬する。
- ③緊急時対策要員は，ガンマカメラ又はサーモカメラにより放射性物質の漏えい箇所を絞り込む。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，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ンマカメラ又はサーモカメラによる放射性

物質漏えい箇所の絞り込み作業開始まで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。また、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。

(2) 海洋への放射性物質の拡散抑制

a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合、又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合は、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する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。

防波壁内側の合計3箇所に放射性物質吸着材を設置することにより、海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

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を行う手順着手の判断をした場合。

(b) 操作手順

放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。放射性物質吸着材の設置位置図を第1.12-6図に、タイムチャートを第1.12-7図に示す。

①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へ放射性物質吸着材の設置開始を指示する。

②緊急時対策要員は、放射性物質吸着材を、設置位置近傍まで運搬する。

③緊急時対策要員は、放射性物質吸着材を設置する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員5名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから放射性物質吸着材設置完了まで4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。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. シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制

炉心の著しい損傷及び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、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する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生する。

放射性物質を含む汚染水は雨水排水路及び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手順を整備する。

人力にて2号炉放水接合槽に、小型船舶を用いて輪谷湾にシルトフェンスを設置する。

(a) 手順着手の判断基準

放射性物質吸着材の設置作業が完了した後において、シルトフェンスの設置が可能な状況（大津波警報、津波警報が出ていない又は解除された等）である場合。

(b) 操作手順

シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順の概要は以下のとおり。シルトフェンスの設置位置図を第 1.12-8 図に、小型船舶の保管場所及び運搬ルートを図 1.12-9 図に、タイムチャートを第 1.12-10 図に示す。

< 2号炉放水接合槽に設置する場合 >

①緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へシルトフェンスの設置開始を指示する。

- ②緊急時対策要員は、シルトフェンスと付属資機材を設置位置近傍に運搬する。
- ③緊急時対策要員は、シルトフェンスに固定用ロープを設置する。併せて、シルトフェンス両端部を所定の箇所に固定する。
- ④緊急時対策要員は、シルトフェンスのカーテン部を結束していたロープを解き、カーテン部を開放する。
- ⑤緊急時対策要員は、固定用ロープを使用してシルトフェンスを水面まで降ろしていく。
- ⑥緊急時対策要員は、同作業完了後、緊急時対策本部の指示に基づき、同様の手順により2重目のシルトフェンスを設置する。
- <輪谷湾に設置する場合>
- ⑦緊急時対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策要員へシルトフェンスの設置開始を指示する。
- ⑧緊急時対策要員は、シルトフェンス、付属資機材及び海上作業に必要な小型船舶を設置位置近傍に運搬する。
- ⑨緊急時対策要員は、シルトフェンスに固定用ロープを取り付ける。
- ⑩緊急時対策要員は、小型船舶で対岸まで固定用ロープを曳航し、対岸の所定の箇所に固定用ロープを取りつけ後、元の位置に引き返し固定用ロープを所定の箇所に取り付ける。
- ⑪緊急時対策要員は、連結させたシルトフェンスを順次、荷揚場護岸から海面に投入し、シルトフェンスが所定の位置に配置するまで固定用ロープを引っ張る。
- ⑫その際、緊急時対策要員は、小型船舶を使用し、シルトフェンスが水面上で支障物等に絡まないよう調整する。
- ⑬緊急時対策要員は、シルトフェンス配置後、両端部の固定用ワイヤーを護岸の所定の箇所へ固定する。
- ⑭緊急時対策要員は、小型船舶を使用し、シルトフェンスのカー

テン部を結束していたロープを切断し、カーテン部を開放する。
⑮緊急時対策要員は、同作業完了後、緊急時対策本部の指示に基づき、同様の手順により2重目のシルトフェンスを設置する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち2号炉放水接合槽への1重目のシルトフェンスの設置については、緊急時対策要員7名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから設置完了まで3時間以内で可能である。

輪谷湾への1重目のシルトフェンスの設置については、緊急時対策要員7名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから設置完了まで24時間以内で可能である。

それぞれ1重目のシルトフェンスの設置完了後、緊急時対策本部の指示により、2重目のシルトフェンスを設置する。

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

さらに、積み込み、運搬等にユニック車等を使用することで重量物であるシルトフェンス等を効率的に運搬でき、また、海上作業では小型船舶を使用することでシルトフェンスの展開作業が容易となり、作業安全を確保するとともに作業時間の短縮を図る。

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

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、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することで放射性物質を含む汚染水が発生するため、放射性物質吸着材の設置による汚染水の海洋への拡散抑制を開始する。

海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れを第1.12-11図に示す。

放射性物質吸着材は、放水した汚染水が流れ込む雨水排水路集水柵3

箇所に設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制を行う。

その後、シルトフェンスを設置するが、シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報、津波警報が出ている状況等）である場合、シルトフェンスの設置が可能な状況となり次第、シルトフェンスの設置を開始する。

また、放射性物質吸着材の設置作業とシルトフェンスの設置作業を異なる要員で対応できる場合、並行して作業を実施することが可能である。

1.12.2.2 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時の手順

(1) 初期対応における延焼防止処置

a. 化学消防自動車等による泡消火

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において、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車、又は、小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲により初期対応における泡消火を行う手順を整備する。使用可能な淡水源がある場合は、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、使用可能な淡水が無ければ海水を使用する。

(a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

(b) 操作手順

化学消防自動車等による泡消火を行う手順の概要は以下のとおり。航空機燃料火災への対応の概要図を第 1.12-12 図に、タイムチャートを第 1.12-13 図に、水利の配置図を第 1.12-14 図に示す。

①自衛消防隊の自衛消防隊長は、発電所敷地内において航空機衝突による火災を確認した場合、現場の火災状況及び安全距離を確保した後、初期消火に必要な設備の準備を開始する。

- ・周辺の状況（けが人の有無、モニタリングの状況）
- ・消火の水源に、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，純水タンクを使用する場合は，水量が確保され使用できることを併せて確認する。

- ・化学消防自動車等による泡消火の実施判断は現場火災状況を基に自衛消防隊の自衛消防隊長が自衛消防隊へ指示する。

②自衛消防隊の自衛消防隊長は，現場火災状況を緊急時対策本部へ報告する。

- ・周辺の状況（けが人の有無，モニタリングの状況）
- ・消火の水源
- ・化学消防自動車等による泡消火の実施判断の結果

<化学消防自動車等による泡消火（小型放水砲を使用しない場合）>

③自衛消防隊は，水源近傍に化学消防自動車を設置し，水利を確保する。

④自衛消防隊は，火災発生場所と使用する水源の場所が遠い場合，水源近傍に小型動力ポンプ付水槽車を，水源と火災発生場所の中間位置付近に化学消防自動車を設置し，水利を確保するとともに，小型動力ポンプ付水槽車から化学消防自動車までのホース敷設，接続及び準備作業を行う。

⑤自衛消防隊は，化学消防自動車から初期消火活動場所までのホース敷設，接続及び準備作業を行う。

⑥自衛消防隊は，火災発生場所と使用する水源の場所が遠い場合，小型動力ポンプ付水槽車より取水し，化学消防自動車へ送水を開始する。

⑦自衛消防隊は，消火用水と泡消火薬剤を混合させて，化学消防自動車による泡消火を開始する。現場状況により，小型動力ポンプ付水槽車による泡消火又は延焼防止を実施する。（必要に応じて，緊急時対策要員を活用する。）

⑧自衛消防隊は，適宜，泡消火薬剤の補給を実施する。

<化学消防自動車等による泡消火（小型放水砲を使用する場合）>

⑨自衛消防隊は、水源近傍に化学消防自動車を設置し、水利を確保する。また、火災発生場所と使用する水源の場所が遠い場合、水源近傍に小型動力ポンプ付水槽車を、水源と火災発生場所の中間位置付近に化学消防自動車を設置し、水利を確保する。

⑩自衛消防隊は、初期消火活動場所へホースを敷設するとともに小型放水砲へホースを接続する。

⑪自衛消防隊は、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車より取水し、小型放水砲へ送水を開始する。

⑫自衛消防隊は、小型放水砲による泡消火を実施する。現場状況により、化学消防自動車による泡消火又は延焼防止を実施する。
(必要に応じて、緊急時対策要員を活用する。)

⑬自衛消防隊は、適宜、泡消火薬剤の補給を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、自衛消防隊7名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから初期消火開始まで、化学消防自動車等による泡消火（小型放水砲を使用しない場合）を選択した場合は1時間10分以内、化学消防自動車等による泡消火（小型放水砲を使用する場合）を選択した場合は1時間40分以内で可能である。

なお、小型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なため、火災現場の状況に応じて、最も効果的な方角から泡消火を実施する。

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。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、容易に操作が可能である。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。

(2) 航空機燃料火災への対応

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、海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

(b) 操作手順

大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火手順の概要は以下のとおり。また、航空機燃料火災への対応の概要図を第 1.12-12 図に、タイムチャートを第 1.12-13 図に、水源の配置、大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火に関するホース敷設ルートのを第 1.12-15 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、緊急時対策要員へ大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車を取水箇所周辺に設置する。
- ③緊急時対策要員は、ホースを大型送水ポンプ車の水中ポンプに接続後、水中ポンプを取水箇所へ設置し、大型送水ポンプ車の吸込口にホースを接続する。
- ④緊急時対策要員は、泡消火薬剤容器を大型送水ポンプ車近傍に設置し、大型送水ポンプ車と接続する。
- ⑤緊急時対策要員は、放水砲を設置し、ホースの運搬、大型送水ポンプ車から放水砲までホース敷設を行い、放水砲にホースを接続する。
- ⑥緊急時対策要員は、放水砲にホースを接続後、放水砲噴射ノズルを火災発生箇所に向けて調整する。

⑦緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の起動及び泡消火薬剤の注入を開始し、放水砲による泡消火を開始する。

⑧緊急時対策要員は、大型送水ポンプ車の運転状態を継続監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油（燃料を給油しない場合、大型送水ポンプ車は約3時間の運転が可能）を実施する。

(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。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護服、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。

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

航空機燃料火災への対応は、各消火手段に対して異なる緊急時対策要員で対応することから、準備完了したものから泡消火を開始する。

化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲は、大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火を開始するまでの移動経路を確保するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のため

めの広範囲の泡消火を行う。

大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火は、航空機燃料火災を約1,320m³/hの流量で消火する。

初期対応において、移動経路を確保するための泡消火、要員の安全確保のための泡消火、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための消火活動については、小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲より準備作業が容易で、機動性が高い化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車を優先する。

建物等高所への消火活動を行う必要がある場合、小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲による泡消火を行う。

使用する水源について、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車又は小型動力ポンプ付水槽車、化学消防自動車及び小型放水砲は、消火栓（ろ過水タンク、補助消火水槽）、ろ過水タンク、補助消火水槽及び純水タンクのうち準備時間が短い水源である消火栓（ろ過水タンク、補助消火水槽）を優先する。消火栓（ろ過水タンク、補助消火水槽）、ろ過水タンク、補助消火水槽及び純水タンクが使用できなければ海水を使用する。

大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火の水源は、大流量の放水であるため海水を使用する。

1.12.2.3 その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉建物からの水素の排出に関する手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」に整備する。

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

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」に整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」に整備する。

原子炉建物周辺の線量を確認する手順に関する手順については、「1.17
監視測定等に関する手順等」に整備する。

第1.12-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧

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。

第1.12-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 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		
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」	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)
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量 高压原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用) R P V / P C V 注入流量 残留熱代替除去ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 制御棒駆動水圧系系統流量 高压炉心スプレイポンプ出口流量 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量 低压炉心スプレイポンプ出口流量
		燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
		原子炉圧力容器への注水量 -
	操作	原子炉格納容器への注水量 代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 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)
		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)
		原子炉建物内の水素濃度 原子炉建物水素濃度
		燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
		屋外の放射線量 モニタリング・ポスト

監視計器一覧(2 / 4)

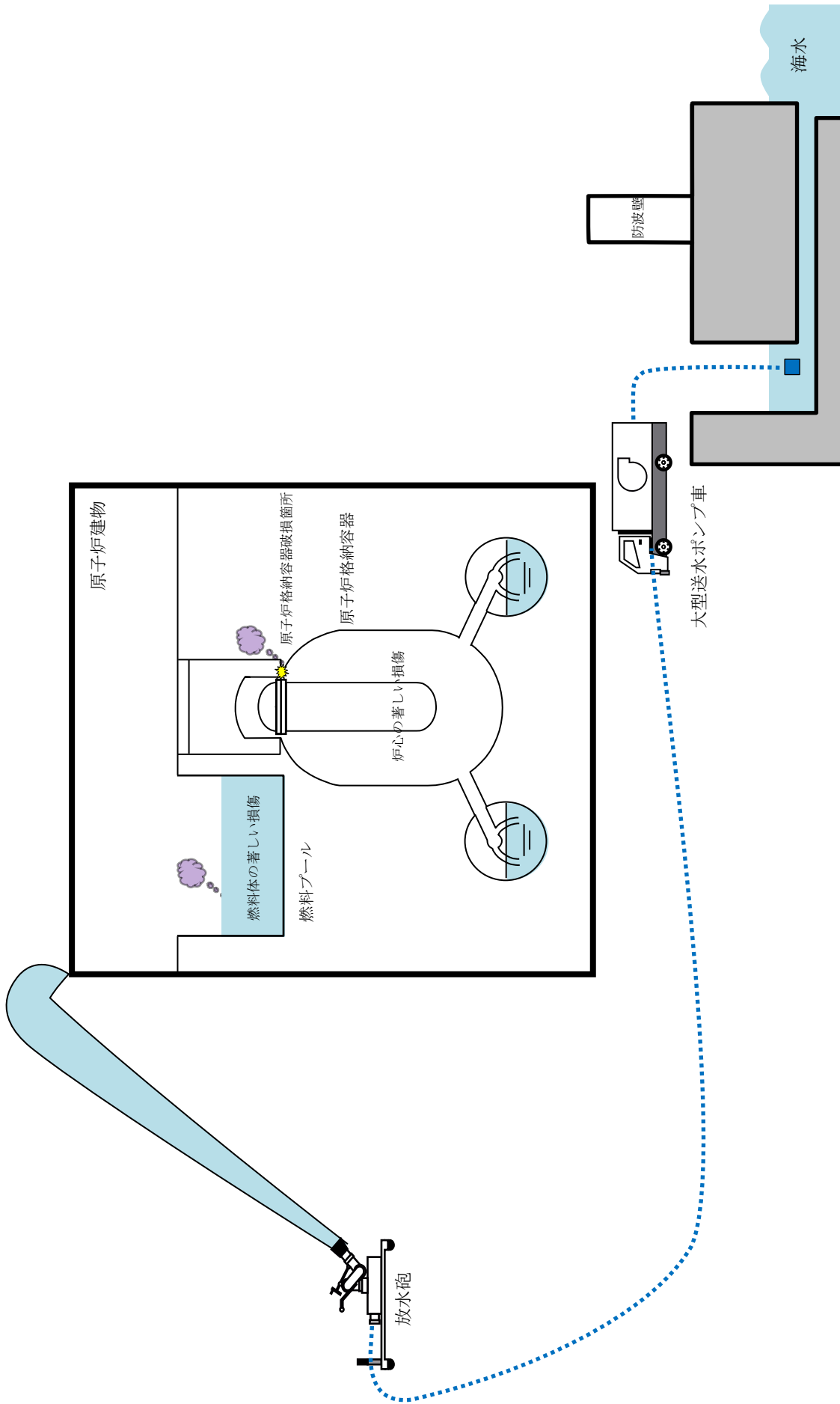
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順 (1) 大気への放射性物質の拡散抑制 b. ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み			
原子力災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・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)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	高压原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用) RPV/PCV注入流量 残留熱代替除去ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 制御棒駆動水圧系系統流量 高压炉心スプレイポンプ出口流量 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量 低压炉心スプレイポンプ出口流量
		燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
操作	-		

監視計器一覧(3 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 a. 放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制		
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」	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)
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量 高圧原子炉代替注水流量 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) R P V / P C V 注入流量 残留熱代替除去ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 制御棒駆動水圧系系統流量 高圧炉心スプレーポンプ出口流量 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレーポンプ出口流量
		燃料プールの監視 燃料プール水位低 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
操作	-	

監視計器一覧(4 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順 (2) 海洋への放射性物質の拡散抑制 b. シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制			
原子力災害対策手順書 「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」	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)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (SA)
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器への注水量	高压原子炉代替注水流量 代替注水流量 (常設) 低压原子炉代替注水流量 低压原子炉代替注水流量 (狭帯域用) RPV/PCV注入流量 残留熱代替除去ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 制御棒駆動水圧系系統流量 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量 低压炉心スプレイポンプ出口流量 高压炉心スプレイポンプ出口流量
		燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
操作	-		
1.12.2.2 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時の手順 (1) 初期対応における延焼防止処置 a. 化学消防自動車等による泡消火			
原子力災害対策手順書 「航空機燃料火災時等における初動対応」	判断基準	-	
	操作	-	
1.12.2.2 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時の手順 (2) 航空機燃料火災への対応 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			
原子力災害対策手順書 「放水砲による消火活動」	判断基準	-	
	操作	-	



第1.12-1 図 大気への放射性物質の拡散抑制手順の概要図

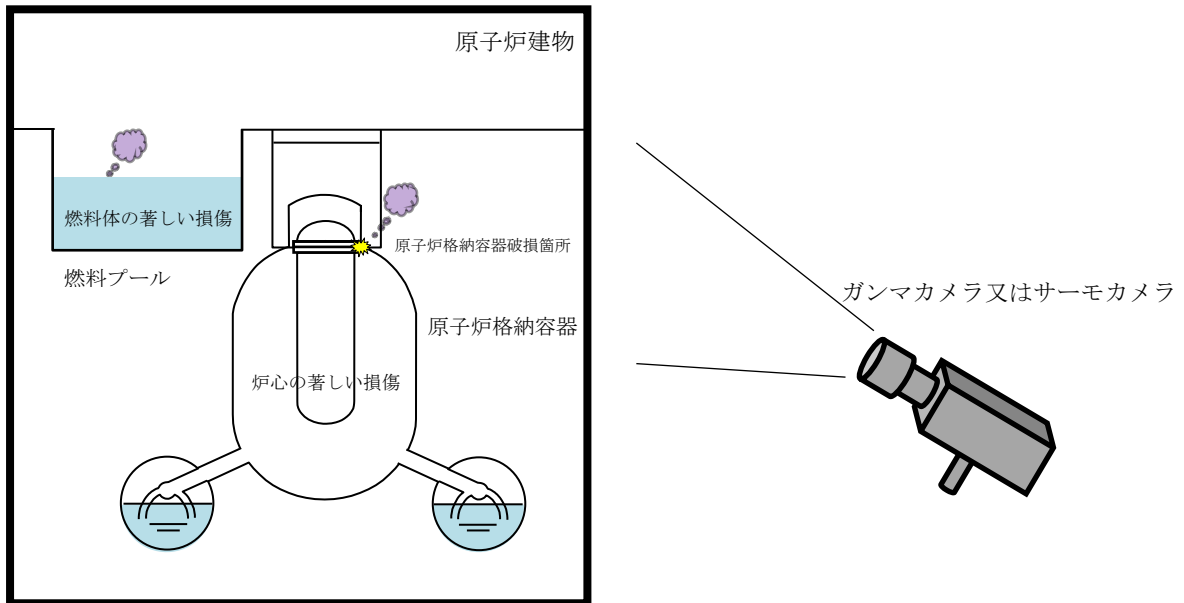
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)										備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270			
大型送水ポンプ車及び放水砲による 大気への放射性物質の拡散抑制	要員(教)	大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制 4時間30分										【取水箇所周辺作業】 大型送水ポンプ車の運搬、 水中ポンプ設置、放水操作 等	
	緊急時対策要員	6	移動 (緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動)										
					車両健全性確認 (大型送水ポンプ車)								
					送水準備 (車両運搬, 水中ポンプ設置)								
					大型送水ポンプ車起動, 放水開始								
					拡散抑制開始 (流量調整・監視)								
					(要員12名のうち5名で大気への拡散抑制を実施)								
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	要員(教)	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 4時間30分										【取水箇所及び2号貯留 タンク周辺作業】 2号貯留取水槽の閉止板開 放、放水砲の設置、ホース 敷設、放水操作等	
	緊急時対策要員	6	移動 (緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動)										
					車両健全性確認 (ホース展張車)								
					取水槽閉止板開放								
					放水砲の設置								
					送水準備 (ホース敷設)								
					放水開始								
					拡散抑制開始 (監視)								
					(要員12名のうち5名で大気への拡散抑制を実施)								

第 1.12-2 図 大気への放射性物質の拡散抑制 タイムチャート



第1.12-3 図 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関する
ホース敷設ルート図（例）

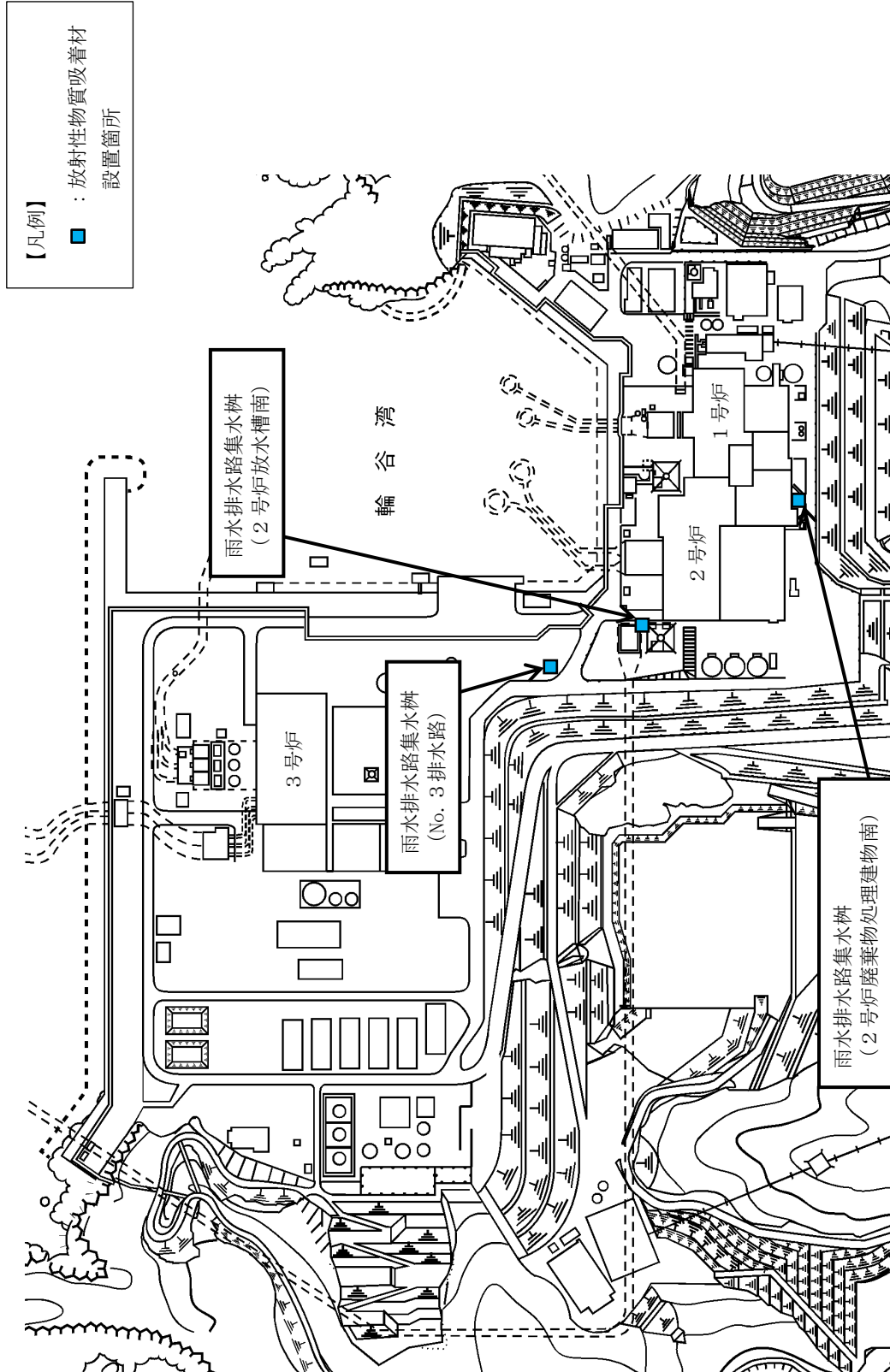
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.12-4 図 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所への絞り込み手順の概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目 要員(敬)	経過時間(分)												備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	
ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み	緊急時対策要員 2	ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み 1時間 ▽												
		移動(緊急時対策所から測定エリアに移動)												
		設置準備 測定開始 ↑												

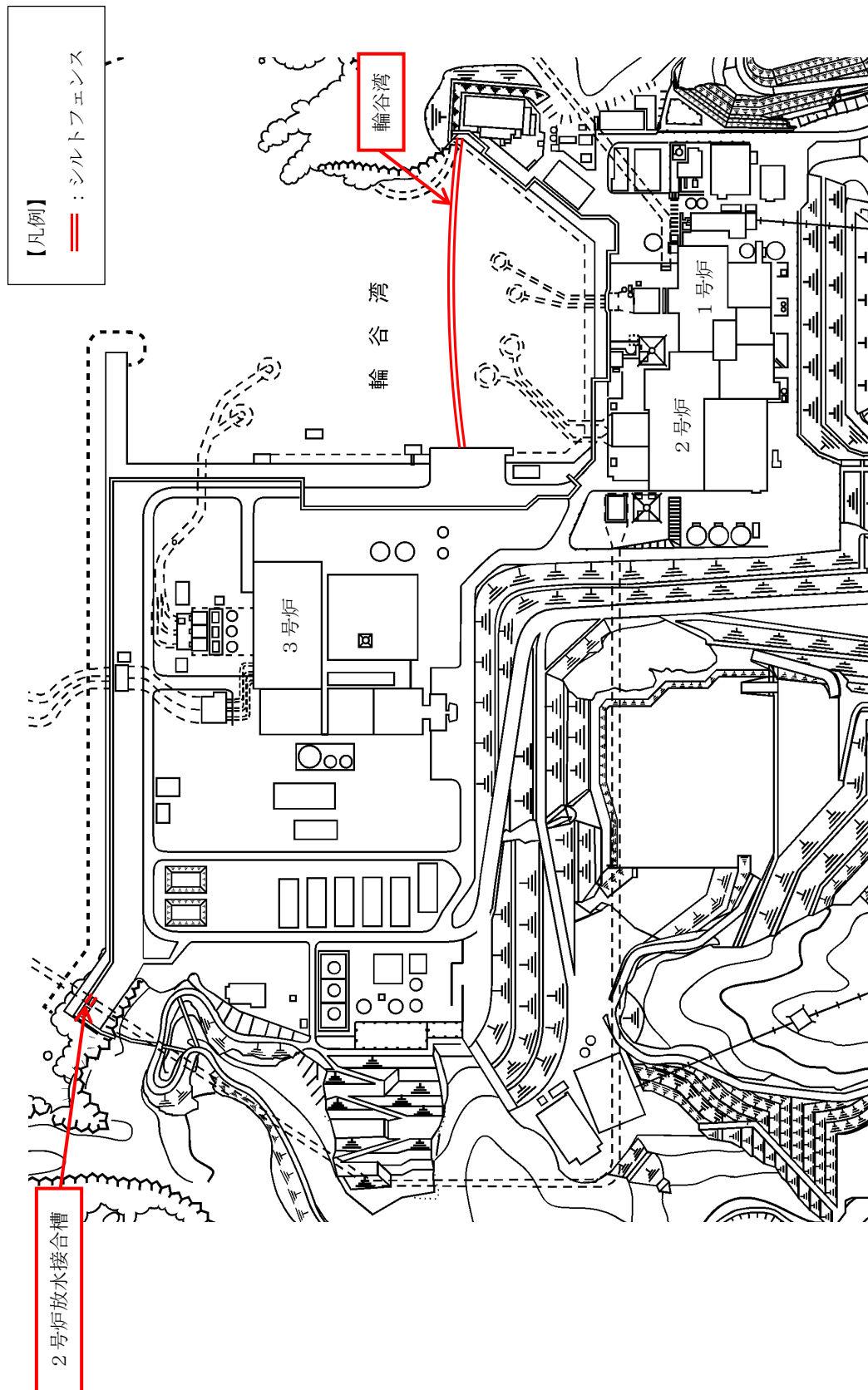
第 1.12-5 図 ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質漏えい箇所の絞り込み手順 タイムチャート



第 1.12-6 図 放射性物質吸着材の設置位置図

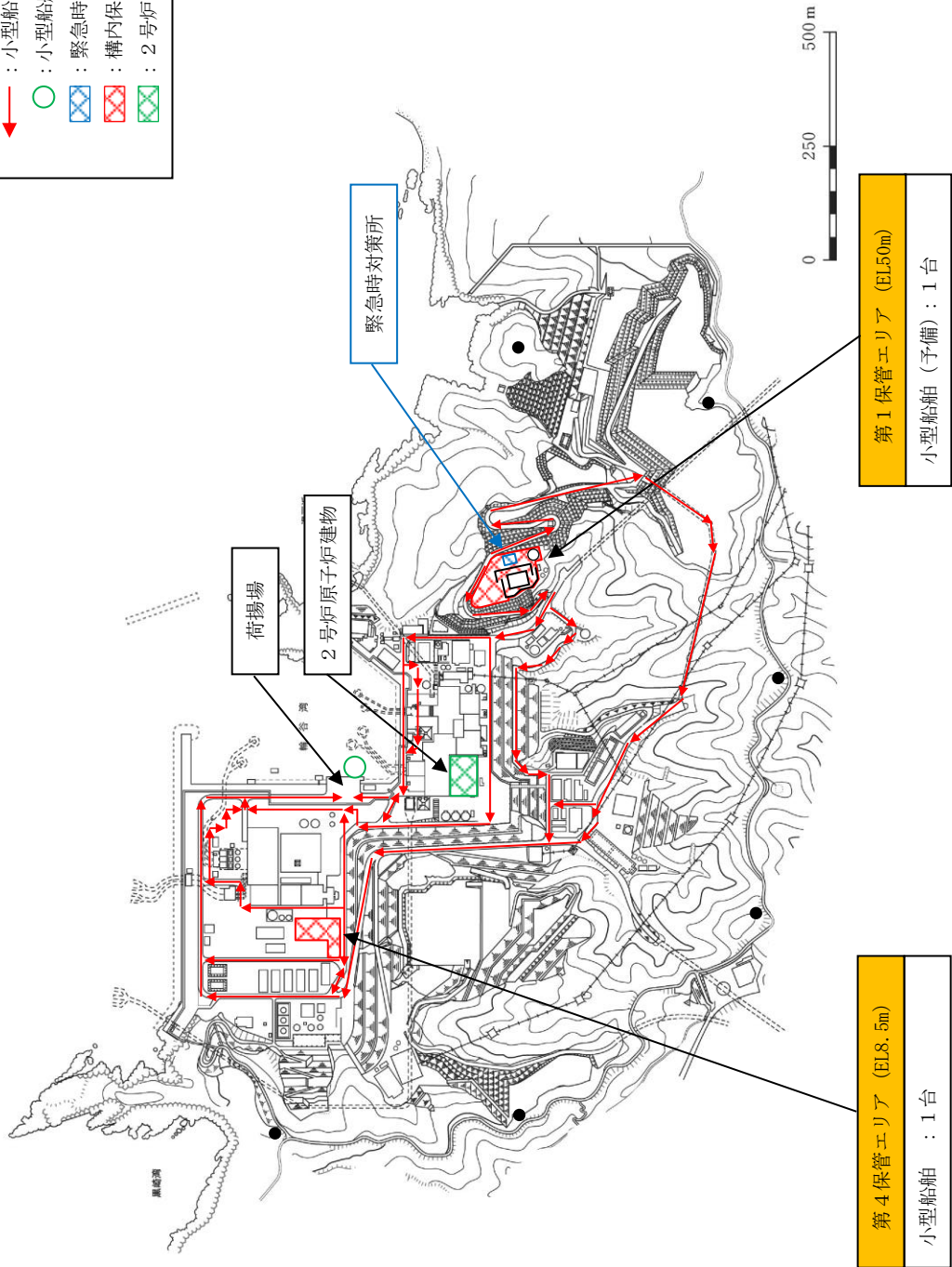
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考						
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		260	280				
放射性物質吸着材による海洋への放射能抑制	要員(数) 緊急時対策要員 5	移動 (緊急時対策所から第4保管エリアに移動)																		
		車両健全性確認 (放射性物質吸着材運搬車)																		
		資機材積込																		
		設置 (雨水排水路集水枠 (No. 3 排水路))																		
		移動 (現場から第4保管エリア)																		
		資機材積込																		
		設置 (雨水排水路集水枠 (2号炉放水槽南))																		
		設置 (雨水排水路集水枠 (2号炉廃棄物処理建物南))																		

第1.12-7 図 海洋への放射性物質の拡散抑制 (放射性物質吸着材) タイムチャート



第1.12-8図 シルトフェンス設置位置図

- 【凡例】
- : 小型船舶運搬ルート
 - : 小型船舶使用場所 (着水場所)
 - ⊠ : 緊急時対策所
 - ⊞ : 構内保管場所
 - ⊞ : 2号炉原子炉建物

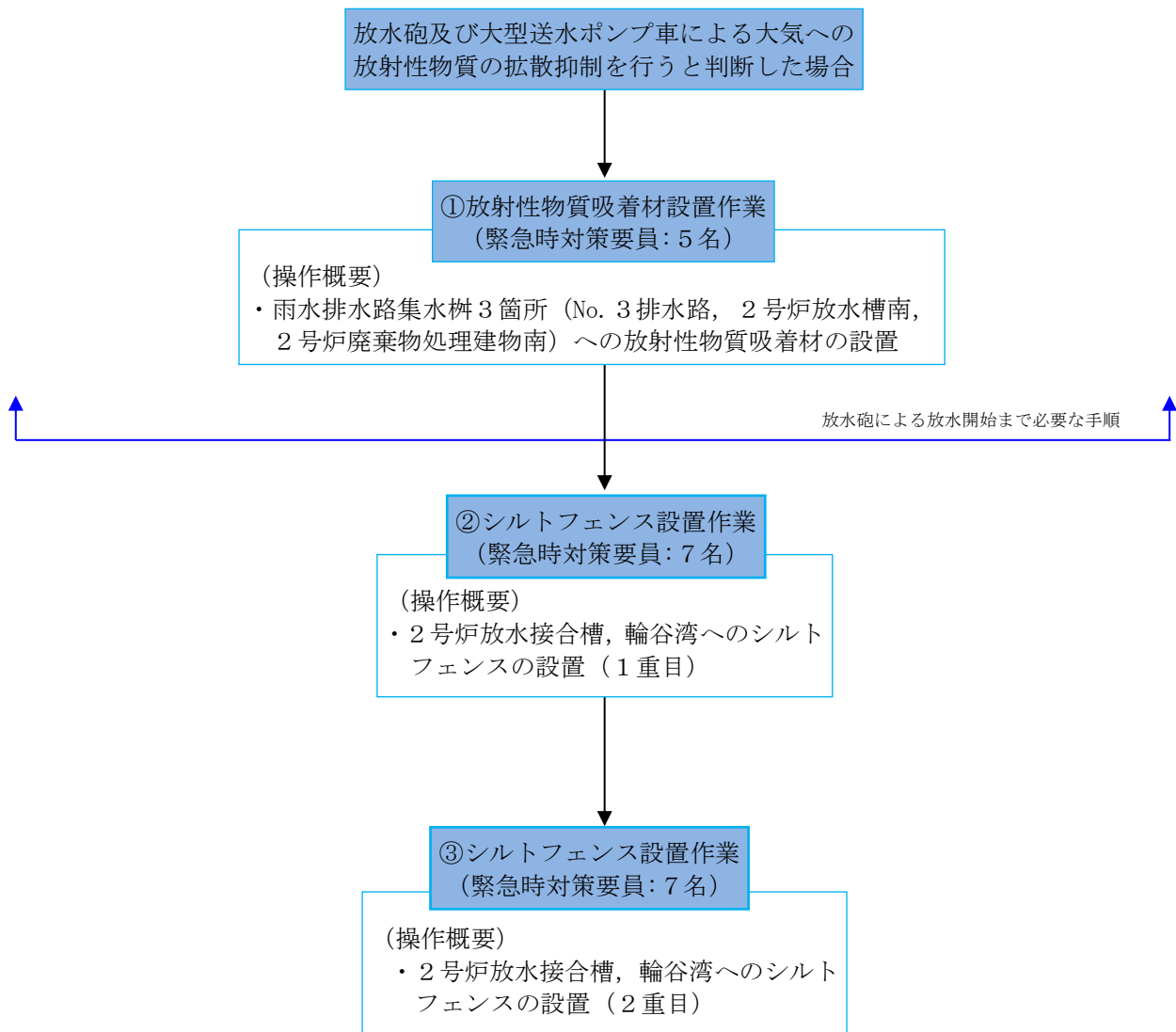


現場の状況により、小型船舶運搬ルートを変更する。

第 1.12-9 図 小型船舶の保管場所及び運搬ルート

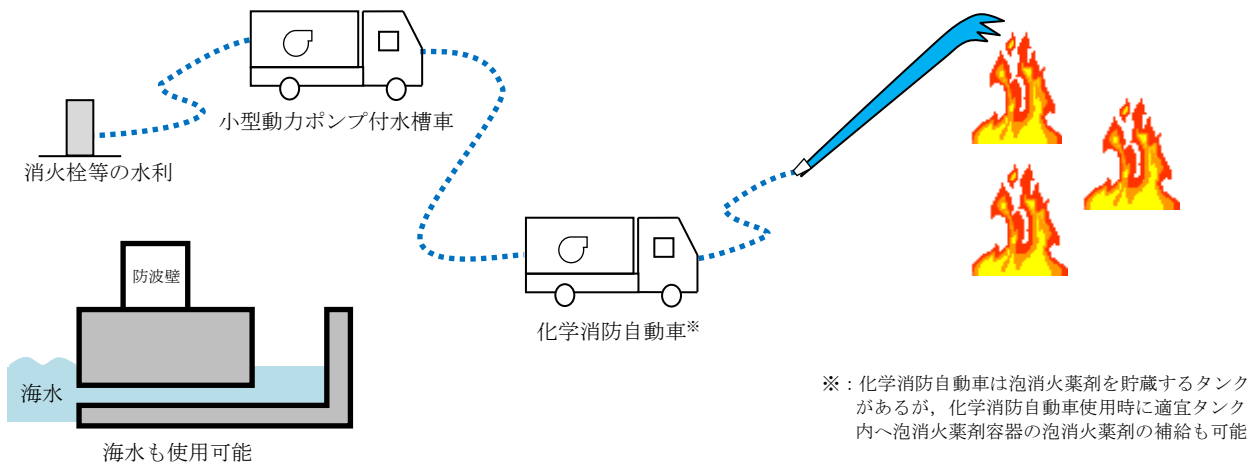
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	20	22	24	
シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	要員(数) 緊急時対策要員 7	2号知放水接合槽へのシルトフェンス(1重目)の設置 3時間 ▽												
		移動(緊急時対策所から第4保管エリアに移動)												
		車両健全性確認(シルトフェンス運搬車)												
		積込・運搬												
		シルトフェンスの設置												
		↑												
		運搬・小型船舶の準備												
		シルトフェンスの設置												
		↑												
		輪谷湾へのシルトフェンス(1重目)の設置 24時間 ▽												

第 1.12-10 図 海洋への放射性物質の拡散抑制 (シルトフェンス) タイムチャート

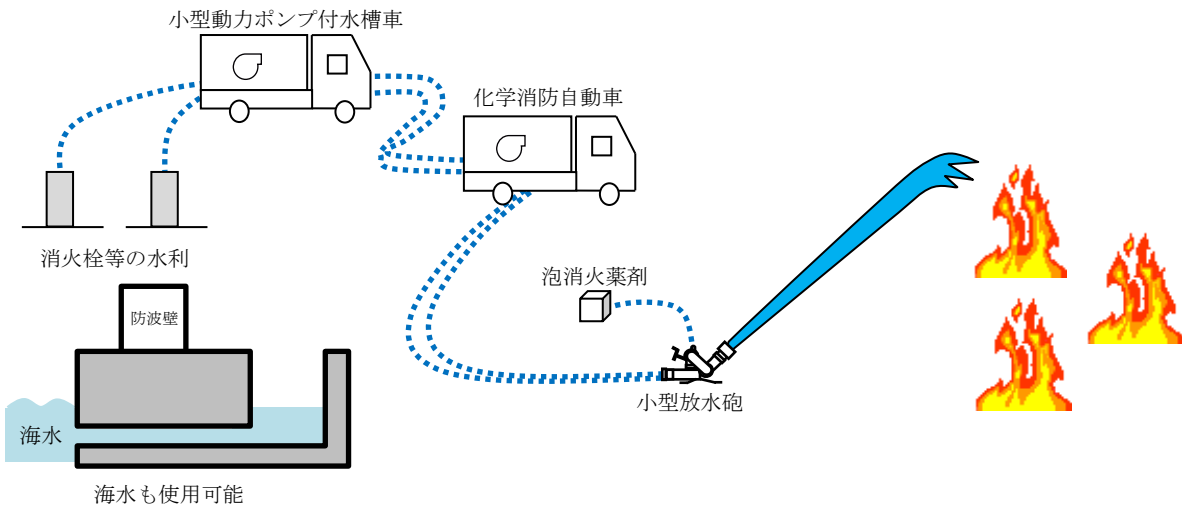


①, ②の作業は, 異なる要員で対応できる場合は, 並行して実施することが可能

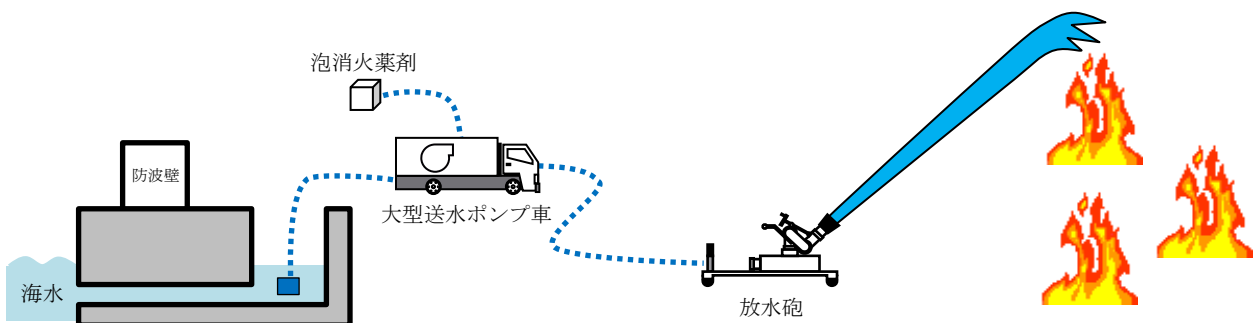
第 1.12-11 図 海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ



化学消防自動車等による泡消火（小型放水砲を使用しない場合）



化学消防自動車等による泡消火（小型放水砲を使用する場合）



大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火

第 1.12-12 図 航空機燃料火災への対応の概要図

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	240	260	280	300	
手順の項目	初期消火開始 ▽ 1 時間10分															
	大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火開始 ▽ 5 時間10分															
化学消防自動車等による泡消火 (小型放水砲を使用しない場合)	要員(数)															
	7															
	自衛消防隊															
	移動 (緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動)															
	車両健全性確認 (化学消防自動車, 小型動力ポンプ付水槽車, 泡消火薬剤運搬車)															
	第4保管エリアから現場への車両移動															
	送水準備 (ホース敷設)															
ポンプ起動, 放水開始																
化学消防自動車による初期消火活動及び延焼防止 (機関操作)																
(適宜, 化学消防自動車へ泡消火薬剤を補給)																

化学消防自動車等による泡消火 (小型放水砲を使用しない場合)

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	
手順の項目	初期消火開始 ▽ 1 時間40分															
	大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火開始 ▽ 5 時間10分															
化学消防自動車等による泡消火 (小型放水砲を使用する場合)	要員(数)															
	7															
	自衛消防隊															
	移動 (緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動)															
	車両健全性確認 (化学消防自動車, 小型動力ポンプ付水槽車, 泡消火薬剤運搬車)															
	第4保管エリアから現場への車両移動															
	送水準備 (ホース敷設, 泡消火薬剤容器と小型放水砲の接続)															
化学消防自動車の起動, 放水開始																
小型放水砲による初期消火活動及び延焼防止 (機関操作)																
(適宜, 小型放水砲へ泡消火薬剤を補給)																

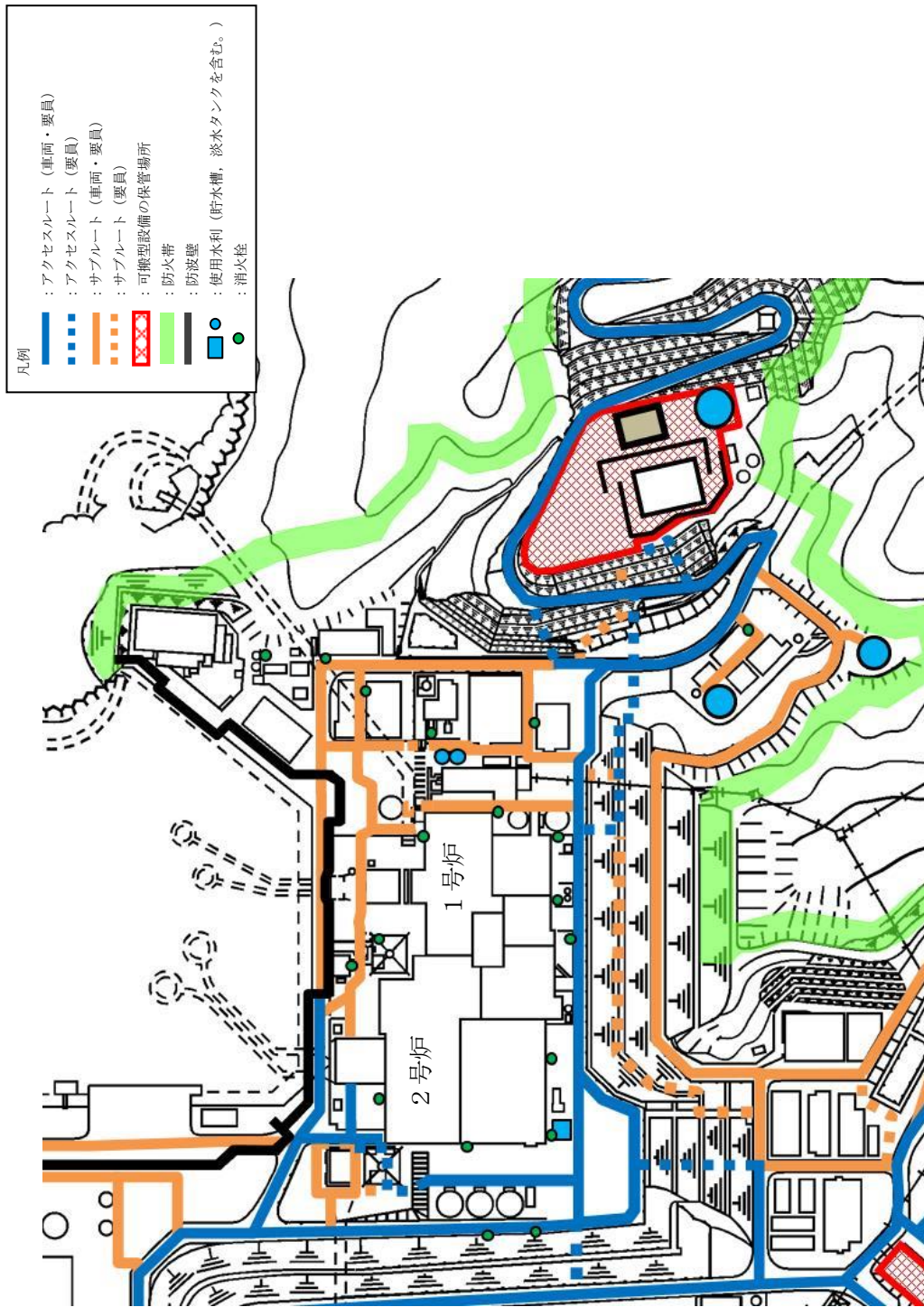
化学消防自動車等による泡消火 (小型放水砲を使用する場合)

第 1.12-13 図 航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 タイムチャート (1 / 2)

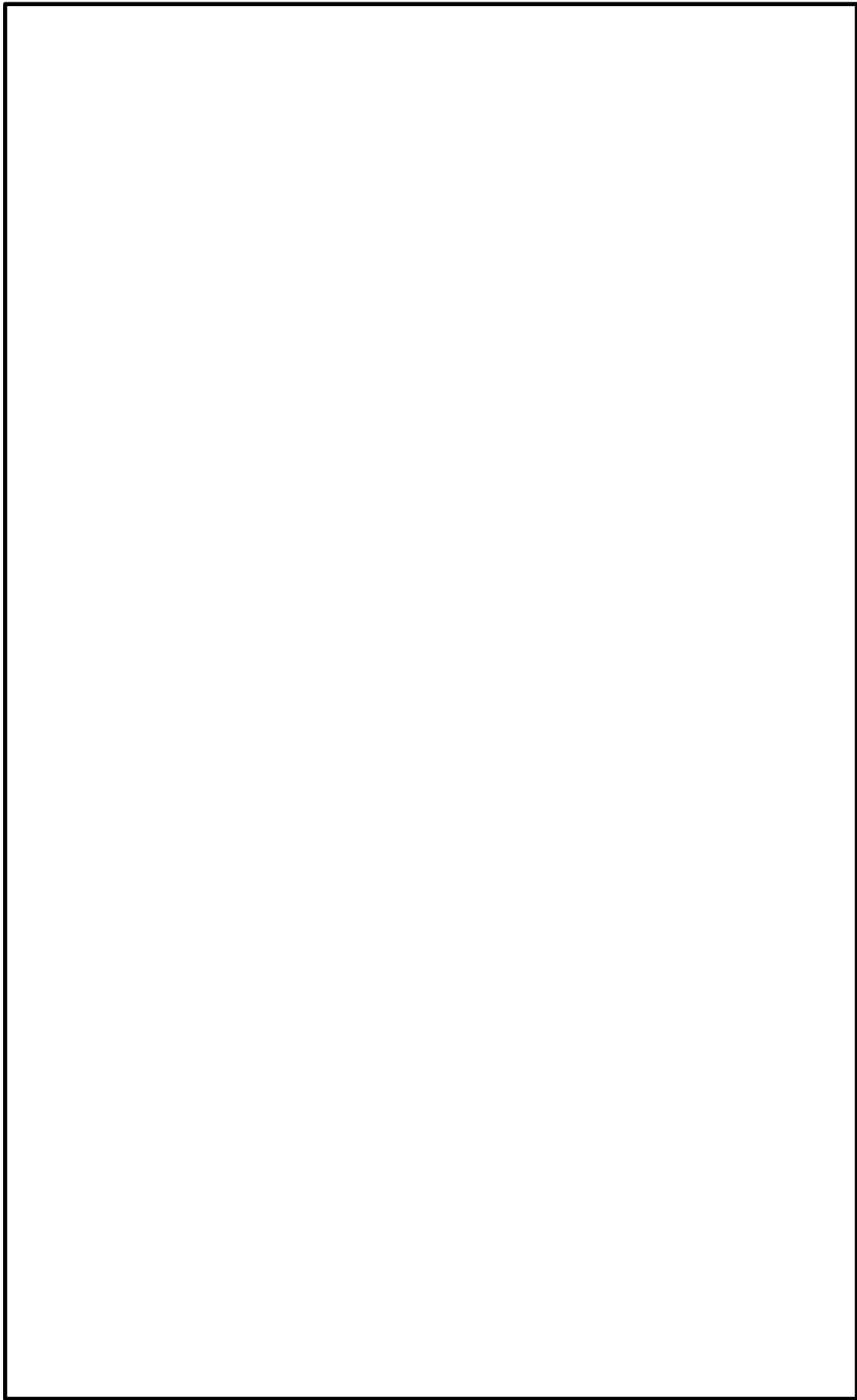
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考					
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		260	280	300	320	340
放水砲による消火活動	要員(数) 緊急時対策要員	大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火開始 ▽ 5時間10分																	
		移動 (緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動)																	
		車両健全性確認 (大型送水ポンプ車)																	
		送水準備 (車両運搬, 水中ポンプ設置)																	
		大型送水ポンプ車起動, 送水開始																	
		泡消火開始 (流量調整・監視) (要員12名のうち5名で泡消火実施)																	
	緊急時対策要員	移動 (緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動)																	
		車両健全性確認 (ホース展開車, 泡消火薬剤運搬車)																	
		取水槽閉止板開放																	
		放水砲の設置																	
		送水準備 (ホース敷設)																	
		泡消火薬剤の設置																	
【取水箇所及び2号原子炉建物周辺作業】 大型送水ポンプ車の運搬, 水中ポンプ設置, 送水操作等																			
【取水箇所及び2号原子炉建物周辺作業】 2号炉取水槽の閉止板開放, 放水砲の設置, ホース敷設, 泡消火薬剤の設置, 放水操作等																			

大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火

第 1.12-13 図 航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 タイムチャート (2/2)



第 1.12-14 図 水利の配置図 (初期対応における延焼防止処置)



第 1.12-15 図 水源の配置及び大型送水ポンプ車及び放水砲による泡消火に関するホース敷設ルート図（例）

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。

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

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、サブプレッション・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、サブプレッション・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ブプレッション・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、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）

サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱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，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
- ・高圧炉心スプレイ・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
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ
- ・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となる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DESTAL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となる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溶解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溶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、サブプレッション・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イ系（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）

- ・ペデスタル代替注水系（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エルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉ウエル代替注水系（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／スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールのスプレー系（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，原子炉ウエ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。

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DESTAL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／スプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プールのスプレー系（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となる十分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となる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。

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）
- ・ペデスタル代替注水系（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）

- ・ペデスタル代替注水系（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、サブレーション・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。

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な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な水を確認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な水を確認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な水を確認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。

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
- ・サブプレッション・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。

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られる場合があるが、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。

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）。

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圧力容器への注水、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圧力容器への注水

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水手段としては高圧原子炉代替注水系、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に，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。したがって、原子炉隔離時冷却系タービング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1H）又はドライウエル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作により高圧炉心スプレイ系を起動し、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S A用 115V 系蓄電池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S A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(1)】

- (ii) 残留熱除去系（低圧注水モード）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圧力容器への注水手順については、「1.4.2.3(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水」、残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(2) a. (a) 残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

- iii 操作の成立性

- (i) 残留熱除去系が健全な場合の原子炉圧力容器への注水

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（低圧注水モード）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。

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、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残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水開始まで 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、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) 低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

低圧炉心スプレイ系が健全な場合は、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) 低圧炉心スプレイ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イ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イ

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、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

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イができない場合は、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) 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イ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、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。

【1.6.2.3(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イ
(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、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度又はサプレッション・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ブプレッション・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（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。

(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压力容器温度で 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，高圧炉心スプレー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、トールス水位高バイパス 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、ポンプトール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、R C I C 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压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压力容器への注水

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压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压力容器への注水ができず、サプレッション・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。

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压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 H P C S 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 H P C S ポンプ復水貯蔵水入口弁が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ー・ポンプが起動し，H P C S 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，原子炉压力容器への注水が開始されたことを高圧炉心スプレー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，運転員に原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持するように，指示する。
- ⑧中央制御室運転員 A は，中央制御室にて，H P C S 注水弁の開閉操作により高圧炉心スプレー系系統流量を調整することで，原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持し，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ー系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。

(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压力容器への注水（進展抑制）

高圧炉心スプレー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压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合は，原子炉補機冷却系（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压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圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源（復水貯蔵タンク）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圧系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.3(1) a. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」及び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手順については「1.8.2.2(1) c. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

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圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

b. 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

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、残存熔融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、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復水輸送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）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、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）が使用できず、復水輸送系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 . (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圧力容器への注水

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）による原子炉圧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。

【1.8.2.2(1) e .】

- ii 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の復水輸

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，低压原子炉代替注水系（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) 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ー系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレーができない場合は、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ーする。

原子炉格納容器内へのスプレー作動後は格納容器圧力が負圧とならないように、スプレーの起動／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ーの判断基準（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ー系（常設）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、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、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、サブプレッション・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、サブプレッション・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、復水輸送系（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、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（スプレイ管使用）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）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（スプレイ管使用）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（スプレイ管使用）及び消火系（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、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）、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（スプレイ管使用）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、原子炉圧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) 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。

【1.8.2.2(1) d.】

ii 操作手順

常設の原子炉圧力容器への注水設備の注水機能喪失時の低圧原子炉代替注水系（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」，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）による原子炉圧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

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。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、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。

【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。

スプレー作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレーの起動／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ー系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレーの判断基準（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ーができない場合において、格納容器代替スプレー系（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、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ー起動の判断基準に到達」とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、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 . (a)】

(ii) 格納容器代替スプレー系（常設）による格納容器スプレーの判断基準（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ーができず、格納容器代替スプレー系（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、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 . (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。

S A 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。

S A 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。

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]

【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，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DESTAL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，残存熔融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，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）及び復水輸送系が使用できず，消火系による原子炉圧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 . (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圧力容器への注水

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圧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。

【1.8.2.2(1) f.】

ii 操作手順

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手順については、「1.4.2.1(1) a. (c) 消火系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消火系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(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圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1) f. 消火系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

(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

作業開始を判断してから、消火系による原子炉圧力容器への

注水開始まで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、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消火系による原子炉圧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消火系による原子炉圧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、サブプレッション・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（スプレー管使用）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（スプレー管使用）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。

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. 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

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、残存熔融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、消火系を起動し、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) 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) 残存熔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) 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。

【1.8.2.2(1) f.】

ii 操作手順

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手順については、「1.4.2.1(1) a. (c) 消火系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消火系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4.2.1(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圧力容器への注水手順については、「1.8.2.2(1) f. 消火系による原子炉圧力容器への注水」にて整備する。

iii 操作の成立性

(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

作業開始を判断してから、消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで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、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消火系による原子炉圧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消火系による原子炉圧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、サブプレッション・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（ペデスタル注水配管使用）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，ペデスタル代替注水系（常設）及び復水輸送系（ペデスタル注水配管使用），消火系（ペデスタル注水配管使用）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（ペデスタル注水配管使用）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，ペデスタル代替注水系（常設），復水輸送系（ペデスタル注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず，消火系（ペデスタル注水配管使用）が使用可能な場合^{※2}。

ただし，重大事故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、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、F C V S 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、F C V S 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の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。

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。

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、残存熔融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合、又は熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に、低圧原子炉代替注水系（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（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）によるろ過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）による原子炉压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。

[交流動力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。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ー系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレーがある。

(a) 格納容器代替スプレー系（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ー系（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ーができない場合は、格納容器代替スプレー系（可搬型）により原子炉格納容器内にスプレーする。

スプレー作動後は原子炉格納容器内の圧力が負圧とならないように、スプレーの起動／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、サブプレッション・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（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

- ・ 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 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。

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]

【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 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。

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。

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。

【1.10.2.1(1)】

ii 操作手順

原子炉ウエ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

ろ過水タンクを水源とした原子炉ウエルへの注水操作は、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、作業開始を判断してから原子炉ウエ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。原子炉ウエ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、一度ドライウエ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、ドライウエル主フランジが冠水する水位を維持することにより、ドライウエ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、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（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（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。

(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)を經由して注水が必要な箇所へ送水することにより、各種注水を継続しながら淡水から海水への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、F C V S 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、F C V S 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、ペダスタル代替注水系接続口、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。

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，残存熔融炉心を冷却し原子炉圧力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する場合，又は熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する場合に，

低圧原子炉代替注水系（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（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

- ・ 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（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）による原子炉压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。

[交流動力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。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（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イ起動の判断基準に到達」とは、サブプレッション・チェンバ圧力、ドライウエル温度指示値が、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（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

- ・ 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）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。

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°C 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°C 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

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／スプレイ

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／スプレイ手段としては、燃料プールスプレイ系がある。

(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（常設スプレイヘッダ）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（常設スプレイヘッダ）接続口（南）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）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、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（常設スプレイヘッダ）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（常設スプレイヘッダ）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（常設スプレイヘッダ）接続口（南）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）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（常設スプレイヘッダ）を優先して使用するが，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）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。

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（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）」，残存熔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）による残存熔融炉心の冷却（淡水／海水）」，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。

[交流動力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. 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、サブレッション・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。

※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）」及び「1.6.2.2(1) a . (d) 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）」にて整備する。

iii 操作の成立性

格納容器代替スプレー系（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ー操作のうち、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

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)】

【1.7.2.1(2) 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期間～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。

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。

【1.8.2.1(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]

【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（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

原子炉ウエル代替注水系による純水タンク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

純水タンクを水源とした原子炉ウエルへの注水操作は、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、作業開始を判断してから原子炉ウエ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。原子炉ウエ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

燃料プールの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

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、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（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（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（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。

(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。

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。

[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。

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）による原子炉压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。

[交流動力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、サブプレッション・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（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. 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。

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，ドライウエル圧力指示値の上昇，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。

【1.8.2.1(1) e.】

ii 操作手順

ペデスタル代替注水系（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（淡水／海水）」にて整備する。

iii 操作の成立性

[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デスタル代替注水系（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。

【ペデスタル代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペデスタル代替注水系（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（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。

e. 海を水源とした原子炉ウェルへの注水

海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海を水源とした原子炉ウェルへの注水

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

原子炉ウェル代替注水系による海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

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、作業開始判断から原子炉ウェ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定期間，大量送水車の配置，送水準備及び燃料プールスプレイ系（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。燃料プールスプレイ系として使用する

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注水（可搬型スプレインズル）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、燃料プールの注水（常設スプレインズル）による燃料プールへの注水を優先して実施するが、燃料プールの注水（常設スプレインズル）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、燃料プールの注水（可搬型スプレインズル）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、燃料プールの注水（常設スプレインズル）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

燃料プールの注水（可搬型スプレインズル）による海を水源とした燃料プールへの注水／スプレインズル手順については、「1. 11. 2. 1(1) c. 燃料プールの注水（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) 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、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（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。

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（サブレーション・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（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 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（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 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。

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ー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で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で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、直線状とするとは

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）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。

(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。

(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に配置し，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。

[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。

(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。

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。

(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压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に配置し、大

量送水車付属の水中ポンプユニットを海水取水箇所を設置する。

- 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

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。

(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に配置し、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。

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サプレッション・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に，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。

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。

(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。

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。

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「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

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

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,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、以下のようにする。

- ・ 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り、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／スプレイにおいて、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) 高圧炉心スプレイ系 (高圧炉心スプレイ・ポンプ)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
		(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)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		
	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)	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)			
	—	原子炉圧力容器への注水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（微候ベース） 「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（微候ベース） 「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）

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）	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）	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）	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DESTAL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	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	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溶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・チェンパ復水貯蔵タンク	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	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溶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	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ベントポート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/スプレイへの注水	ろ過水タンク 燃料プール/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
		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。
			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）

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 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））	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	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パ容器への補給	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）

対応手段， 対処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処設備	対応手段	対処設備	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	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 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）

対応手段、対処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)

対応手段，対処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）

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	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（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	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）

対応手段， 対処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 高圧炉心スプレイ系	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
			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」
		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」
		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， 対処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 輪谷貯水槽(西1)及び	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}	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(外部水源から内部水源への切替え) (外部水源(低圧原子炉代替注水槽)からサブプレッション・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	事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-2」
		から内部水源(外部水源から内部水源への切替え) 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)	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）

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压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压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)

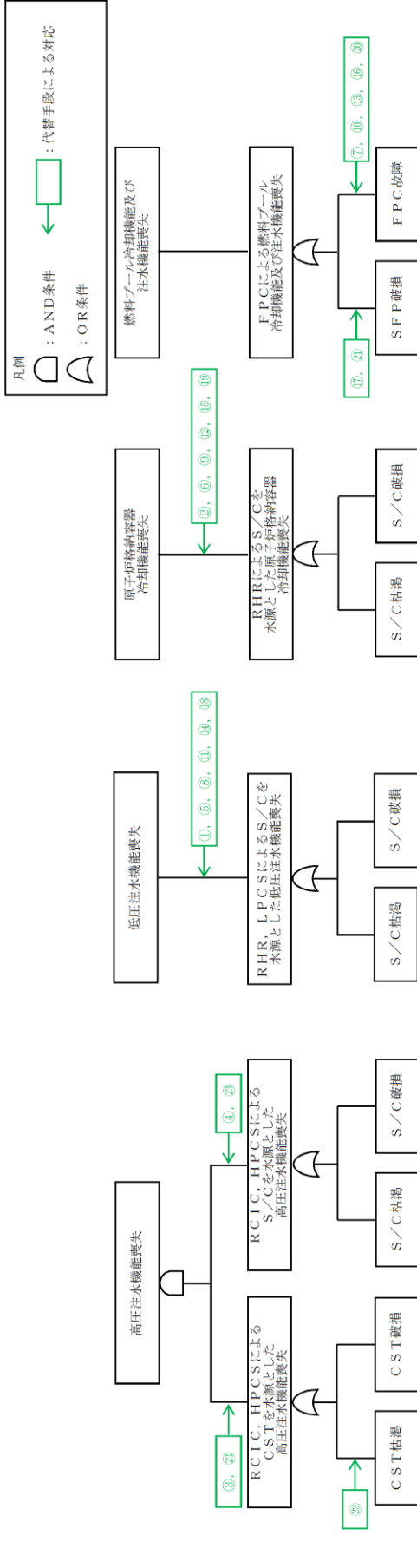
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.13.2.3 水源を切り替えるための対応手順 (4) 外部から内部への切替え a. 外部水源(低圧原子炉代替注水槽)から内部水源(サブプレッション・チェンバ)への切替え		
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-2」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度(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)

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】</p> <p>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</p> <p>(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</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>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</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>計装C/C C系</p> <p>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, CRD)
- 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格納容器内の冷却 (CWT)
- ⑥ 復水貯蔵タンクを水源とした燃料プールへの注水 (CWT, FMW)
- ⑦ 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)
- ⑧ 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)
- ⑨ 補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水 (消火系)
- ⑩ 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)
- ⑪ 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)
- ⑫ ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水 (消火系)
- ⑬ 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)
- 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格納容器内の冷却 (大量送水車)
- ⑮ 輪谷貯水槽 (西1) 及び輪谷貯水槽 (西2) を水源とした燃料プールへの注水 (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スプレイ (大量送水車)
- ⑰ 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))
- ⑱ 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))
- ⑲ 海を水源とした燃料プールへの注水 (大量送水車 (2台))
- ⑳ 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))
- ㉑ 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
- ㉒ 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

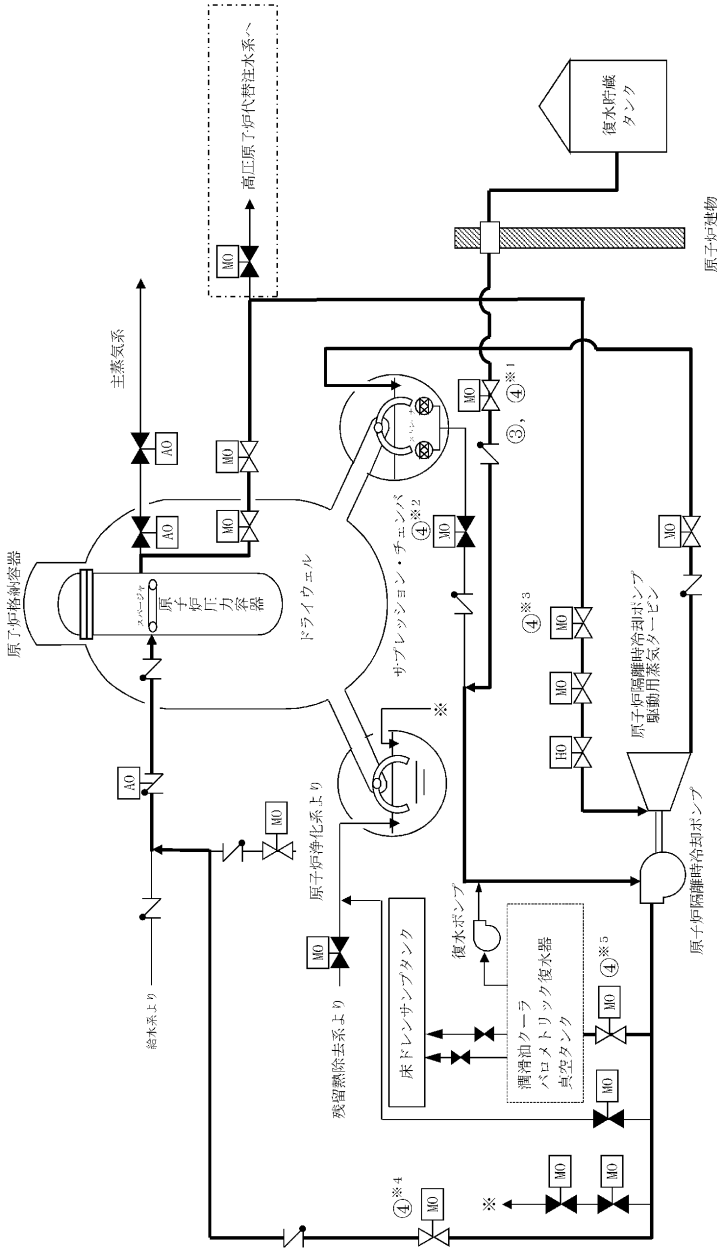
凡例:	フロントライン系	サポート系	故障を想定	対応手段あり
-----	----------	-------	-------	--------

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、HPCS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	
		CST破損	補給量以上の水の使用	
	RCIC、HPCSによるS/Cを水源とした高圧注水機能喪失	S/C枯渇		
		S/C破損		
低圧注水機能喪失	RHR、LPCS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
	シンダグレストレーナ
	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	ポンプトーラス水入口弁
④※3	タービン蒸気入口弁
④※4	R I C 注水弁
④※5	復水器冷却水入口弁

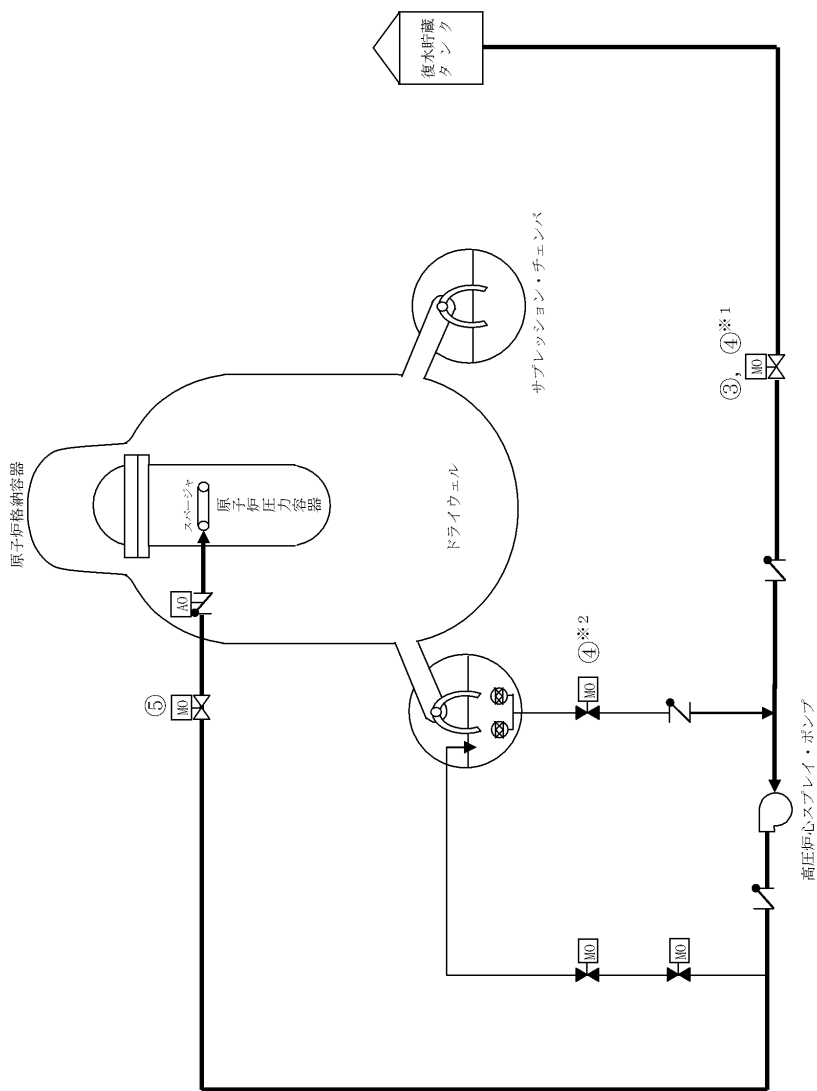
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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												
	1	起動確認											
要員(数)	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ポンプトローラス水入口弁
⑤	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

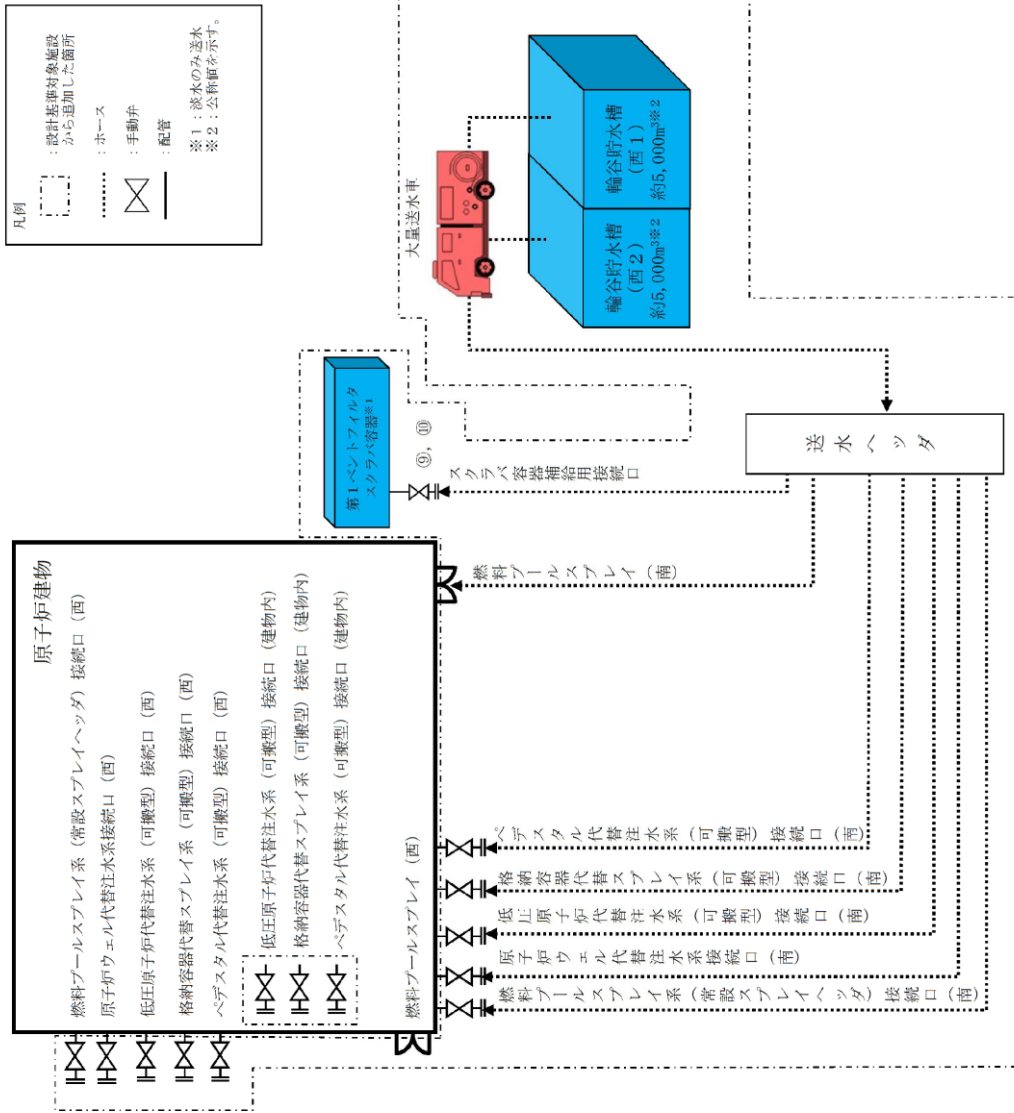
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6	
手順の項目	要員(数)	高圧炉心スプレイ系による 原子炉圧力容器への注水 2分												
高圧炉心スプレイ系による 原子炉圧力容器への注水	中央制御室運転員A	1	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100%; height: 15px; background-color: #00aaff; margin-bottom: 2px;"></div> <div style="width: 100%; height: 15px; border: 1px solid black; margin-bottom: 2px;"></div> </div> 起動操作											
		1	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100%; height: 15px; background-color: #00aaff; margin-bottom: 2px;"></div> <div style="width: 100%; height: 15px; border: 1px solid black; margin-bottom: 2px;"></div> </div> 注水確認											

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

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		
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	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、送水ヘッド運搬・接続等	
		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(送水ヘッド～接続口)																
		送水準備(ホース敷設及び送水ヘッド接続)																
		送水準備(送水ヘッド～接続口)																
	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、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 ・第1ベンチアウトアルタスタクシタ容器への補給 ・原子炉格納容器下部への注水 ・原子炉ウエルへの注水 ・燃料プールへの注水/スプレ
			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 手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150			
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 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																【接続口周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッダ運搬・接続等	
		▽																	
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 6	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1																	【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 【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 ・第1ベントフイタルタスクラバ容器への補給 ・原子炉格納容器上部への注水 ・原子炉ウエルへの注水 ・燃料プールへの注水/スプレイ
		車両健全性確認(ホース取車)	送水準備(送水ヘッダ～接続口)	送水準備(ホース敷設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、ホース取車)	大量送水車配置	送水準備(ホース敷設)												▶		

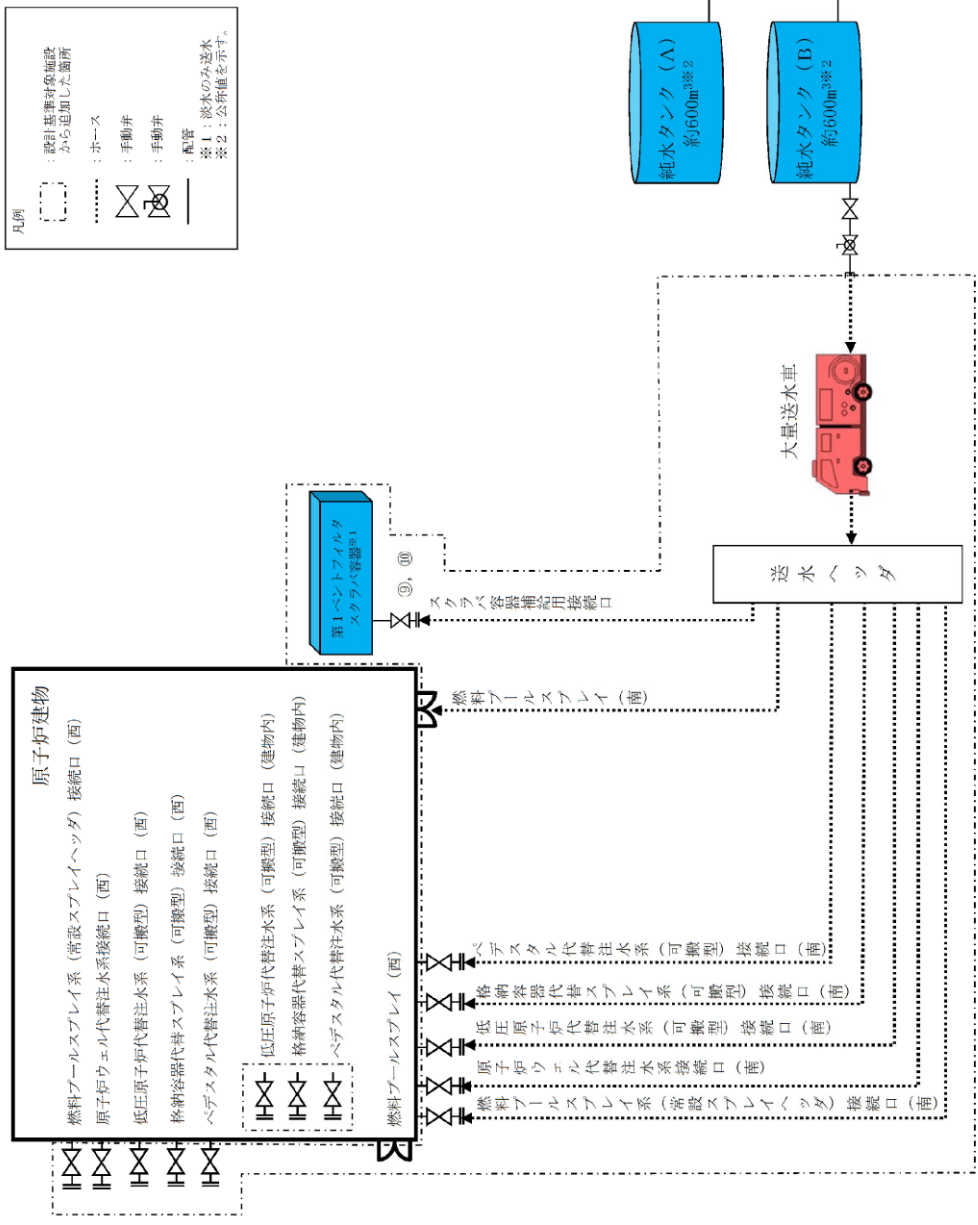
※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。
 ※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-9図 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)

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	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)) 3時間10分	要員(敬)																							【接続口周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッダ運搬・ 接続等
		緊急時対策要員 6	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1 車中継全性確認(ホース運搬車)	ホース積込み、運搬	送水準備(ホース敷設及び送水ヘッダ接続)	送水準備(送水ヘッダ～屋内接続口)																		
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))	緊急時対策要員 6	緊急時対策所～第3保管エリア移動※2 車中継全性確認(大量送水車、ホース運搬車)	送水準備(ホース敷設)	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)																		【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 1.13-9 図 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	F C V S 補給止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

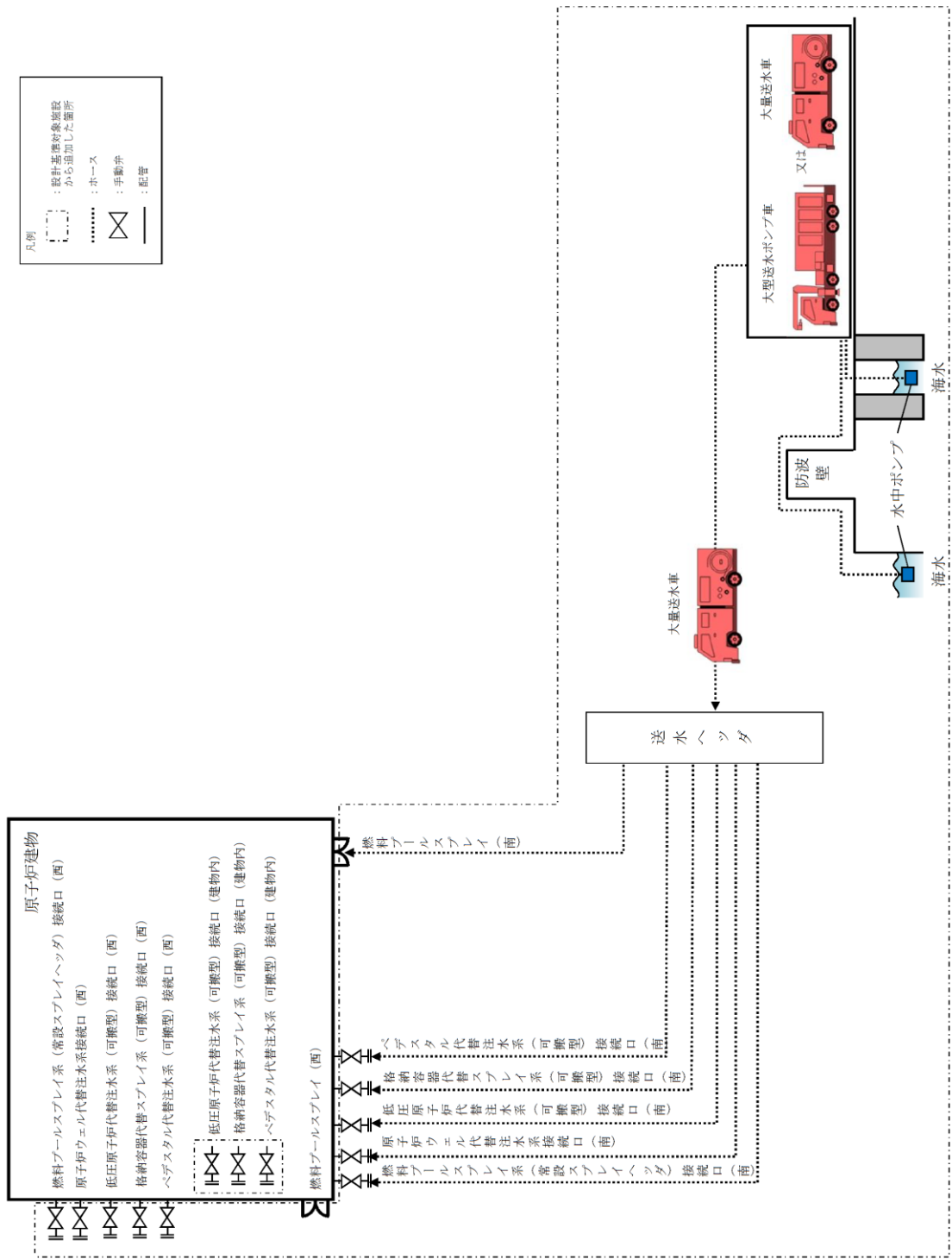
第 1.13-10 図 純水タンクを水源とした大量送水車による送水 概要図

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		
手順の項目 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 6	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1														【接続口周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッダ運搬・接続等	
		車両健全性確認(ホース展開車)															
		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)															
		送水準備															
		送水準備															
	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、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ベントワイルダス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 ・燃料プールへの注水/スプレイ
		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															
		大量送水車起動、注水開始(水張り・系統確認)															
		送水準備															
		送水準備(ホース敷設)															
		送水準備															
		送水準備															

※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

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
手順の項目	海を水源とした大量送水車(2台)による送水 2時間10分															
要員(教)																
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(大量送水車, ホース展開)															
6	大量送水車配置															
	送水準備(ホース敷設)															
海を水源とした大量送水車(2台)による送水																
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)															
6	大量送水車配置															
	送水準備(ホース敷設及び送水ヘッド接続)															
大量送水車起動, 注水開始(水張り・系統確認)																
送水																
<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 																
<ul style="list-style-type: none"> 【取水箇所周辺作業】 大量送水車配置, ホース運搬・敷設, 送水操作等 																
<ul style="list-style-type: none"> 【接続口周辺作業】 大量送水車配置, ホース運搬・敷設, 送水ヘッド接続, 注水操作等 																

※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 1.13-13 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)

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
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 2時間10分														
要員(敬)	▽														
	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(大型送水ポンプ車) 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	緊急時対策所～第3,4保管エリア移動※1,2 車両健全性確認(大量送水車,ホース取巻車) 大量送水車配置 送水準備①(大量送水車～接続) 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～大量送水車ホース敷設) 大量送水車起動,注水開始(水張り・系統確認)														
	<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)

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	160	170	180	190
	要員(数)	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																			
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 6	【取水前準備作業】 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、送水へツタ接続、注水操作等																			
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 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																			
		【送水準備(ホース敷設及び送水へツタ接続)】 送水準備(送水ヘッダー・屋内接続口) 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

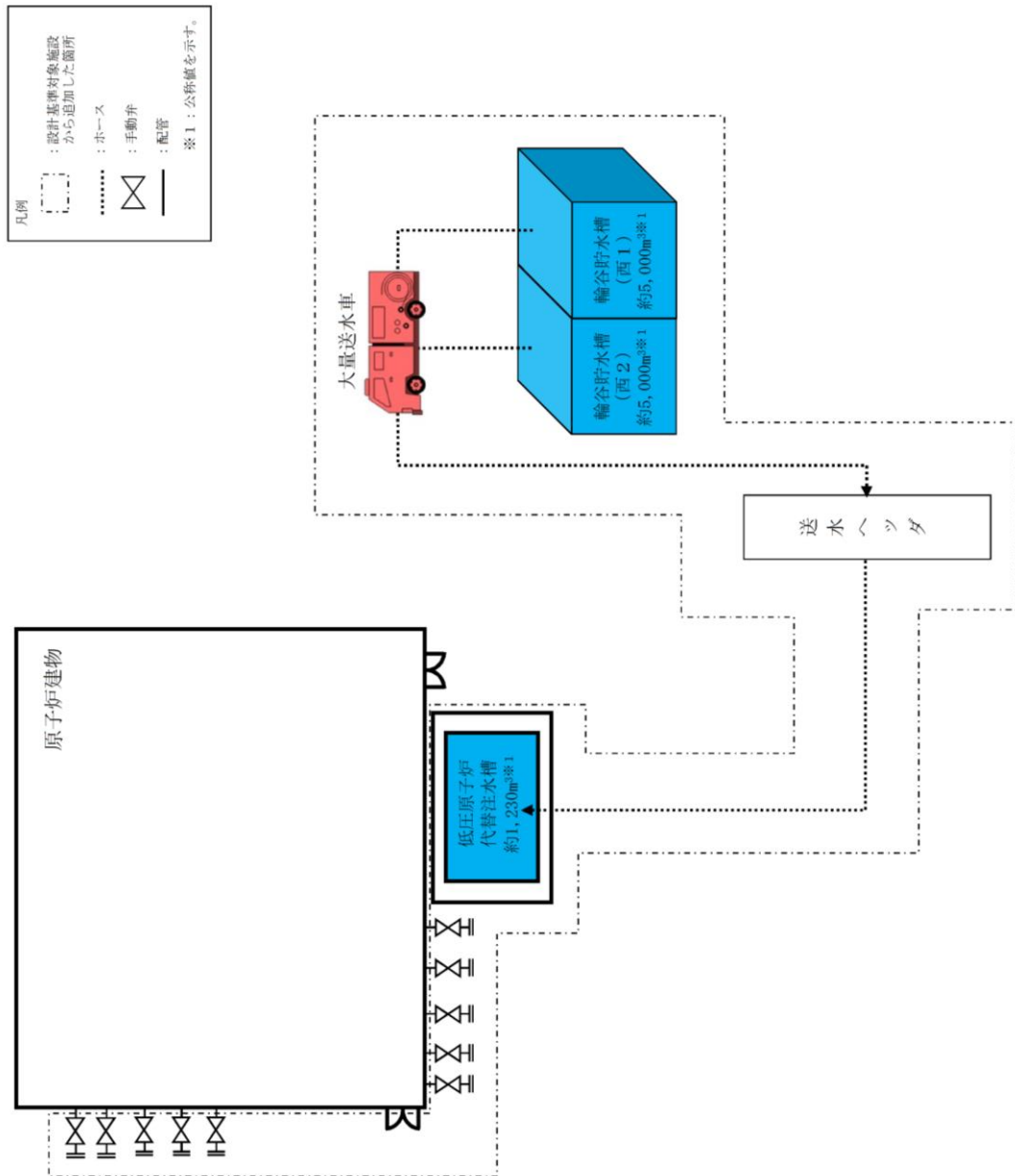
タイムチャート(3/4)

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	160	170	180	190	200	
手順の項目	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アロリスムによる影響がある場合) 3時間10分																					
	緊急時対策要員	<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(大型送水ポンプ車、ホース車庫車)</p> <p>送水準備(ホース搬送)</p> <p>大型送水ポンプ車配属</p> <p>大型送水ポンプ車起動(水張り・系統確認)</p> <p>送水開始(水張り・系統確認)</p> <p>送水準備(ホース搬送)</p> <p>送水開始(水張り・系統確認)</p>																					
手順の項目	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アロリスムによる影響がある場合)																					
	緊急時対策要員	<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>大量送水車配属</p> <p>ホース積込み、連射</p> <p>送水準備(ホース搬送及び送水ヘッド接続)</p> <p>大量送水車起動、注水開始(水張り・系統確認)</p> <p>送水開始(水張り・系統確認)</p>																					

※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(4/4)

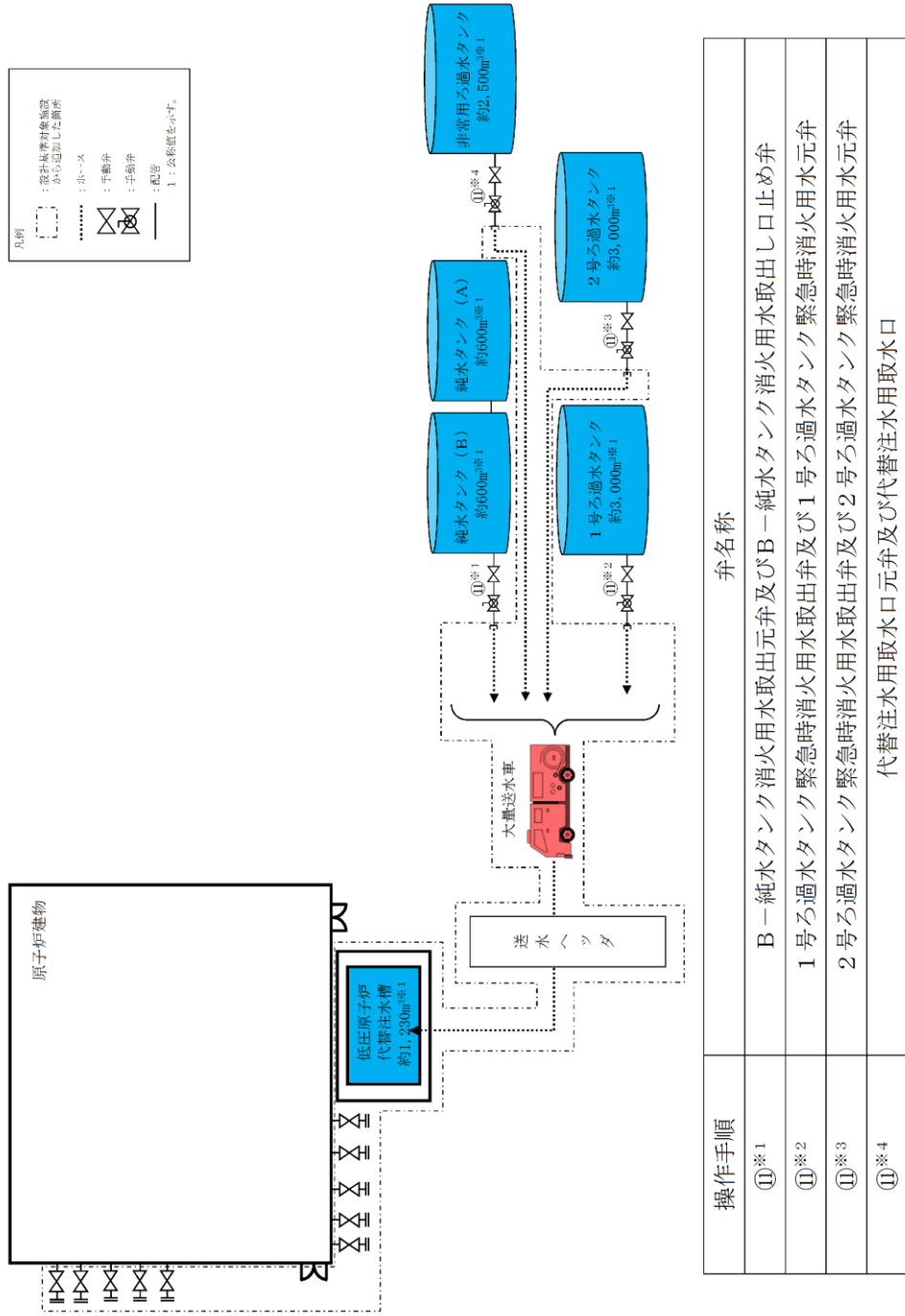


第1.13-14図 輸谷貯水槽（西1）及び輸谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 概要図

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				
手順の項目 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)																	低圧原子炉代替注水槽の水位確認		
		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 (ホース敷設及び送水ヘッダ接続)															【補給先周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッダ運搬・接続等	
	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 (水張り・系統確認)															【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 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) 及び輸谷貯水槽 (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



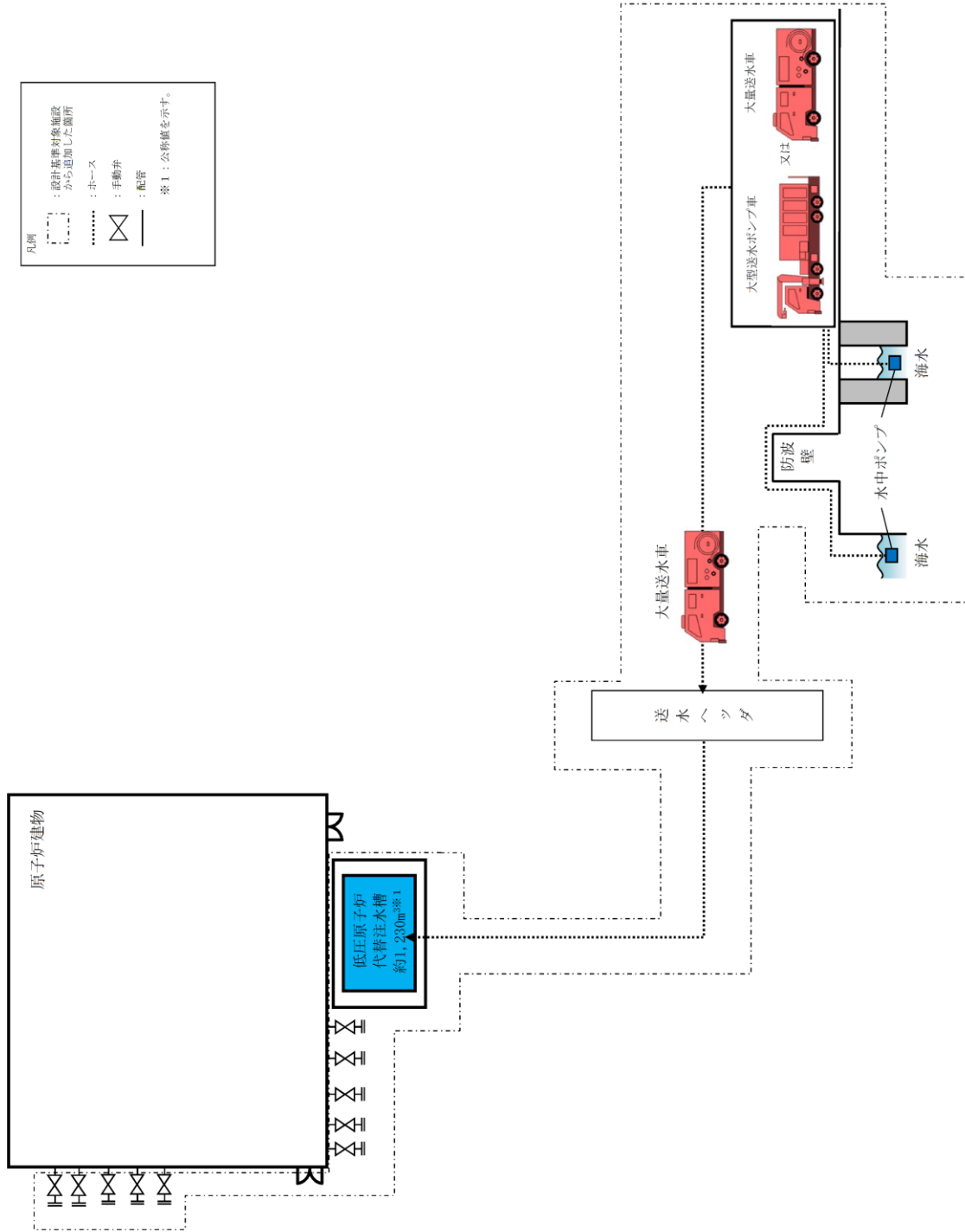
第1.13-16図 淡水タンクを水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給 概要図

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	
	要員(数)	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 2時間30分												
	中央制御室運転員 (A)	1												
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	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1		車回健全性確認 (ホース拡張車)		送水準備 (ホース敷設及び送水ヘッダ接続)		送水準備 (送水ヘッダへ補給口)		低圧原子炉代替注水槽の水位確認				【補給先周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水ヘッダ運搬・接続等
		緊急時対策所～第3保管エリア移動※2		車回健全性確認 (大量送水車、ホース拡張車)		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)				
	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。

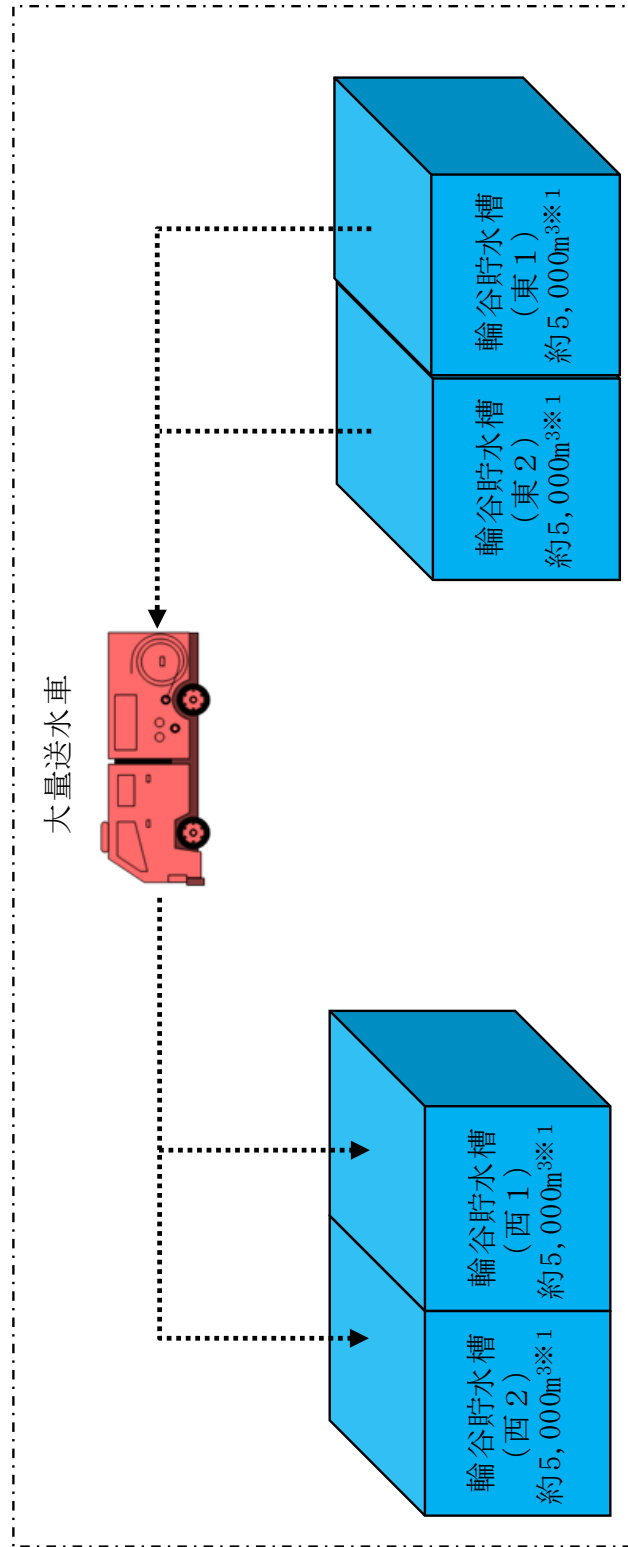
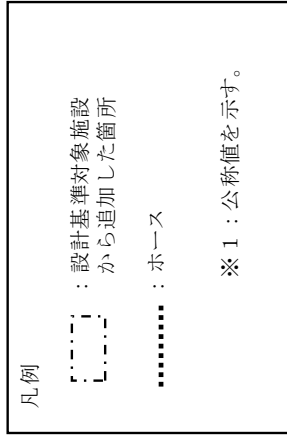
※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第1.13-17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

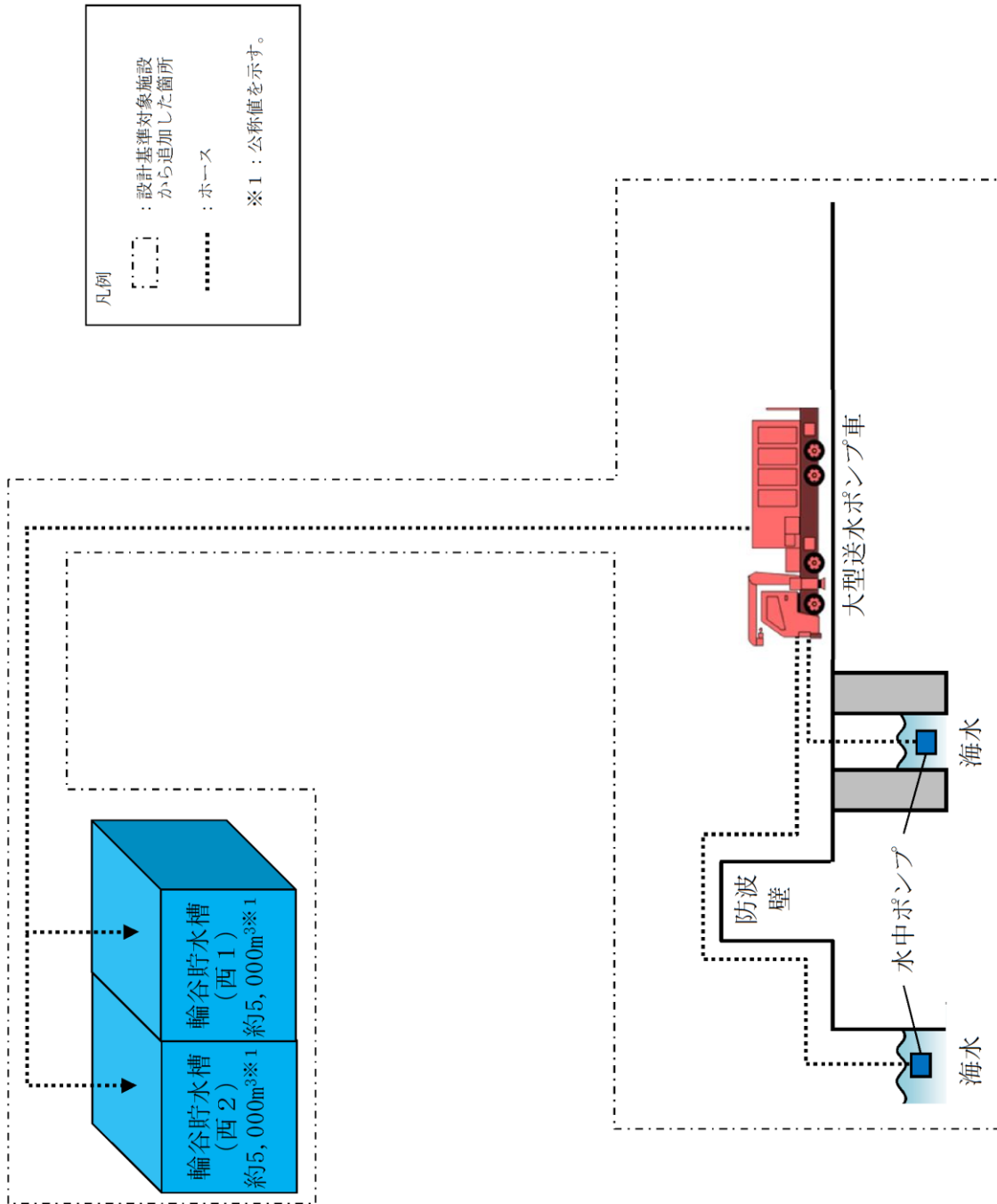


第1.13-18図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車（2台）による

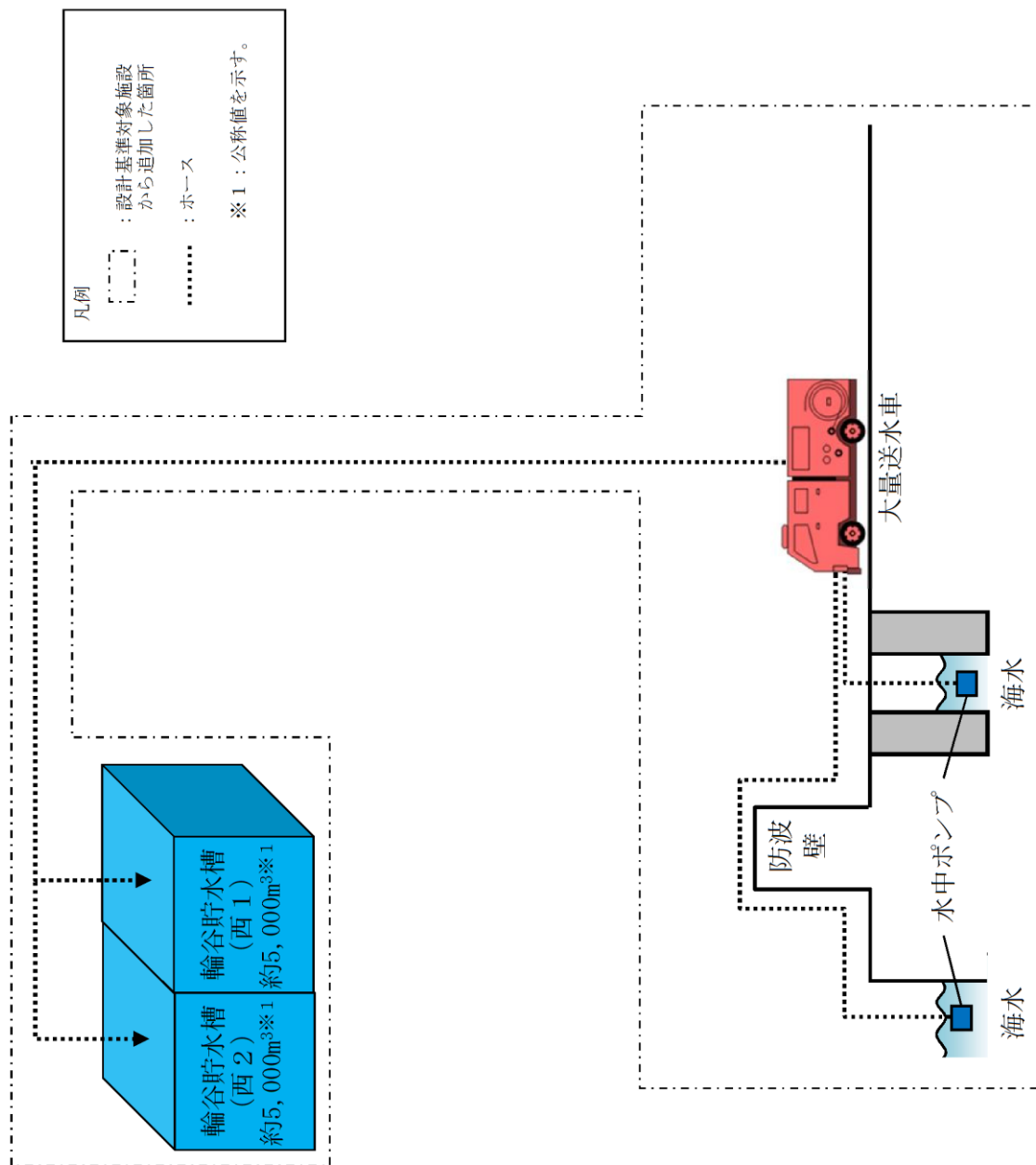
低圧原子炉代替注水槽への補給 概要図



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



第1.13-22図 大型送水ポンプ車による輸谷貯水槽（西1）又は輸谷貯水槽（西2）への海水補給 概要図



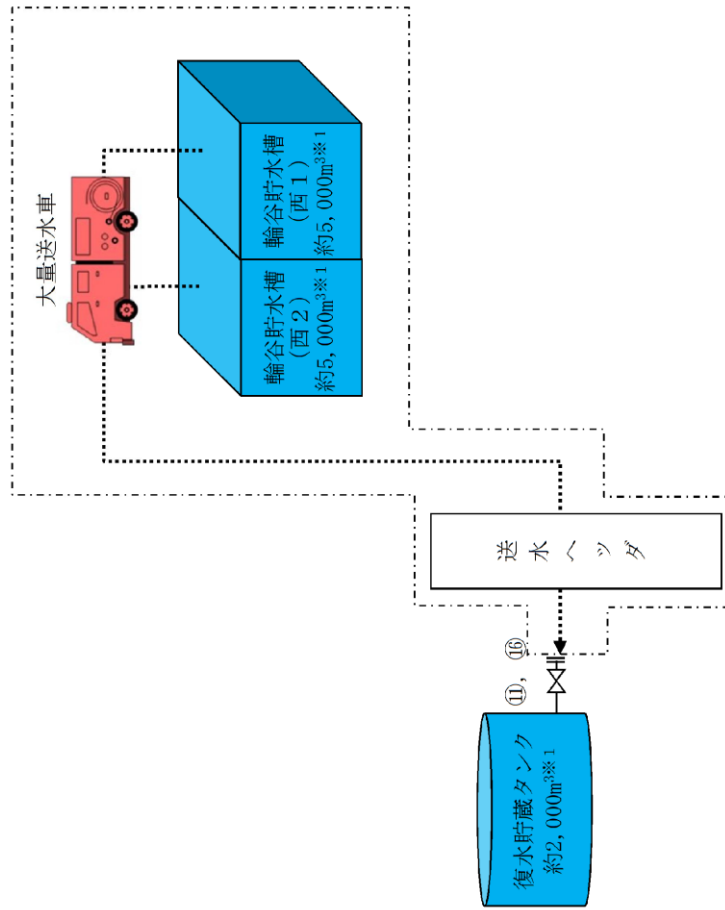
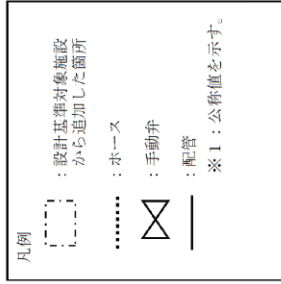
第1.13-24図 大量送水車による輪谷貯水槽 (西1) 又は輪谷貯水槽 (西2) への海水補給 概要図

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	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													
要員(数)														
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, ホース取車)													
	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)													
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(ホース取車)													
	送水準備(ホース敷設及びハッチ開放)													

※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
⑩, ⑯	復水貯蔵タンク接続口元弁

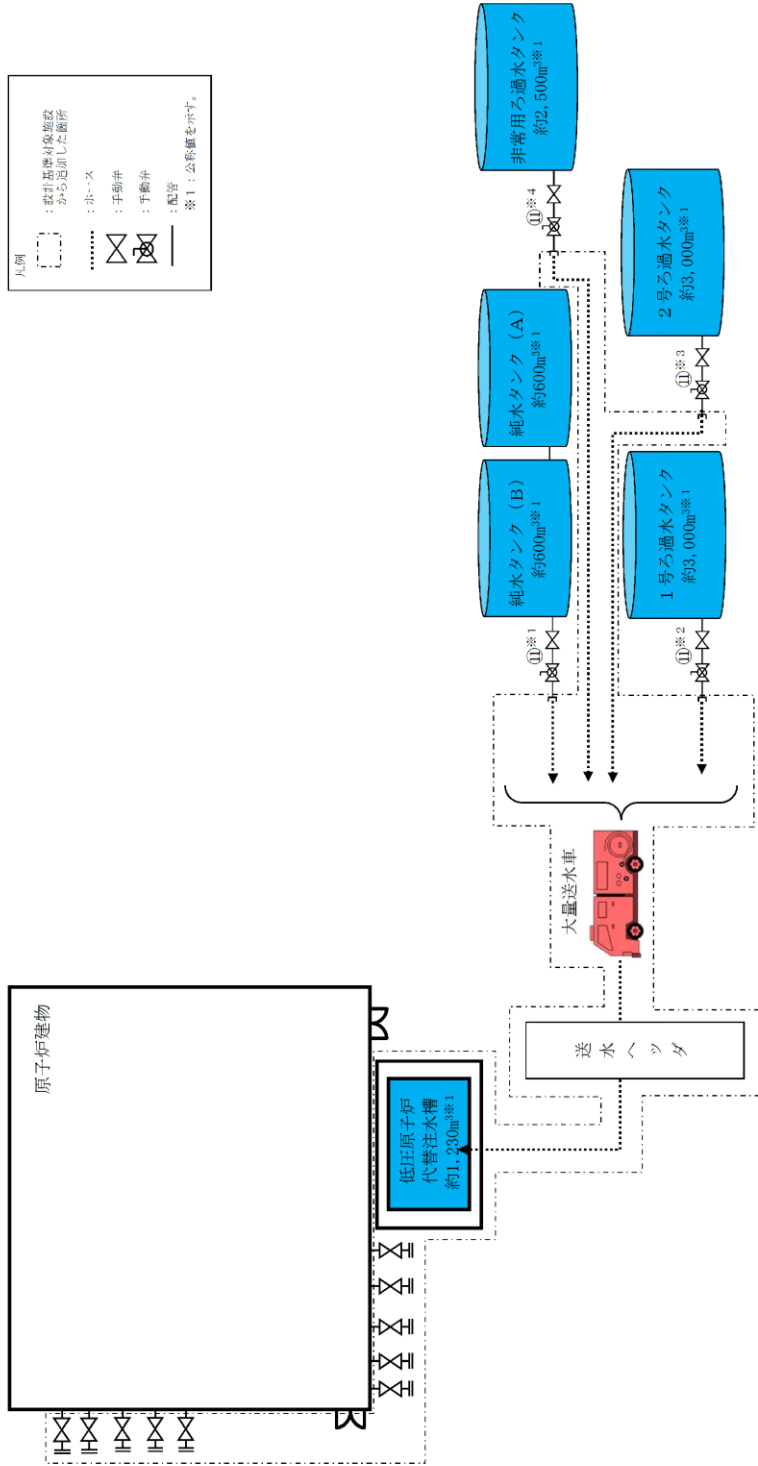
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第1.13-26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

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				
	要員(数)	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																			
	中央制御室運転員(A)	1																			
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	緊急時対策要員	6																			
			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,送水ヘッダ接続)																		
			送水準備(タンク内敷設,接続)																		
			復水貯蔵タンク接続元弁「開」操作																		
	緊急時対策所～第3保管エリア移動※2	6																			
	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																				
	大量送水車起動,補給開始(水張り,系統確認)																				
	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1.13-27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	代替注水用取水元弁及び代替注水用取水口

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

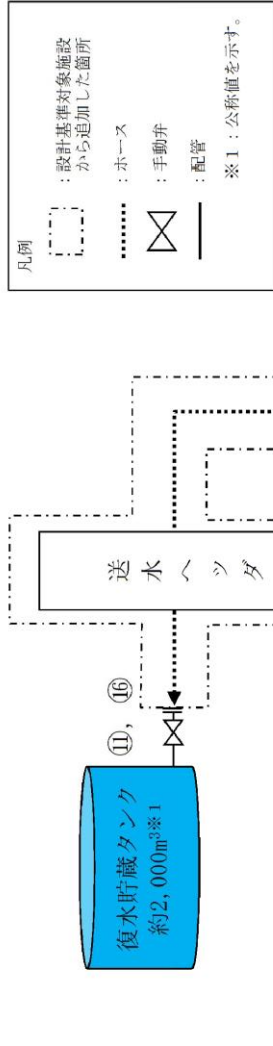
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.13-28図 淡水タンク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	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 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)	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、淡水 ヘッド接続等				
		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1.13-29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。

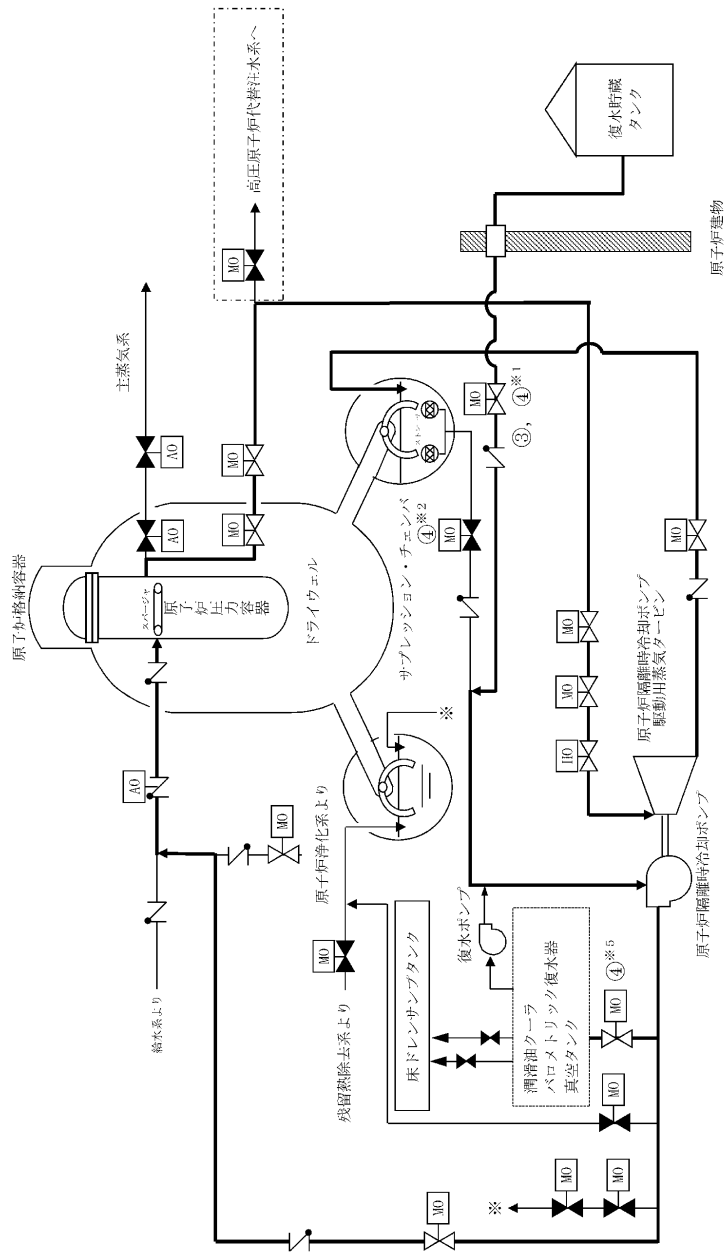
第1.13-30図 海を水源とした大量送水車又は大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	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)	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 3時間20分													
	中央制御室運転員 (A)	復水貯蔵タンクの水位確認													
	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, ホース伸展車)													
		送水準備 (ホース敷設及び送水ヘッダ接続)													
		大型送水ポンプ車配置													
		大型送水ポンプ車起動, 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。

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。

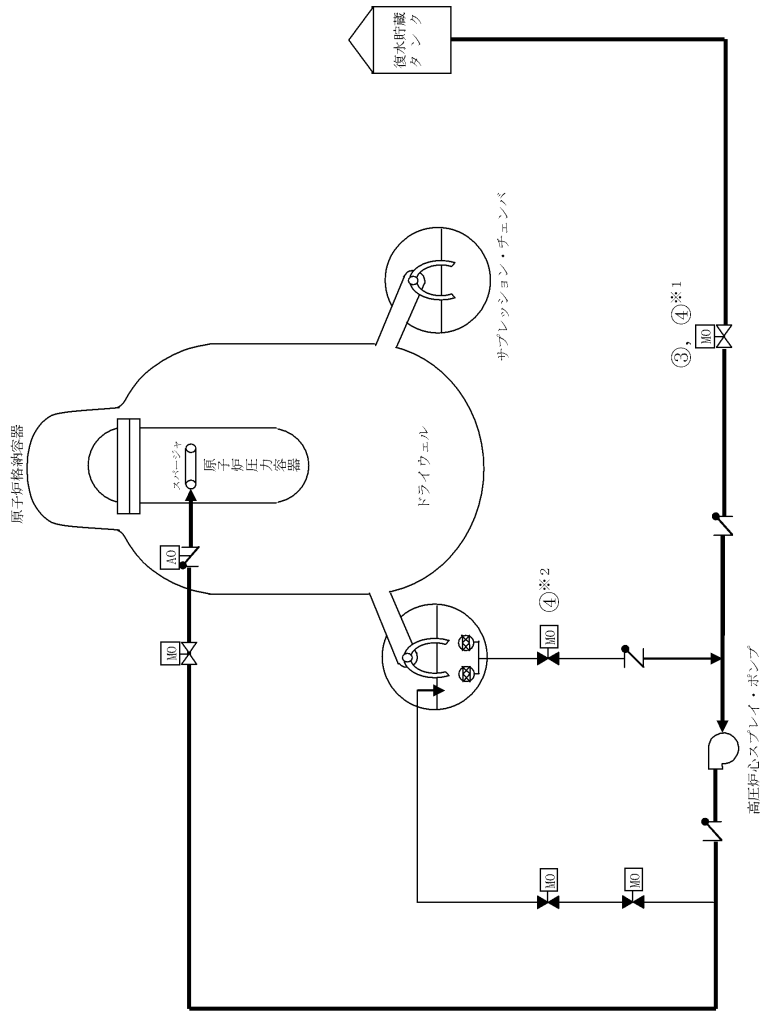
第1.13-32図 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水時の水源の切替え 概要図

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・チェンバの場合)	中央制御室運転員 1							

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

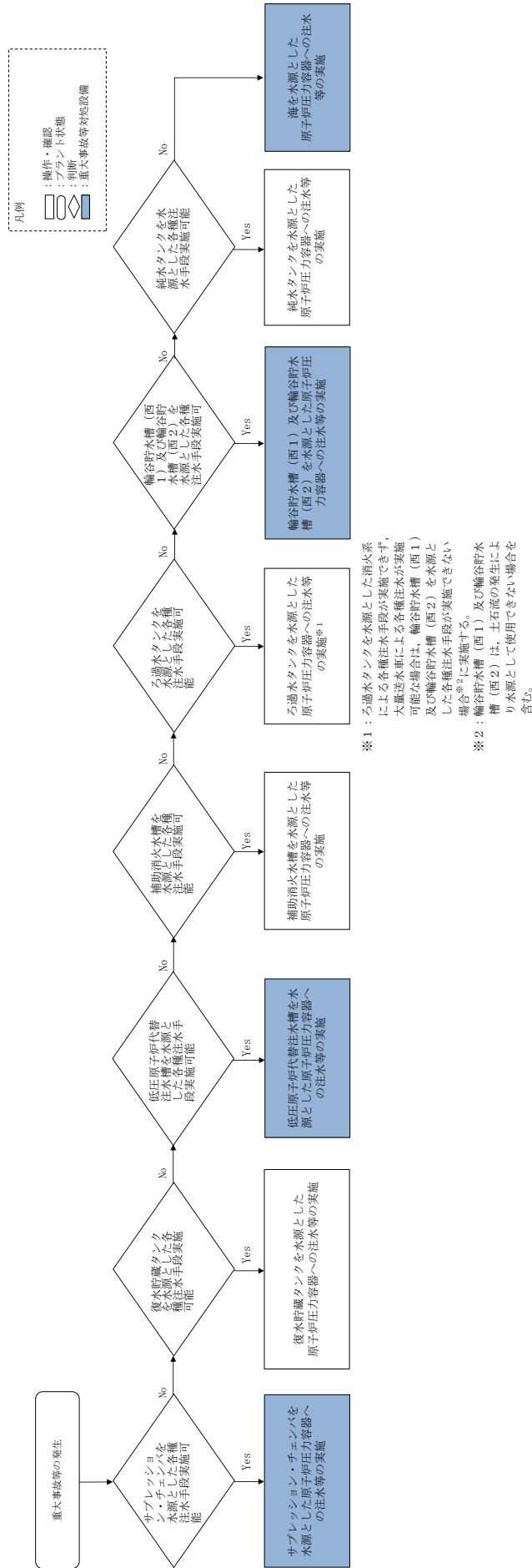
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○*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。

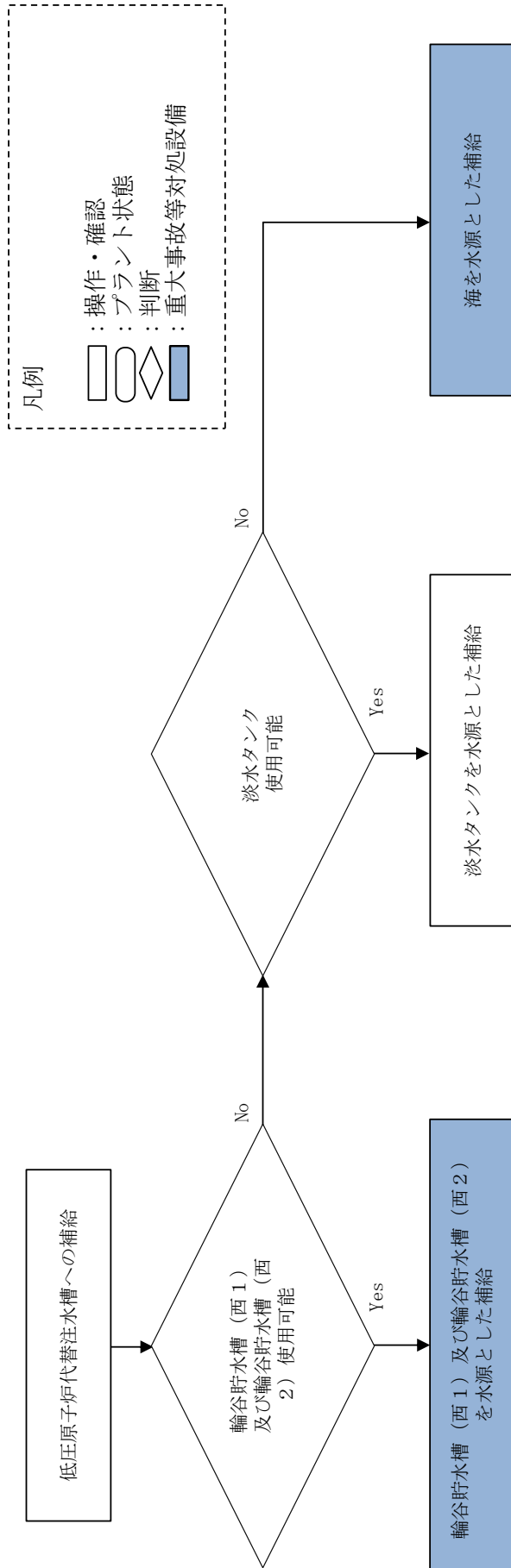
第1.13-34図 高圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え 概要図

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)							
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 (サブレーション・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							

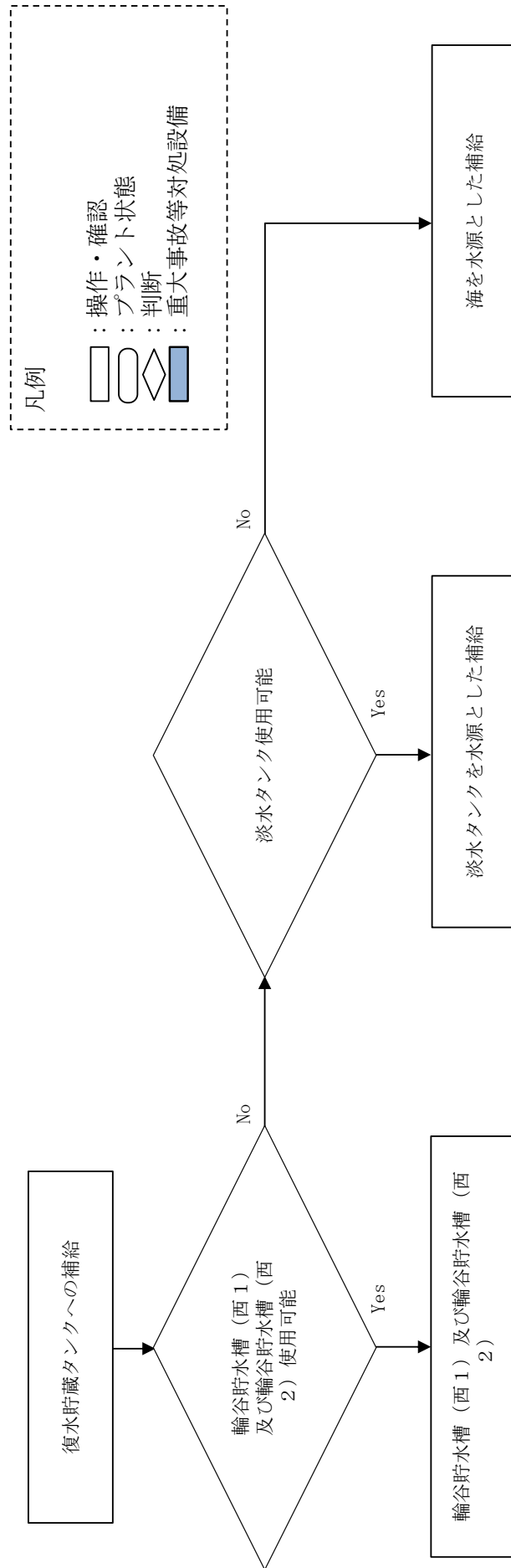
第1.13-35図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源の切替え タイムチャート



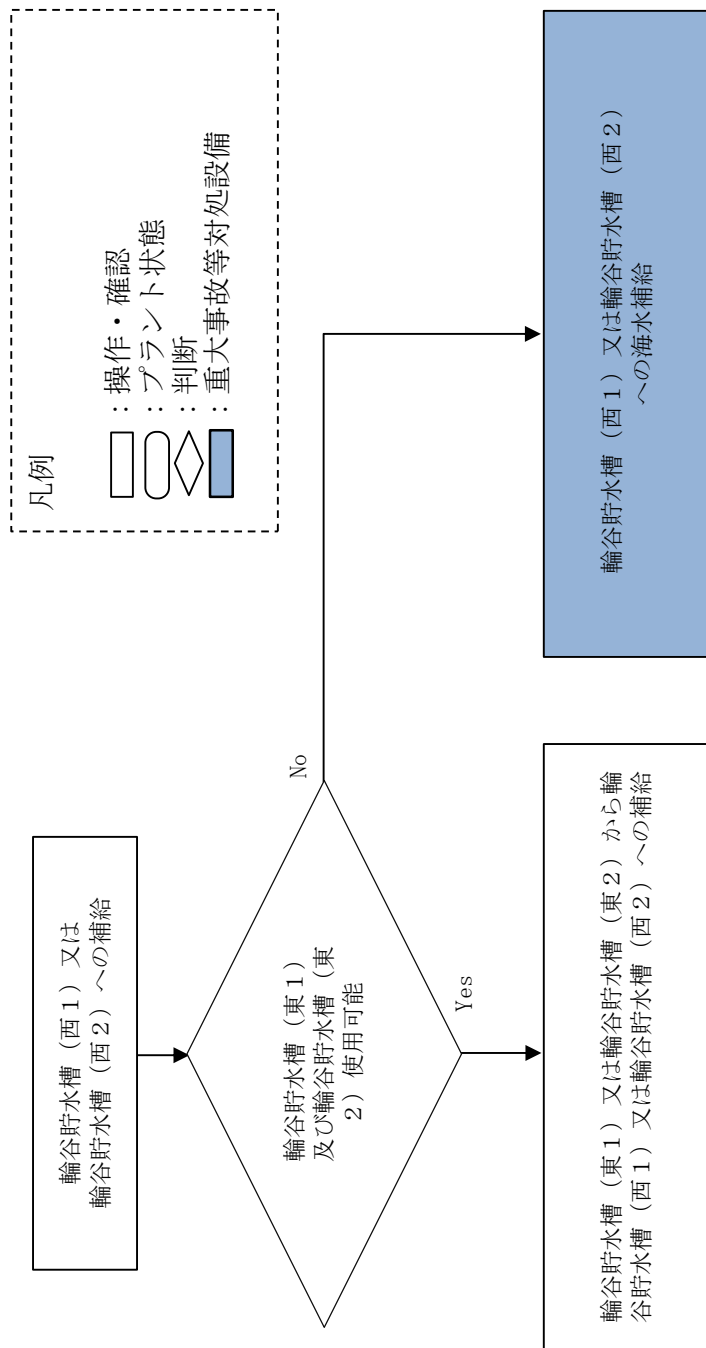
第1.13-36図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（各種注水用）（1/4）



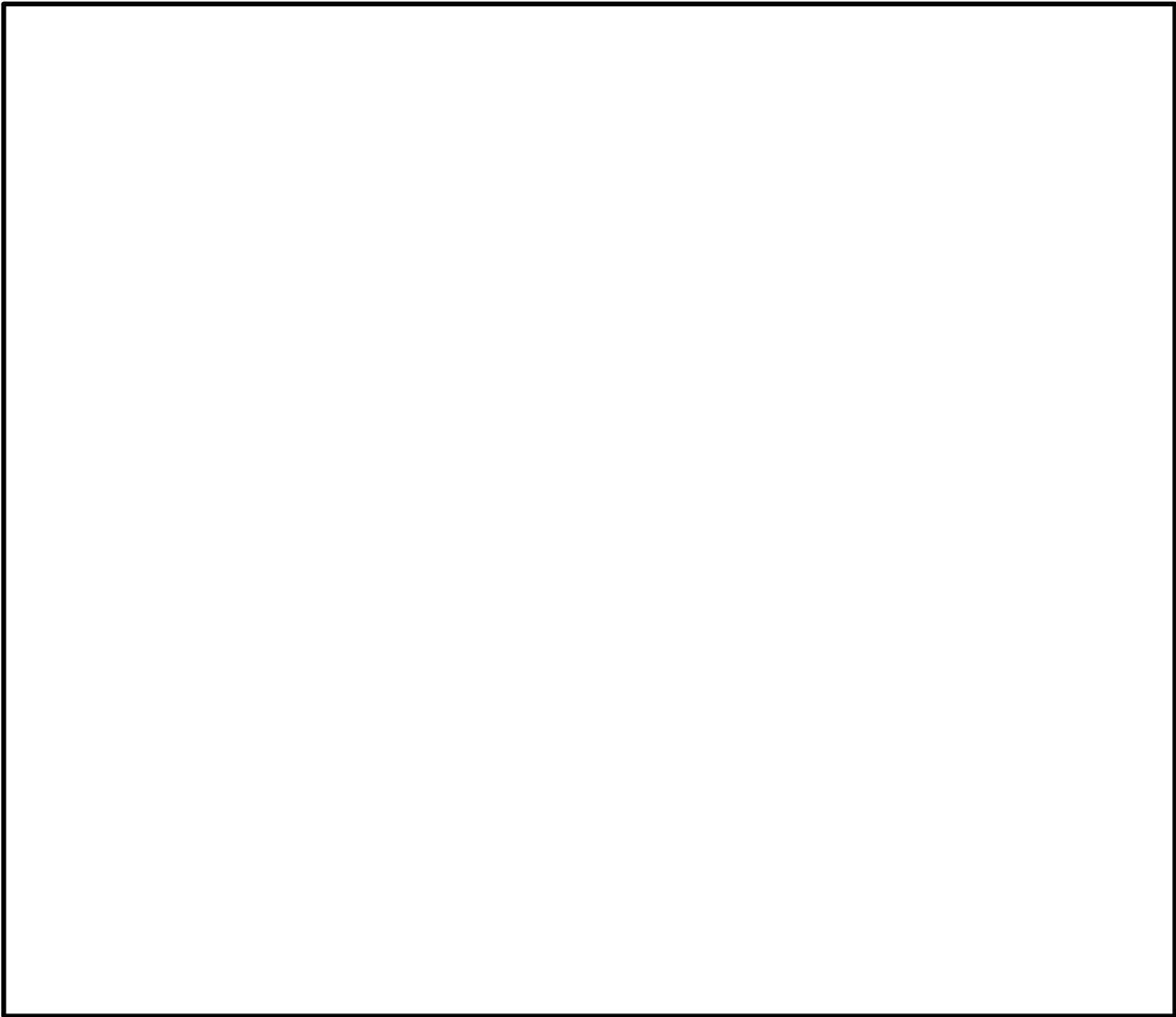
第1.13-36図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（低圧原子炉代替注水槽補給用）（2/4）



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）

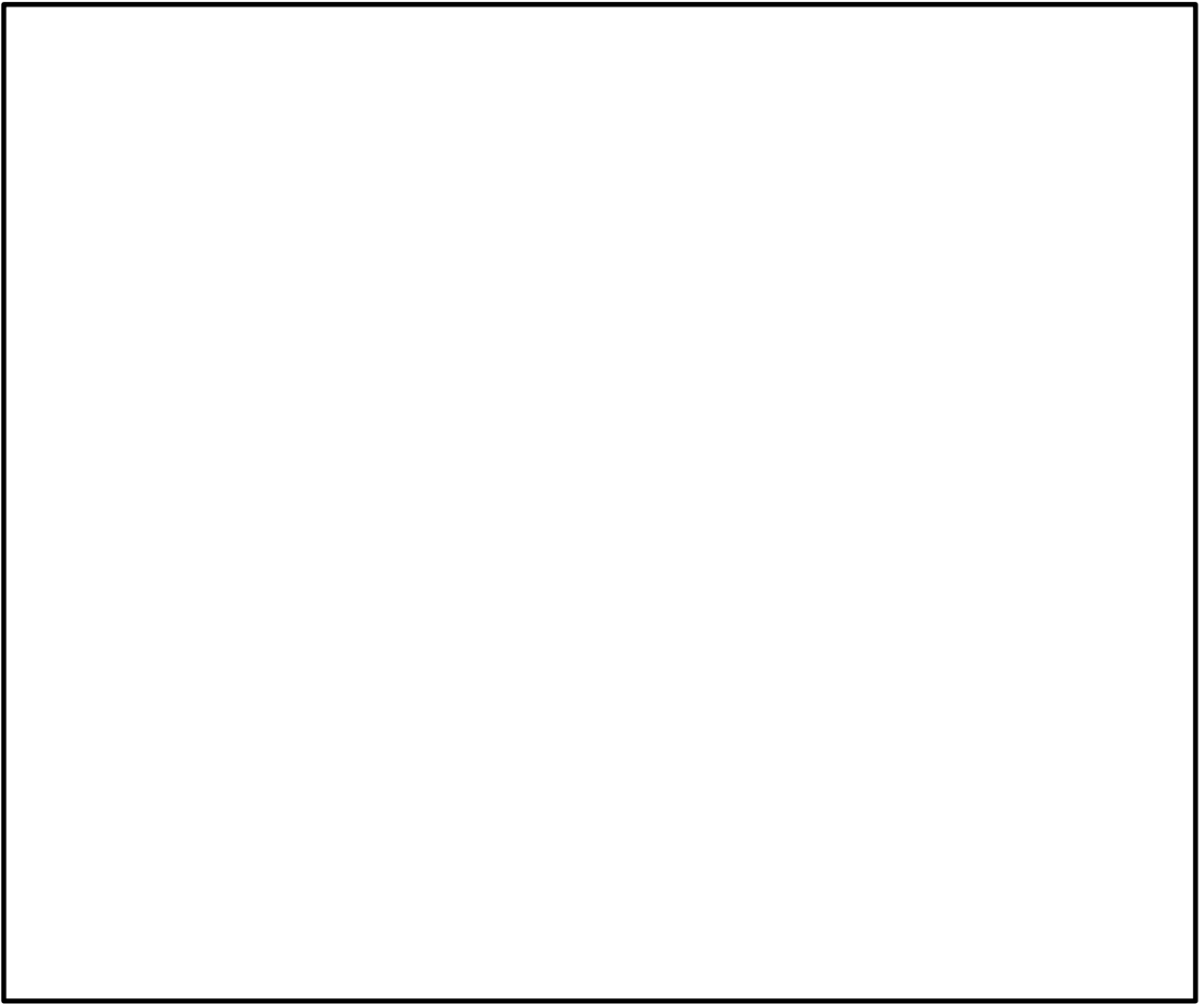


第1.13-36図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）補給用）（4/4）

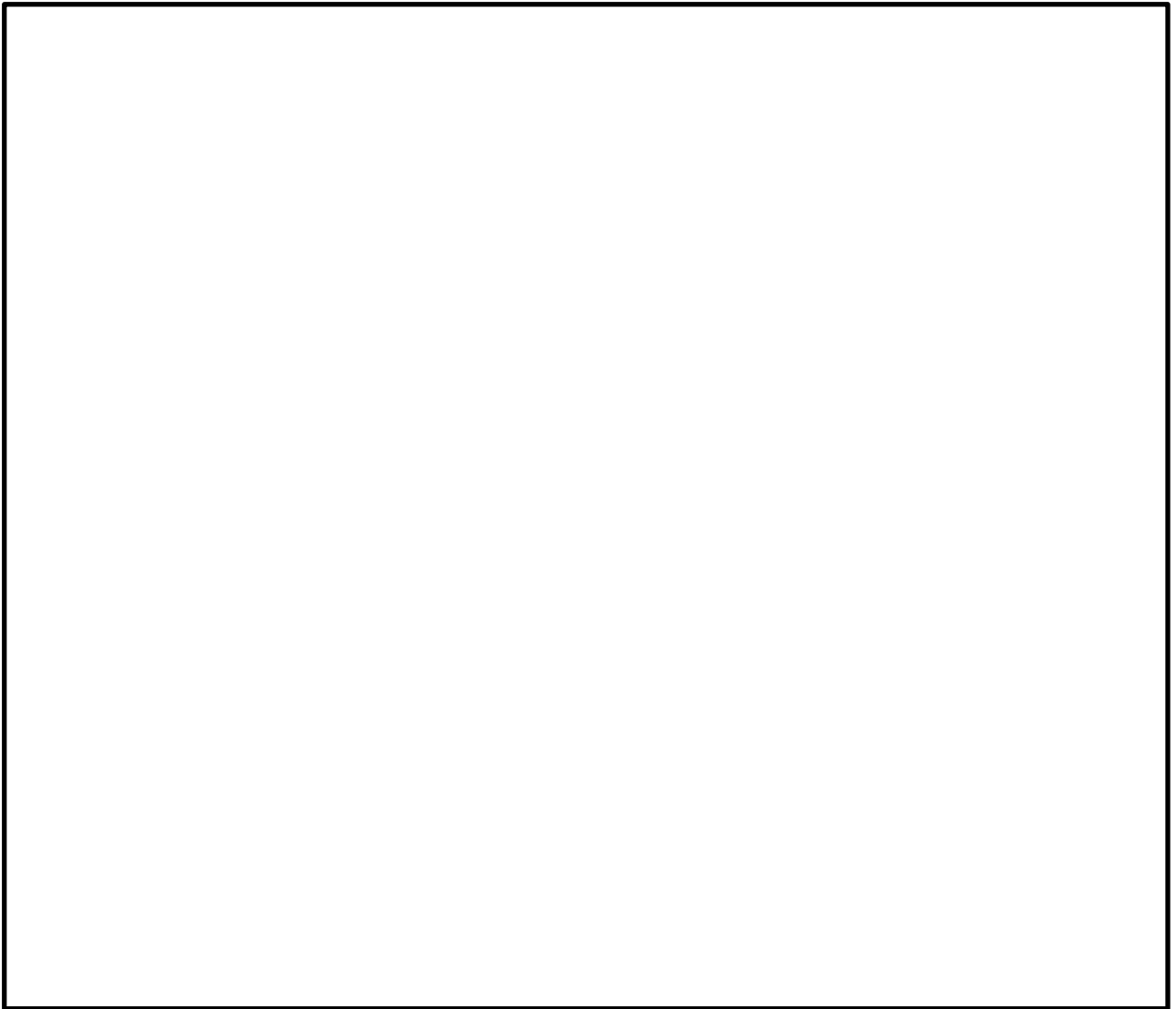


第1.13-37図 ろ過水タンクからの各種注水ルート図

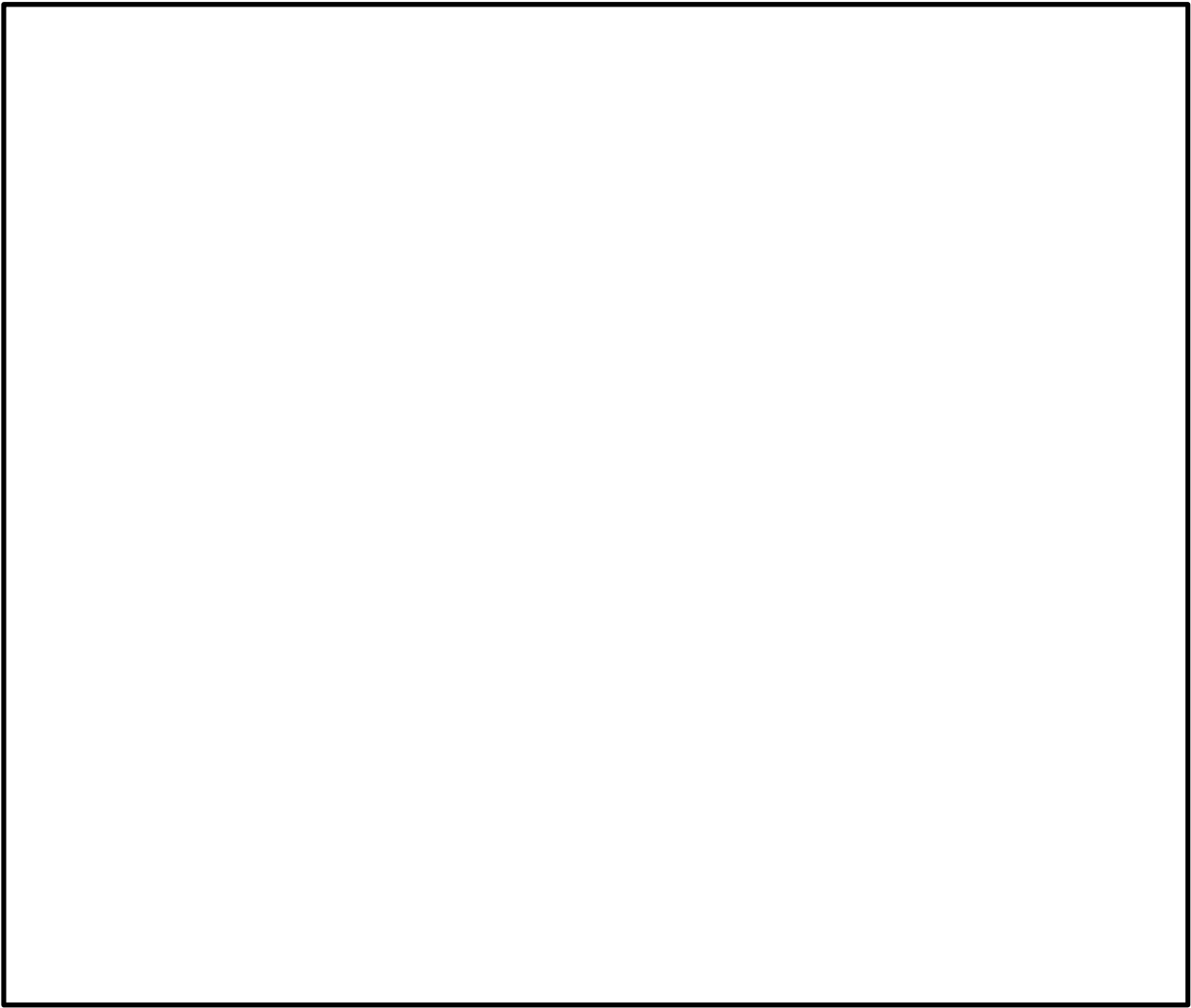
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



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

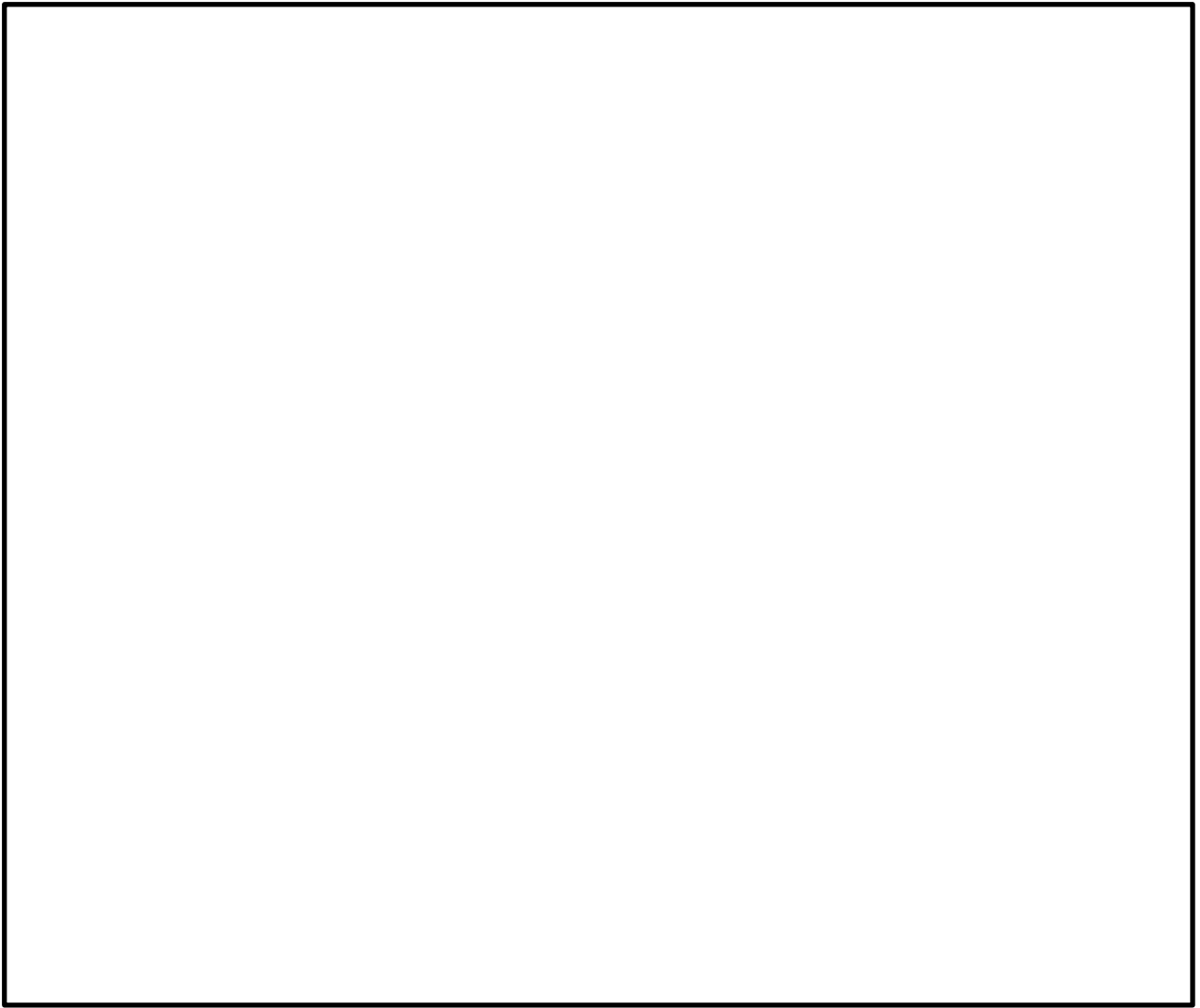


第1.13-39図 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）からの
各種注水ルート図



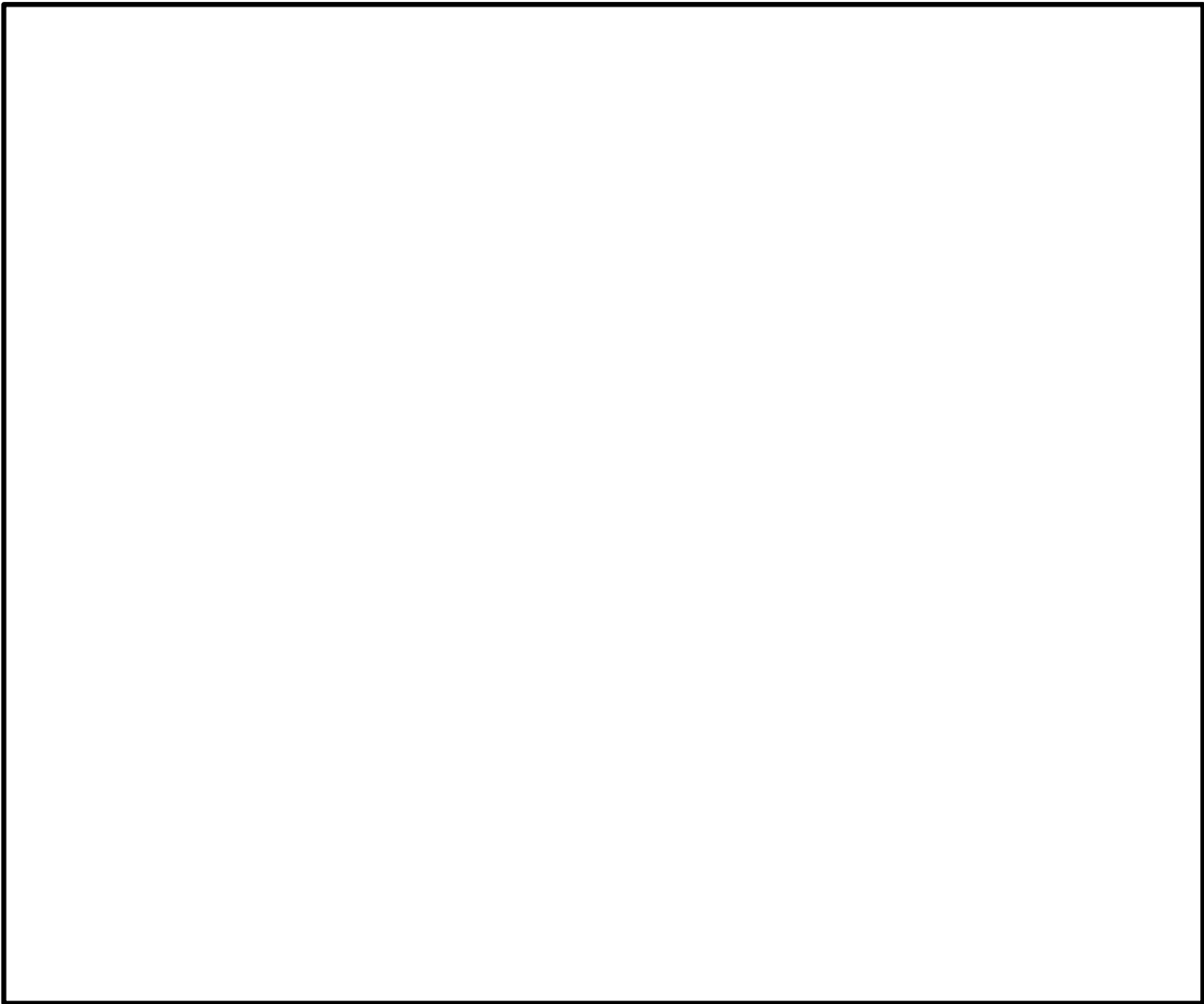
第1.13-40図 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から
第1 ベントフィルタスクラバ容器への補給ルート図

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。



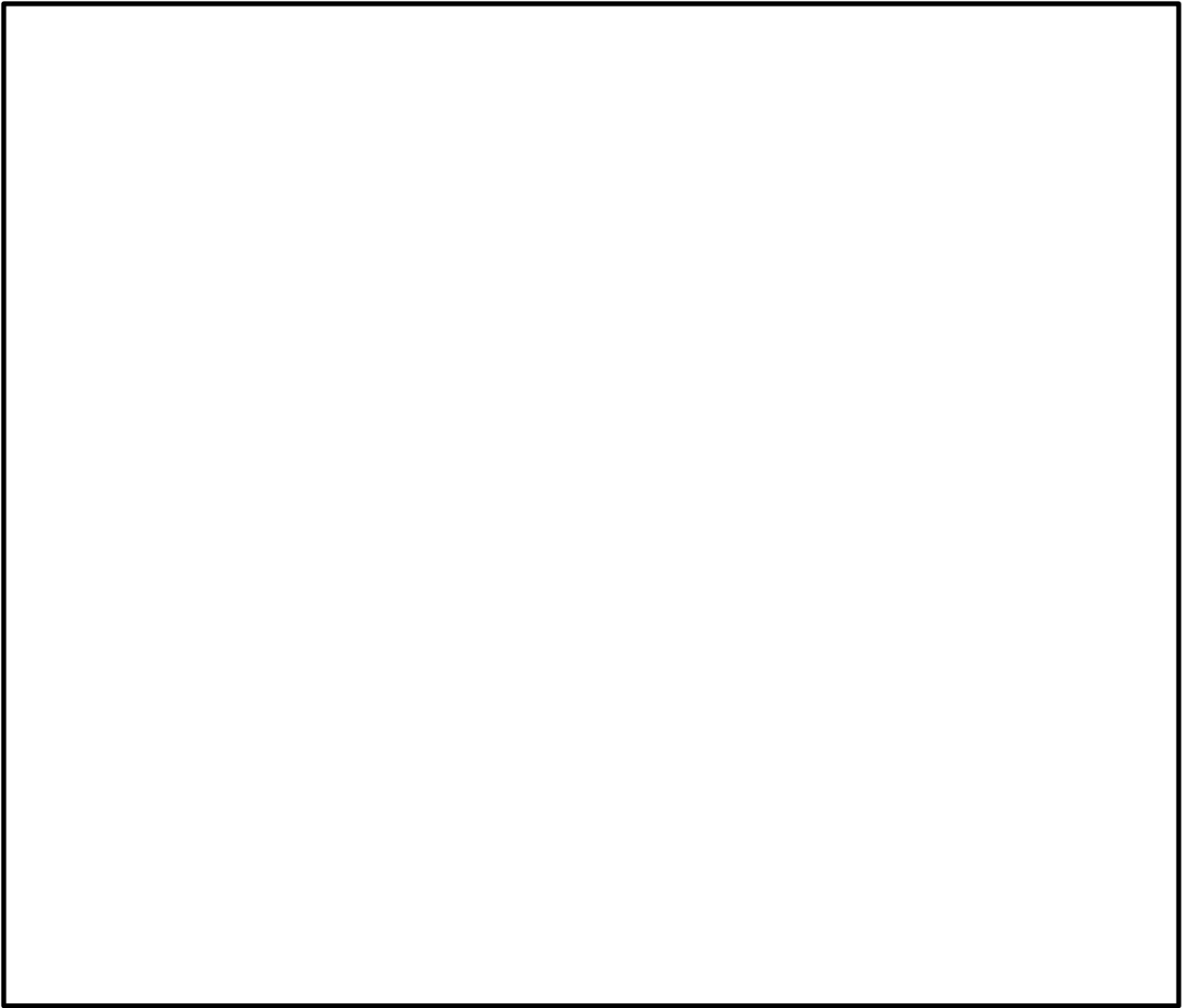
第1.13-41図 純水タンクからの各種注水ルート図

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。



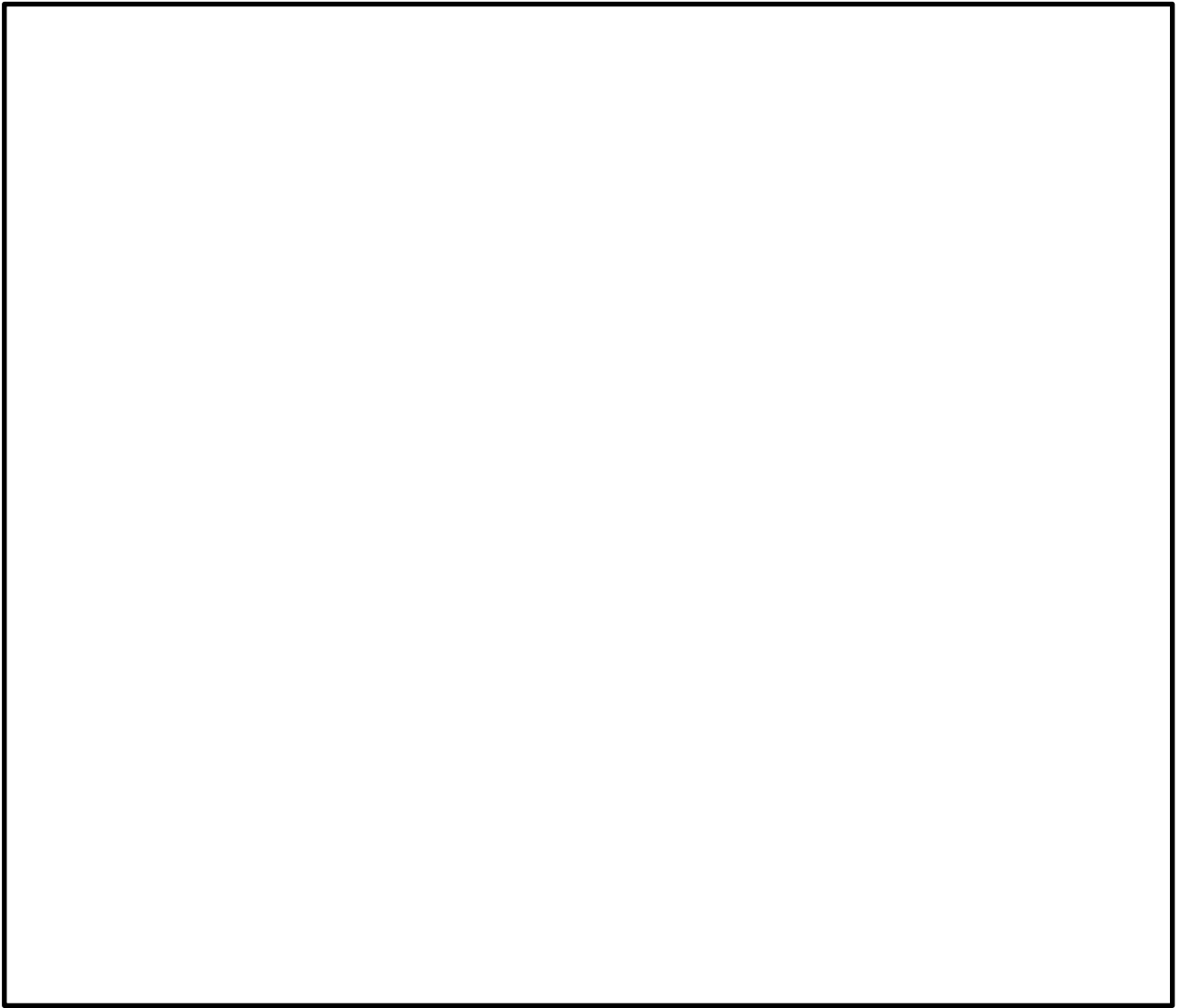
第1.13-42図 純水タンクから第1ベントフィルタスクラバ容器への
補給ルート図

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。



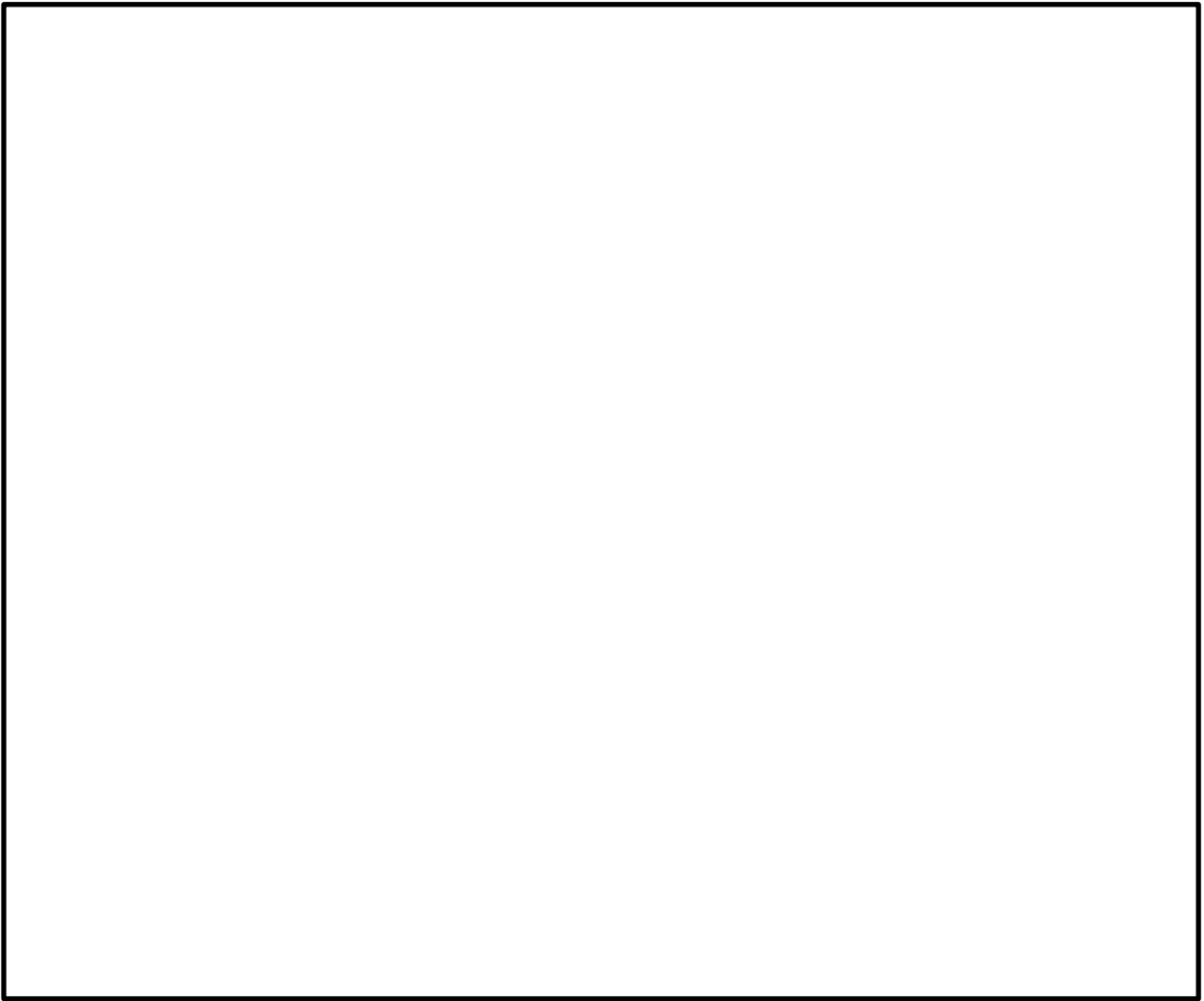
第1.13-43図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は
大量送水車（2台）による各種注水ルート図

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。



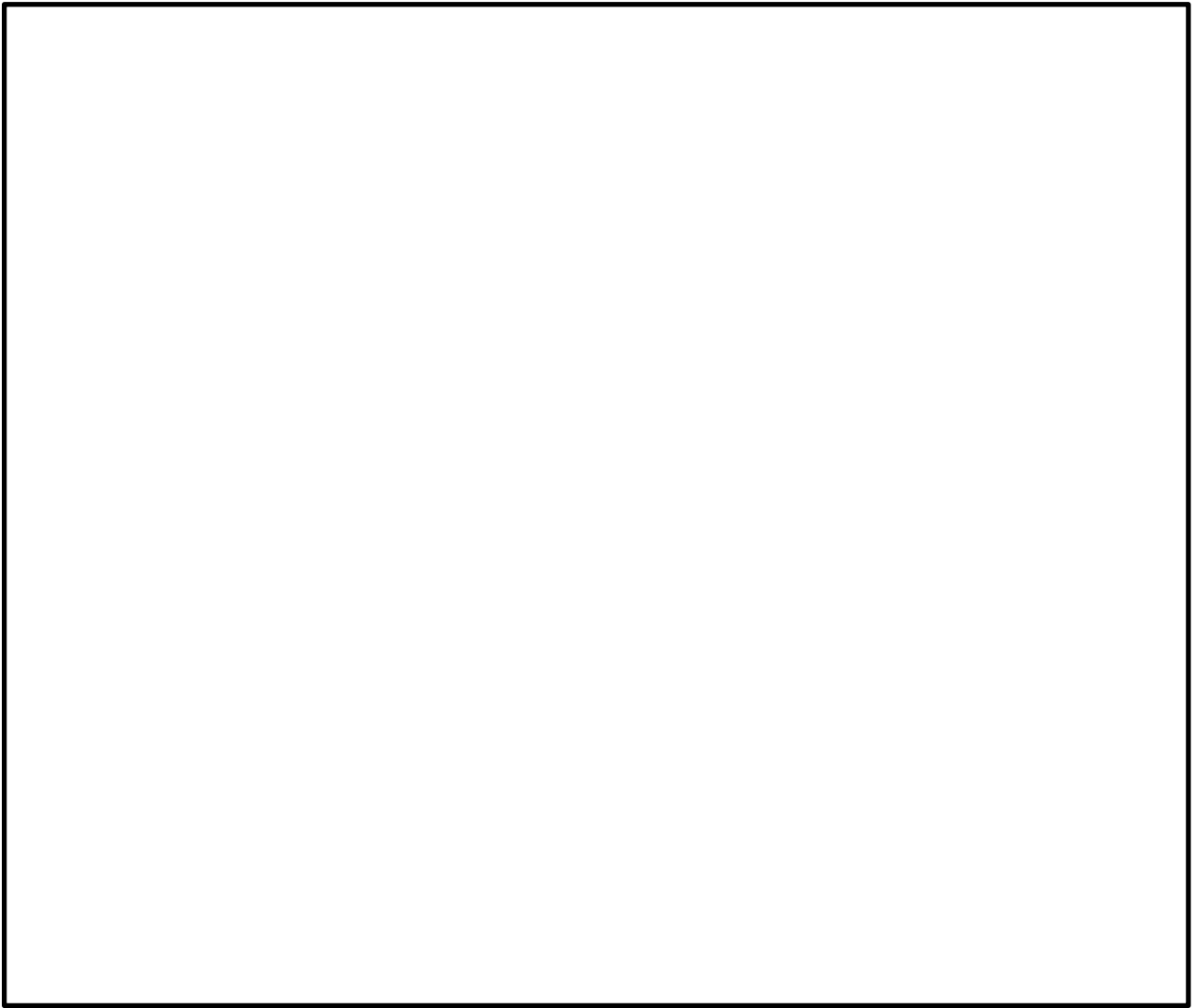
第1.13-44図 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした
大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給ルート図

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。



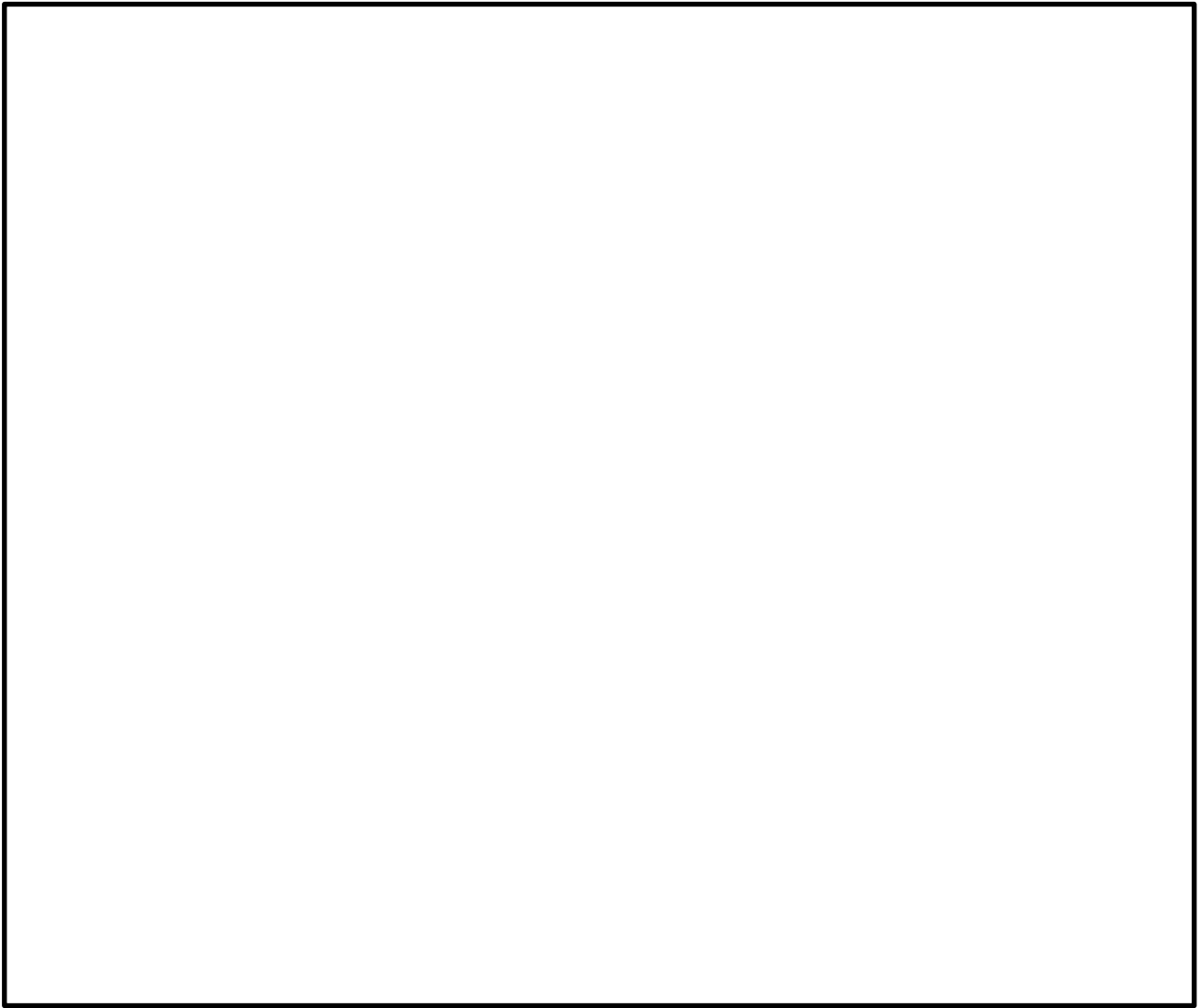
第1.13-45図 淡水タンクを水源とした大量送水車による
低圧原子炉代替注水槽への補給ルート図

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。

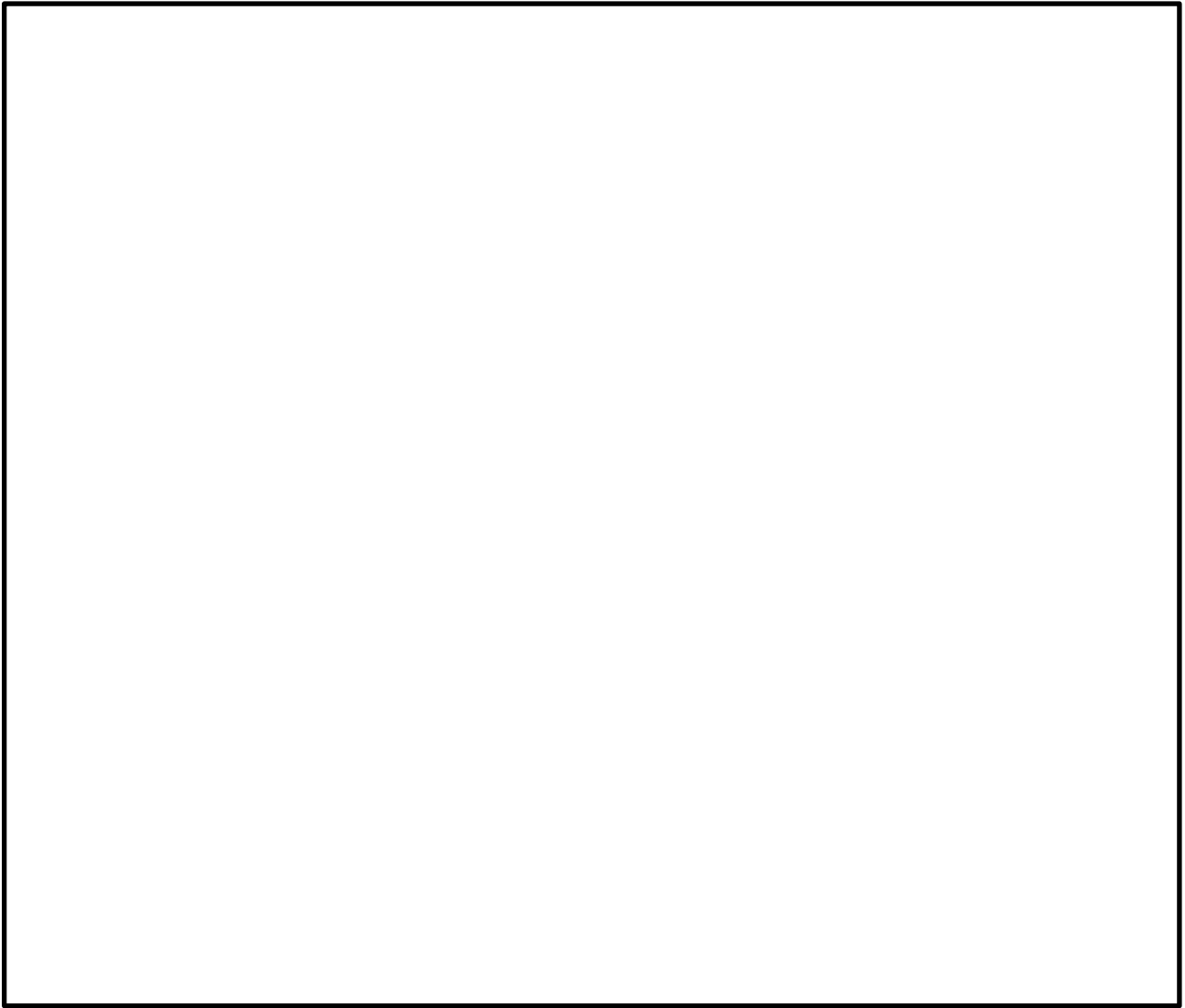


第1.13-46図 海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は
大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給
ルート図

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。

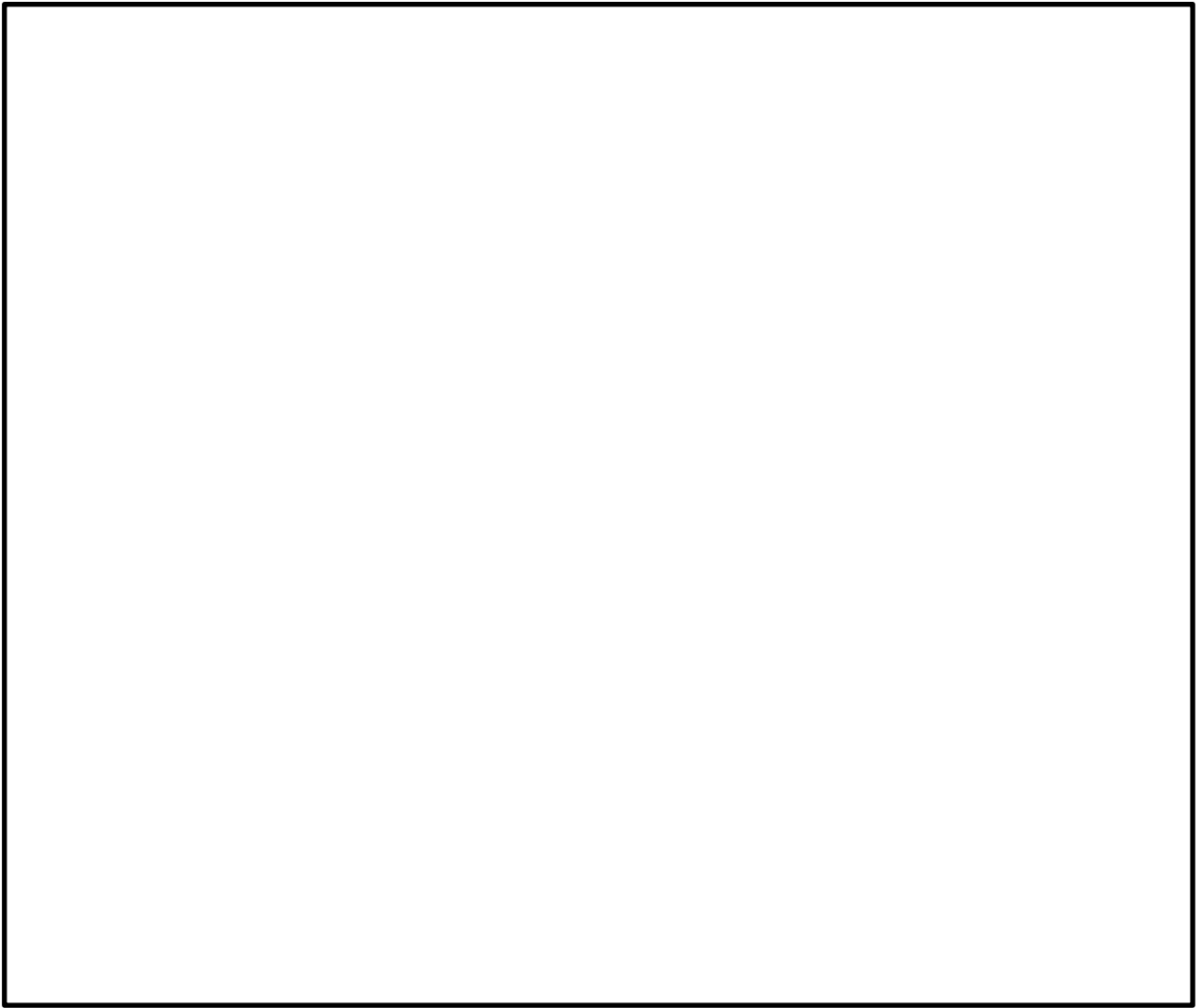


第1.13-47図 輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から
輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
ルート図



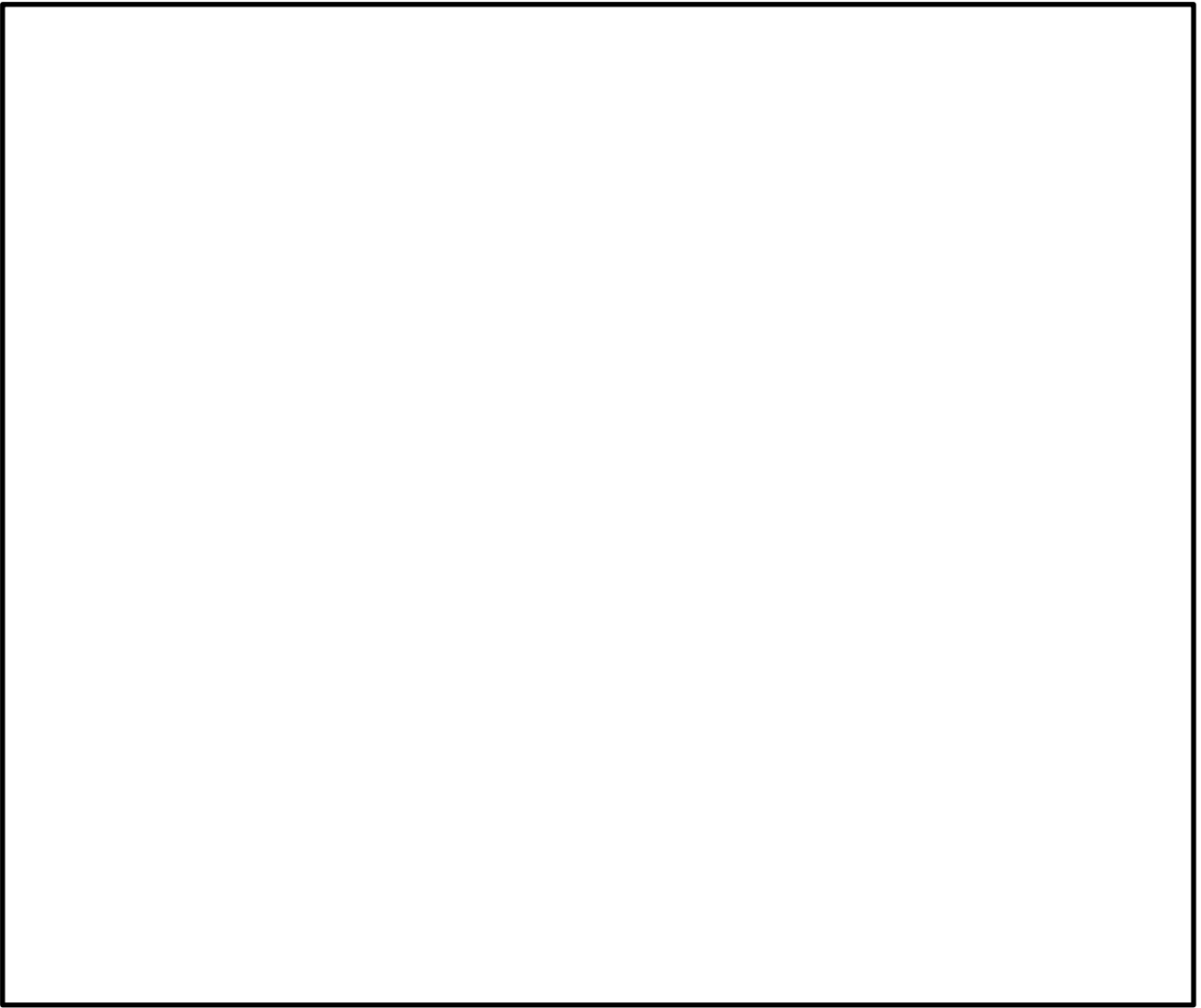
第1.13-48図 大型送水ポンプ車又は大量送水車による輪谷貯水槽（西1）
又は輪谷貯水槽（西2）への海水補給ルート図

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。

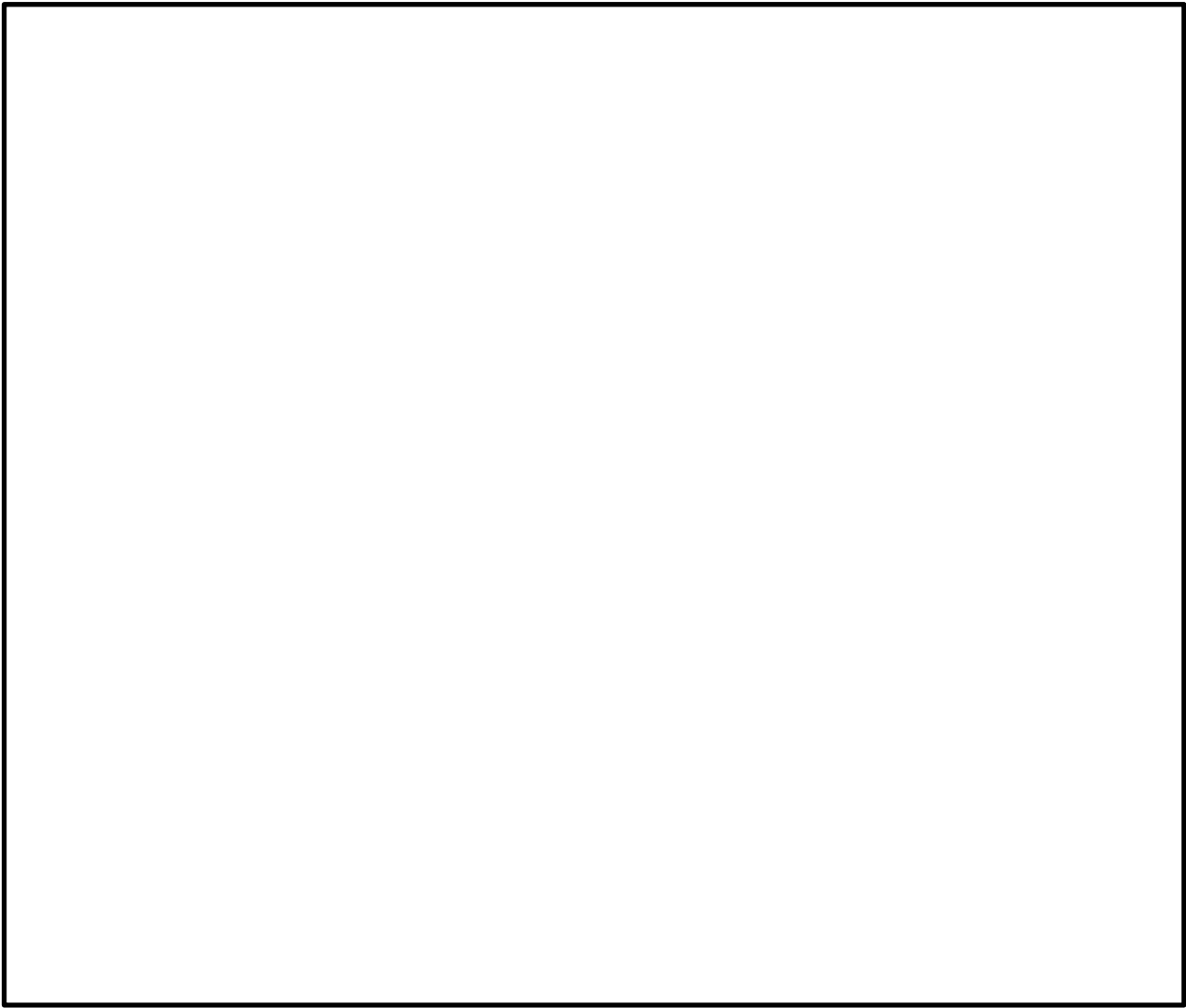


第1.13-49図 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした
大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給ルート図

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



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。

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. 可搬型直流電源設備による給電
- c. 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. 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

(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SAロードセンタ及びSA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

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、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。）
- ・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
- ・ B 1 - 115V 系蓄電池（S A）

- ・ 230V 系蓄電池 (R C I C)
- ・ 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
- ・ B 1 - 115V 系充電器 (S A)
- ・ 230V 系充電器 (R C I C)
- ・ 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
- ・ 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

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。

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～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。

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

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 (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

また、共通要因によって非常用直流電源設備 A 系及び HPCS 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。

- ・ 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

ii 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及び常設代替直流電源設備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（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
- ・ 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

- ・タンクローリ

iii 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及び常設代替直流電源設備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。

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。

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
- ・ 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
- ・ 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、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。

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～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

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
- ・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貯蔵タンク
- ・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

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デイトank， 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。

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。

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。

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となる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 HPCS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及び緊急用メタクラ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及び緊急用メタクラの受電を電圧確認により実施する。
- 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

C S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、B 1-115V 系充電器盤 (S A)、S A 用 115V 系充電器盤、230V 系充電器盤 (R C I C) 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からの起動を依頼する。
- 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による M/C C 系及び M/C D 系受電準備開始を指示する。
- ③^b 緊急時対策要員は、ガスタービン発電機の現場起動及び緊急

用メタクラの受電を確認し，受電準備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によるM/C C系及びM/C D系受電準備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，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。

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。

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、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/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（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、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。

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、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，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。

[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。

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り離しを実施する。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， B 1－115V 系充電器盤（S A）， S A 用 115V 系充電器盤及び 230V 系充電器盤（R C I C）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，B 1－115V 系充電器盤（S A），S A 用 115V 系充電器盤及び 230V 系充電器盤（R C I C）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， 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）による給電の判断基準〕
全交流動力電源喪失により，B－115V 系充電器，B 1－115V 系充電器（S A），S A 用 115V 系充電器及び 230V 系充電器（R C I C）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 B 1－115V 系蓄電池（S A）への切替えの判断基準〕

全交流動力電源喪失後，8 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），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する見込みがない場合又はB-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合。

〔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り離し及びB-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池(SA)への切替を指示する。なお、B-115V系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合は、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^aA-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

イ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、廃棄物処理建物地上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⑱^a～㉓^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⑱^a～㉔^aと同様である。

⑫° 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，B1-115V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B1-115V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。
- ・ B1-115V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。

b. 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)及びSA用115V系蓄電池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)、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1.14-28図及び第1.14-29図に、タイムチャートを第1.14-30図から第1.14-32

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（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。
- 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（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，S A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ー中央制御室排風機又はBー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，S A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S A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S A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S A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。
- ⑮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「S Aコントロールセンタ」へ受電切替え操作を行い，充電器盤（B 1 - 115V系充電器盤（S A），S A

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。

c. 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及び常設代替直流電源設備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（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。

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），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 1.14-33 図に，タイムチャートを第 1.14-34 図及び第 1.14-35 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（R C I C）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（R C I C）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（R C I C）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（R C I C）への給電準備のため B-115V 系充電器盤及び 230V 系充電器盤（R C I C）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（R C I C）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（R C I C）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（R C I C）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（R C I C）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（R C I C）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（R C I C）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（R C I C）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（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（S A）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（S A）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回路の回路構成、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（SA）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（SA）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（SA）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（SA）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(SA)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(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(RCIC)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(SA)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。

(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

一ゼル発電機の機能喪失時，S A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

S A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 1.14-36 図に，タイムチャートを第 1.14-37 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 S A 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，S A 用 115V 系蓄電池から B - 115V 系蓄電池及び B 1 - 115V 系蓄電池（S A）へ放電させないために，B - 115V 系蓄電池及び B 1 - 115V 系蓄電池（S A）の遮断器を「切」とする。
- ④現場運転員 B 及び C は，S A 用 115V 系充電器盤の B - 115V 系直流盤（S A）の遮断器並びに B - 115V 系直流盤（S A）の S A 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 S A 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（S A）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、廃棄物処理建物地上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。

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1.14-38図から第1.14-40図に、タイムチャートを第1.14-41図から第1.14-44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. 高压発電機車による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[°]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[°]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[°]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°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°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°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°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°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°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°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。

(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1.14-45図に、タイムチャートを第1.14-46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系を経由した当該号炉の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、廃棄物処理建物地上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。

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1.14-47図に、タイムチャートを第1.14-48図から第1.14-51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によるSA-L/C及びSA-C/Cへ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及び緊急用メタクラの受電を電圧確認により実施し、緊急用メタクラのSA-L/Cへの遮断器の「入」操作を実施する。
- ③^a 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。
- ④^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。
- ⑤^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」へ切り替えを行い、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、不要な負荷の切り離しを行い、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り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。

⑥^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、当直長を經由して、緊急時対策本部にガスタービン発電機の現場からの起動を依頼する。

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によるSA-L/C及びSA-C/C受電準備開始を指示する。

③^b 緊急時対策要員は、ガスタービン発電機の現場起動及び緊急用メタクラの受電を確認し、受電準備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によるSA-L/C及びSA-C/C受電準備完了を当直長に報告する。

⑤^b 中央制御室運転員Aは、緊急用メタクラのSA-L/Cへの遮断器の「入」操作を実施する。

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④^a

～⑥^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°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°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°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°中央制御室運転員Aは、緊急用メタクラの遮断器の「切」を確認した後、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°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°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 S A - 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（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° 緊急時対策要員は，高圧発電機車を起動し，S A - L / C 及び S A - 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（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 S A - L / C 及び S A - C / C 受電の確認を指示する。

⑫° 中央制御室運転員 A は，S A - L / C の電圧確認を行い，S A - L / C 及び S A - C / C が受電されたことを当直副長へ報告する。

S A 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 S A ロードセンタ及び S A コントロールセンタ受電の場合」の操作手順④^a～⑥^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 S A ロードセンタ及び S A 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 S A - L / C 及び S A - 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 S A - L / C 及び S A - 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 S A
- L / C 及び S A - 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、緊急用メタクラの遮断器の「切」を
確認した後、緊急用メタクラの S A - L / C への遮断器及び非
常用高圧母線用遮断器の「入」操作を行い、当直副長に S A -
L / C 及び S A - 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、S A - L / C 及び S A - 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 S A - 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、S A - L / C 及
び S A - 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④^a～⑥^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° 中央制御室運転員 A は、緊急用メタクラの遮断器の「切」を確認した後、緊急用メタクラの SA-L/C への遮断器の「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° 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^e 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④^a～⑥^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。

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。

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系を經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1.14-52図及び第1.14-53図に、タイムチャートを第1.14-54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系を經由した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⑫^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⑫^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。

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。

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（RIC）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。

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。

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イ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 1.14-55 図に，タイムチャートを第 1.14-56 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 1.14-57 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。

(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 1.14-59 図に、タイムチャートを第 1.14-60 図及び第 1.14-61 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。

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タンクの油面が規定値以下まで低下すると非常用ディーゼル発電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タンクへの補給が開始される。その後燃料補給の完了に伴い、非常用ディーゼル発電機

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 1.14-62 図に、タイムチャートを第 1.14-63 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、B 1-115V 系蓄電池 (S A)、230V 系蓄電池 (R C I C)、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 B 1-115V 系蓄電池 (S A) 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、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 1.14-64 図に，タイムチャートを第 1.14-65 図に示す。なお，B－115V系蓄電池，B1－115V系蓄電池（S A）及び230V系蓄電池（R C I C）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 H P C S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。

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1.14-66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、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 系充電器を經由した 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（S A）を組み合わせて使用することで合計 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可能性がある場合は、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、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HPCS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		
		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（RCIC）※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（RCIC） 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（RCIC）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（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（ 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（微候ベース） 「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（微候ベース） 「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（微候ベース） 「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，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	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～直流母線電路	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 (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 (微候ベース) 「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電」
		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 (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(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 (微候ベース) 「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収納箱 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 (微候ベース) 「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 (微候ベース) 「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）	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		
		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	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	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電」
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（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 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 H P C S-メタクラ母線電圧
		操作	ガスタービン発電機 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 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) H P C S-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（2 / 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）
1.14.2.1 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. 高压発電機車による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 「高压発電機車によるC、D-M/C受電」 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」 「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	高压発電機車運転監視
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		
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 「高压発電機車によるC、D-M/C受電」 原子力災害対策手順書 「高压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	高压発電機車運転監視
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		
1.14.2.1 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
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（3 / 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 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

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 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」 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（R C I C）電圧 230V系直流盤（R C I C）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	—	—
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. 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
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
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 c. 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（R C I C）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
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（R C I C）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
	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
	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
	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 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	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

監視計器一覧（7 / 9）

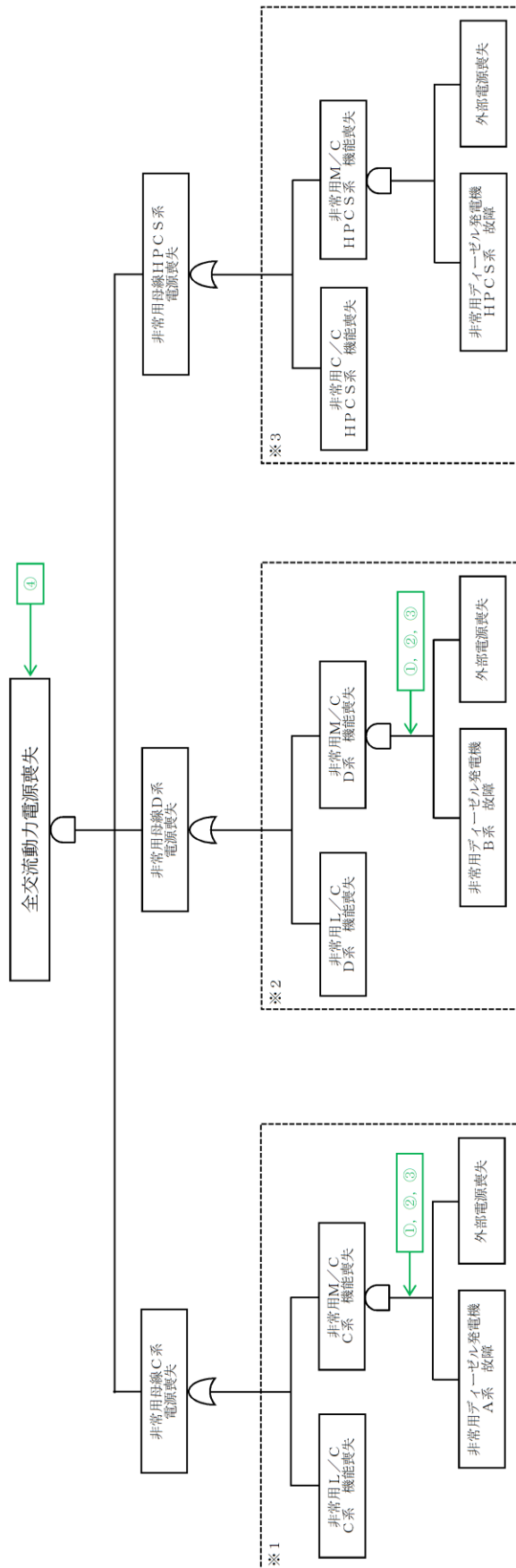
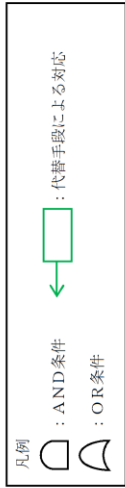
手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.14.2.4 非常用ディーゼル発電機喪失時の代替電源による対応手順 (1) 非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電 b. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「HPCS-DEGによるC、D-M/C受電」	判断基準	電源	220kV第2原子力幹線 1 L送電電圧 220kV第2原子力幹線 2 L送電電圧 66kV鹿島支線電圧 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧
	操作	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 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）
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧
	操作	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 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
		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	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	高圧発電機車電圧 高圧発電機車周波数
		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	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧
		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

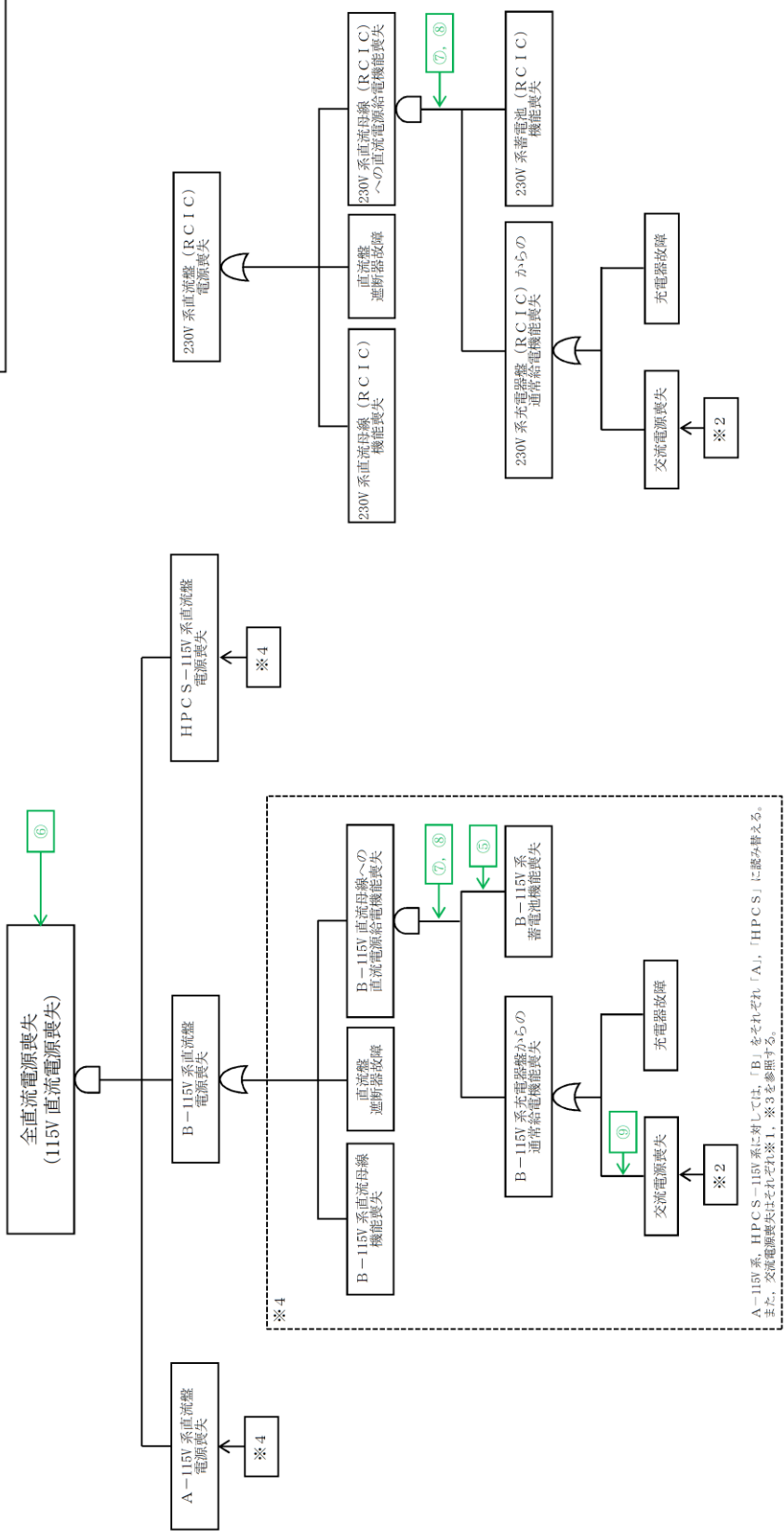
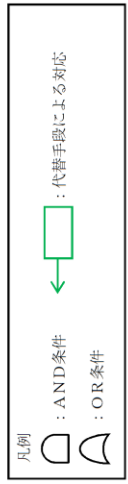
監視計器一覧 (9 / 9)

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
		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
		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



- 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 可搬型直流電源設備による給電^{注2}
- ⑧ 直流給電車による給電^{注2}
- ⑨ 号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保^{注3}

A-115V系、HPCS-115V系に対しては、「B」をそれぞれ「A」、「HPCS」に読み替える。
 ※4 交流電源喪失はそれぞれ※1、※3を参照する。

注1：⑤の対象はB-115V系蓄電池機能喪失が対象
 注2：⑦、⑧の対象はB-115V系直流母線及び230V系直流母線(RCIC)への給電が対象
 注3：⑨の対象はA-115V系直流母線及びB-115V系直流母線への給電が対象

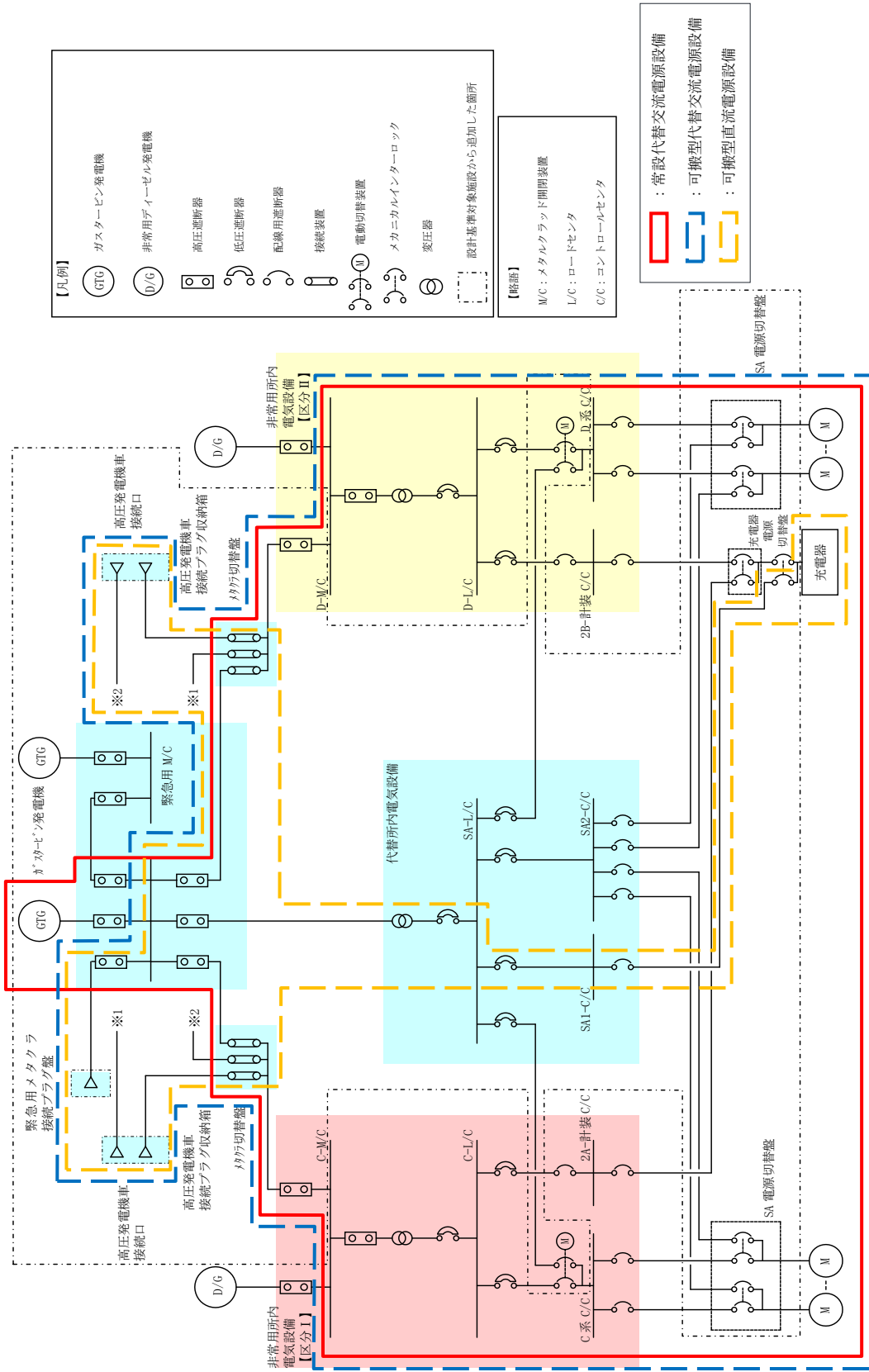
第1.14-1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 2)

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

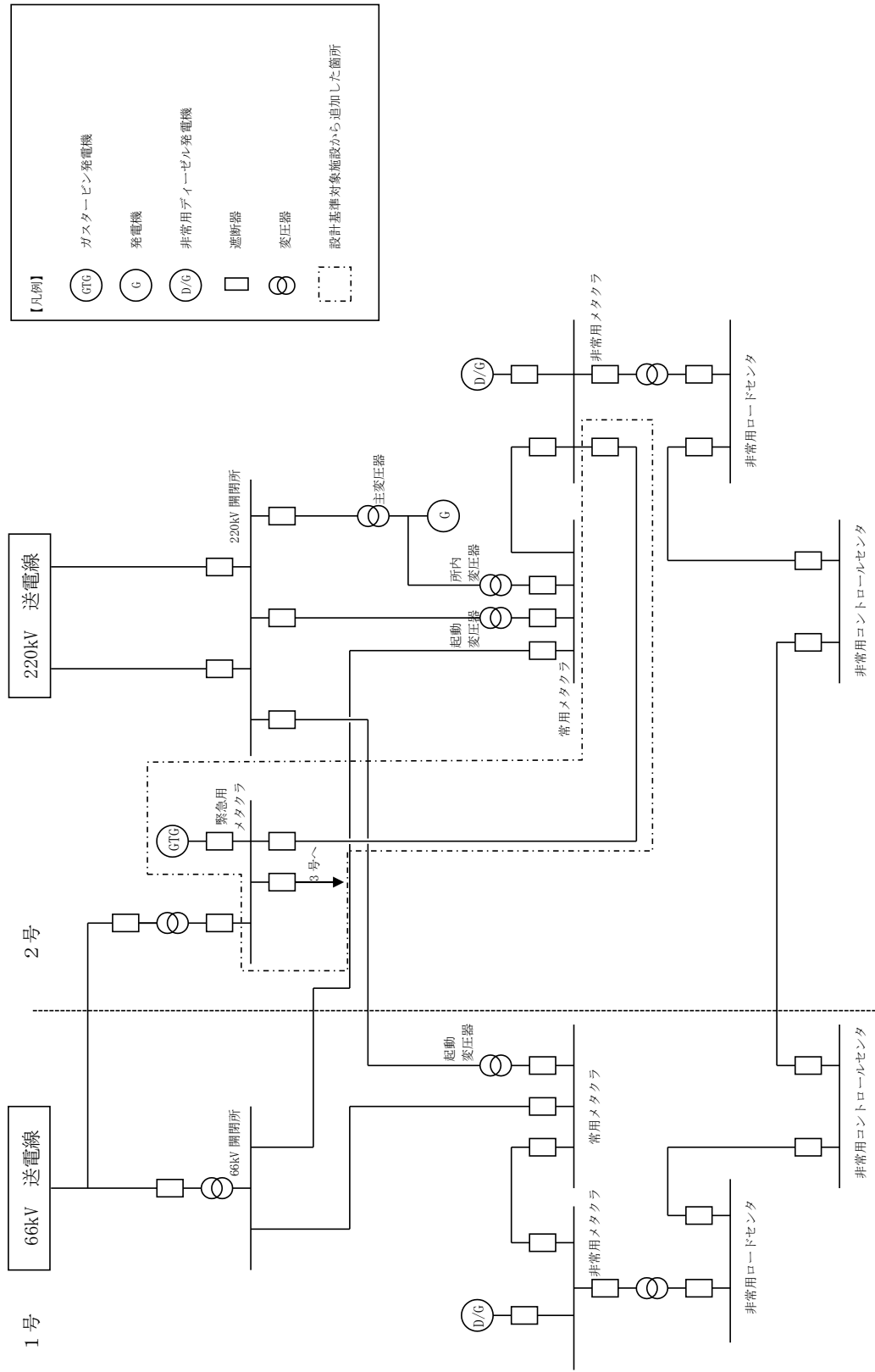
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	
全交流動力電源喪失	非常用母線C系電源喪失	非常用L/C系機能喪失							
		非常用M/C系機能喪失	非常用DEG A系故障						
			外部電源喪失						
		非常用L/C系機能喪失							
		非常用M/C系機能喪失	非常用DEG B系故障						
			外部電源喪失						
	非常用母線HPCS系電源喪失	非常用L/C HPCS系機能喪失							
		非常用M/C HPCS系機能喪失	HPCS系非常用DEG故障						
			外部電源喪失						
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系直流電源給電機能喪失	A-115V系蓄電池機能喪失						
			充電器故障						
			A-115V系充電器からの通常給電機能喪失	交流電源喪失	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	
	B-115V系直流電源喪失	B-115V系直流母線機能喪失							
		直流盤遮断器故障							
		B-115V系直流電源給電機能喪失	B-115V系蓄電池機能喪失						
			充電器故障						
			B-115V系充電器からの通常給電機能喪失	交流電源喪失	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	
HPCS-115V系直流電源喪失	HPCS-115V系直流母線機能喪失								
	直流盤遮断器故障								
	HPCS-115V系直流電源給電機能喪失	HPCS-115V系蓄電池機能喪失							
		充電器故障							
		HPCS-115V系充電器からの通常給電機能喪失	交流電源喪失	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		
230V系直流電源喪失 (RCIC)	230V系直流母線 (RCIC) 機能喪失								
	直流盤遮断器故障								
	230V系直流電源給電機能喪失	230V系蓄電池 (RCIC) 機能喪失							
		充電器故障							
		230V系充電器 (RCIC) からの通常給電機能喪失	交流電源喪失	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		

※ 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。

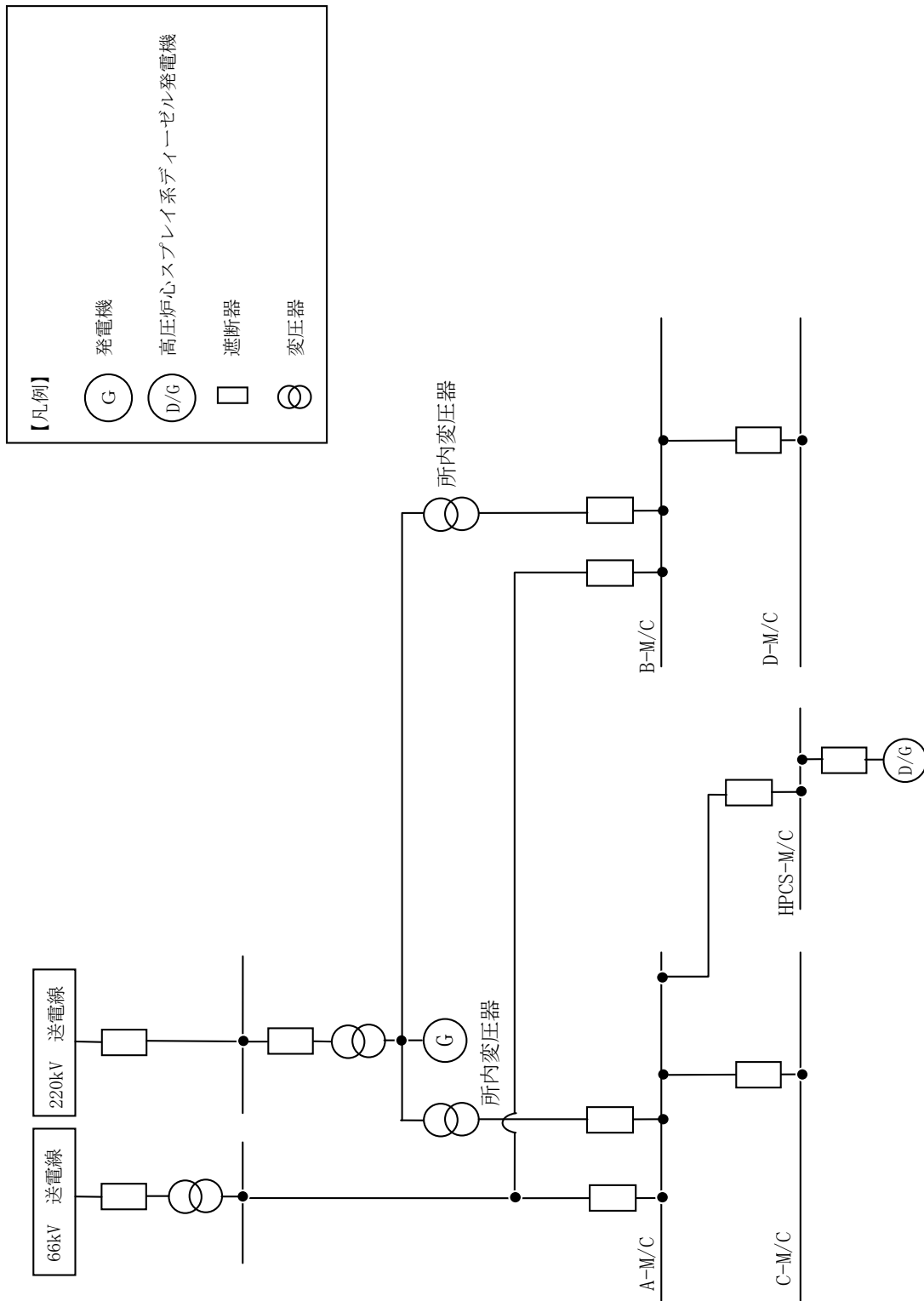
第 1.14-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)



第 1.14-2 図 交流電源単線結線図



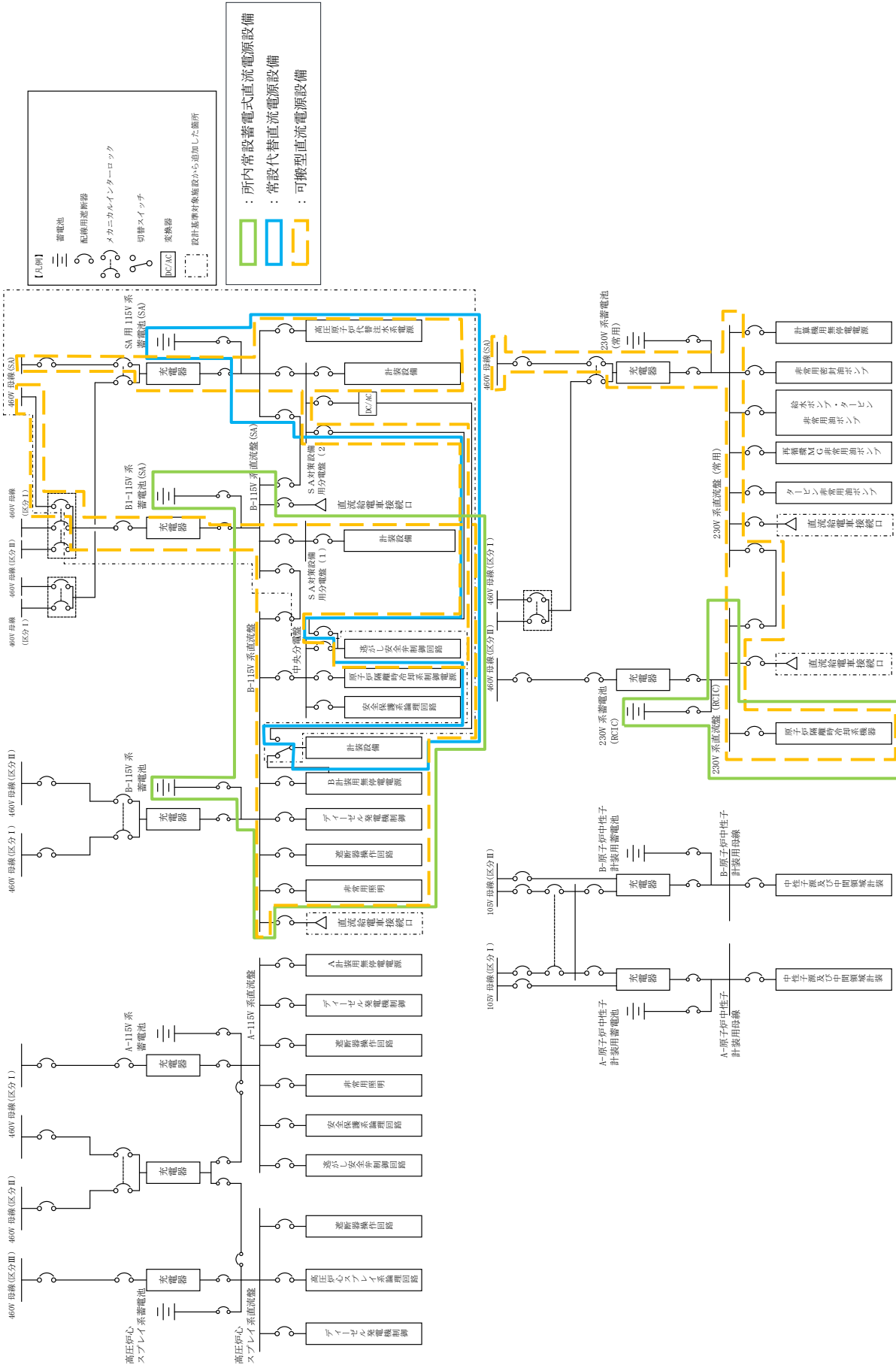
第 1.14-3 図 電力融通単線結線図 (1号炉及び2号炉)



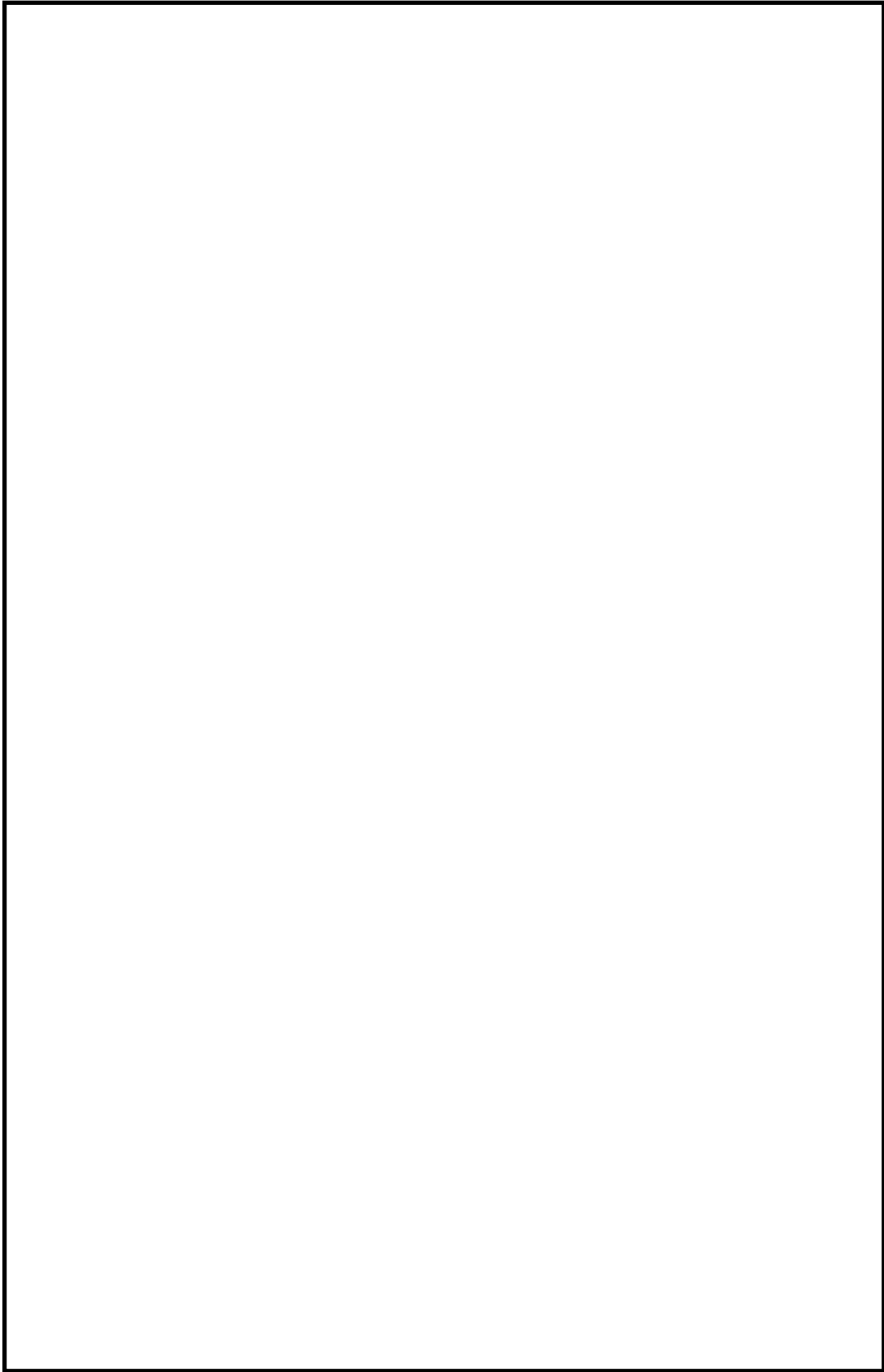
【凡例】

(G)	発電機
(D/G)	高圧炉心スプレイスライダージェル発電機
□	遮断器
⊗	変圧器

第 1.14-4 図 所内電気設備単線結線図

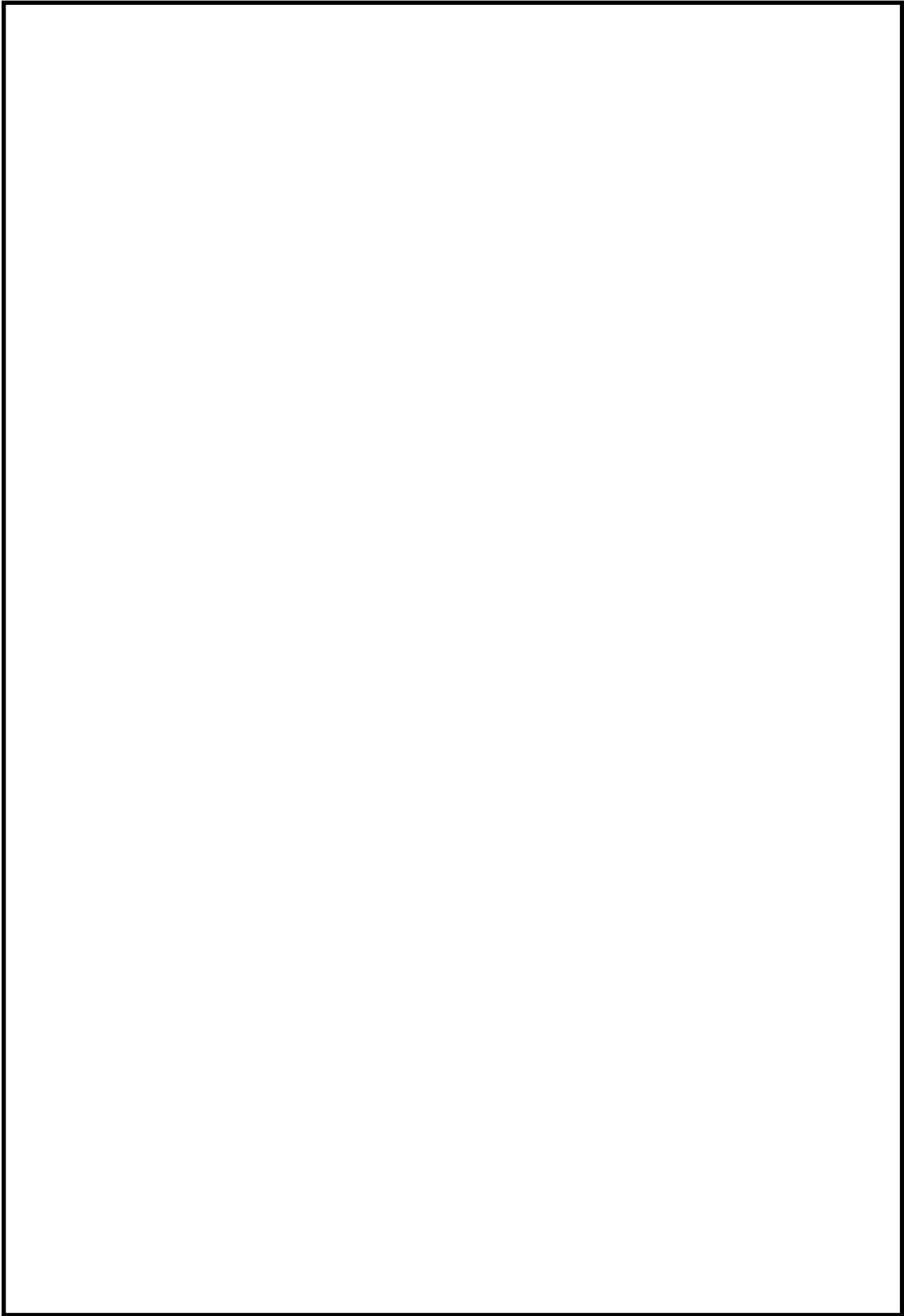


第1.14-5 図 直流電源単線結線図



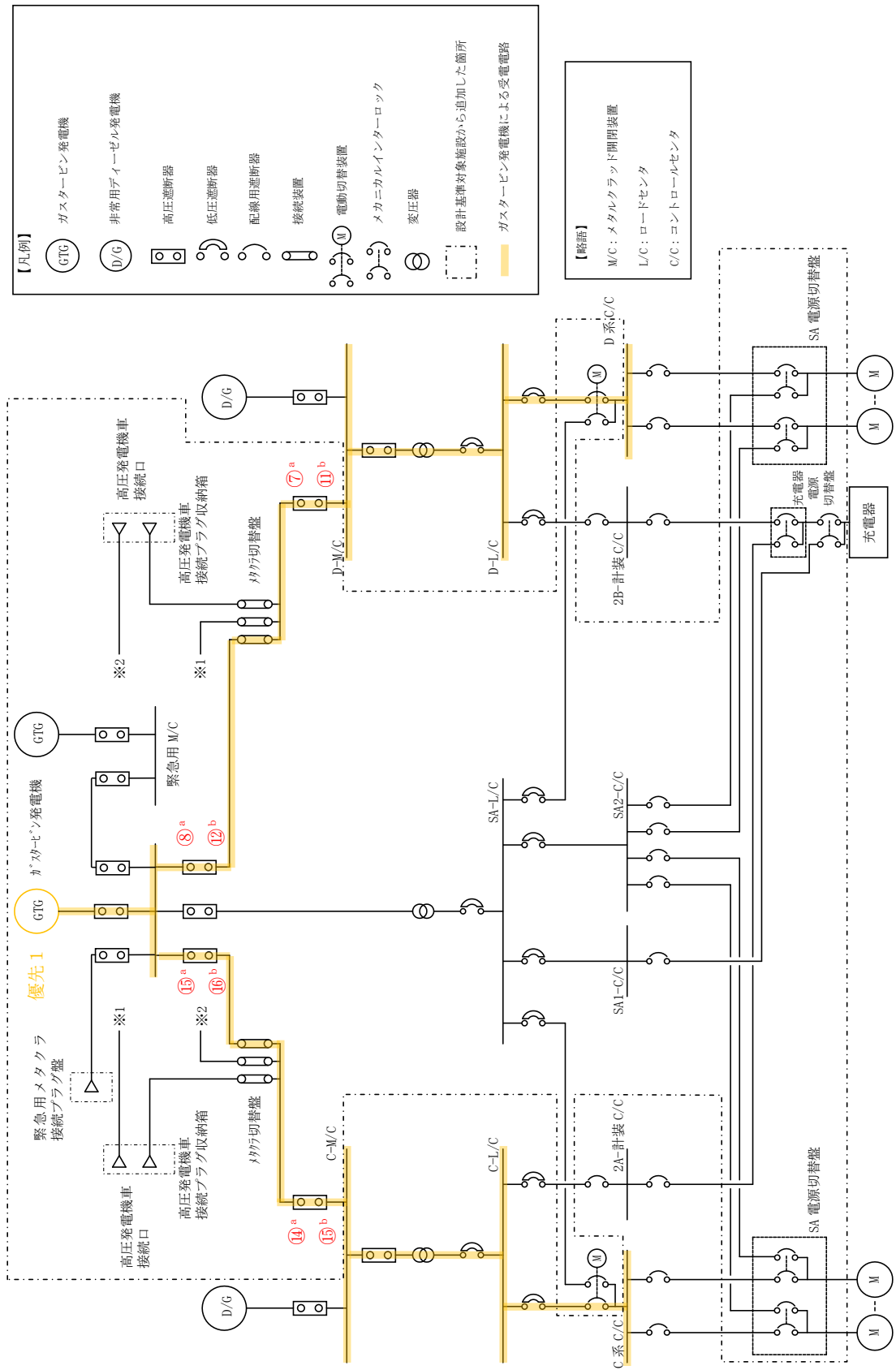
第 1.14-6 図 EOP [電源復旧]における対応フロー

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。



記載例 ○: 操作手順番号を示す。

第1.14-8 図 ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C C系及びM/C C系 D系受電 概要図

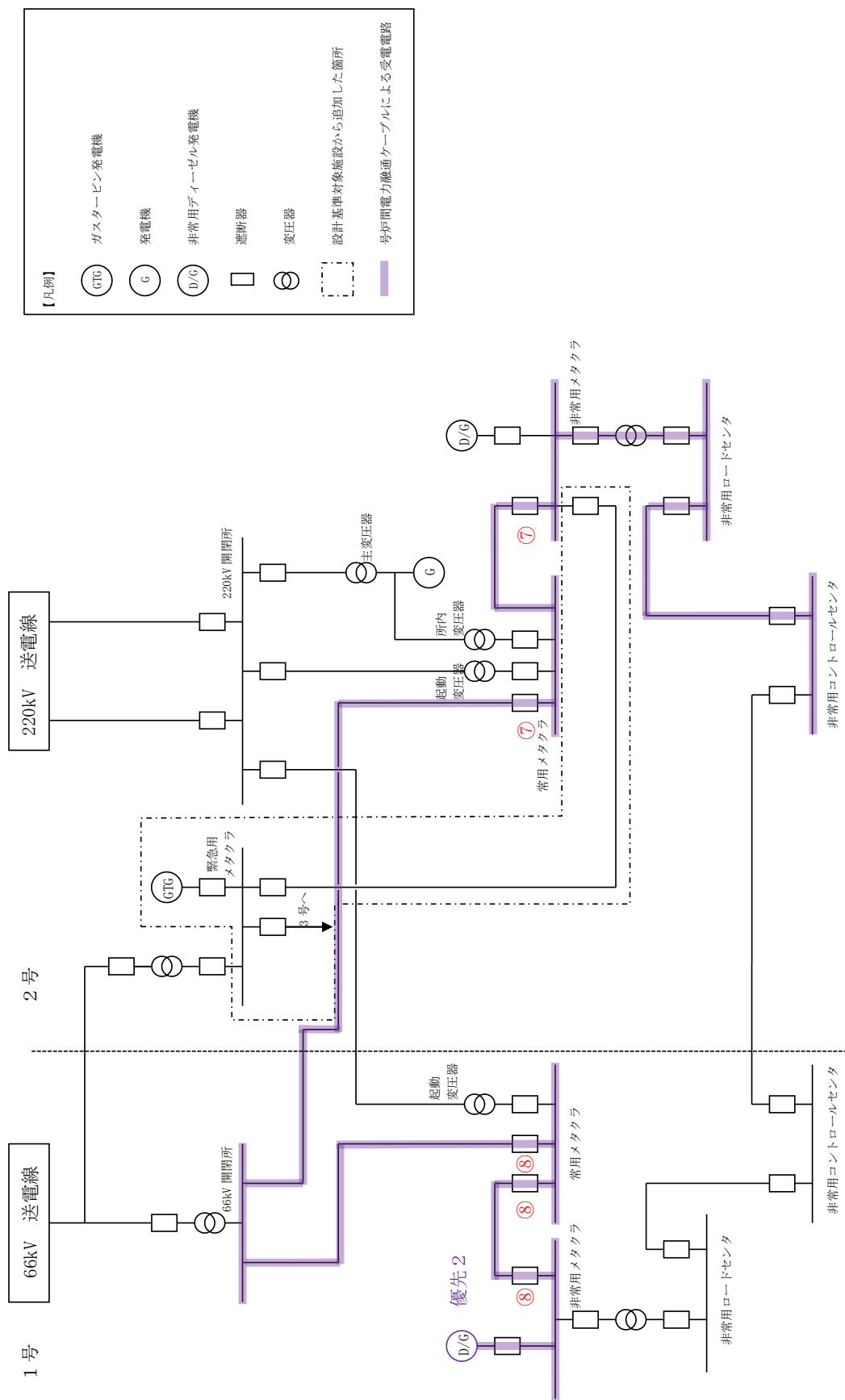
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120						
ガスタービン発電機による M/C C系及びM/C D系受電 (中央制御室操作による起動)	要員(敬)	40分 ガスタービン発電機によるM/C D系への給電※1 1時間10分 ガスタービン発電機によるM/C C系への給電※1																	
		中央制御室運転員A	1																
	現場運転員B, C	2	ガスタービン発電機起動, 緊急用メタクラの受電操作																
			M/C D系受電準備																
			M/C D系受電操作																
			M/C C系受電準備																
			M/C C系受電操作																
			移動, M/C D系受電準備																
			M/C D系受電操作																
			移動, M/C C系受電準備																
M/C C系受電操作																			

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						
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	要員(敬)	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																	
		中央制御室運転員A	1																
	現場運転員B, C	2	M/C D系受電準備																
			M/C C系受電準備																
			M/C D系受電操作																
			M/C C系受電操作																
			移動, M/C D系受電準備																
			M/C C系受電準備																
			M/C D系受電操作																
			M/C C系受電操作																
移動																			
緊急時対策要員	2																		

※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 タイムチャートの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



【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
- 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

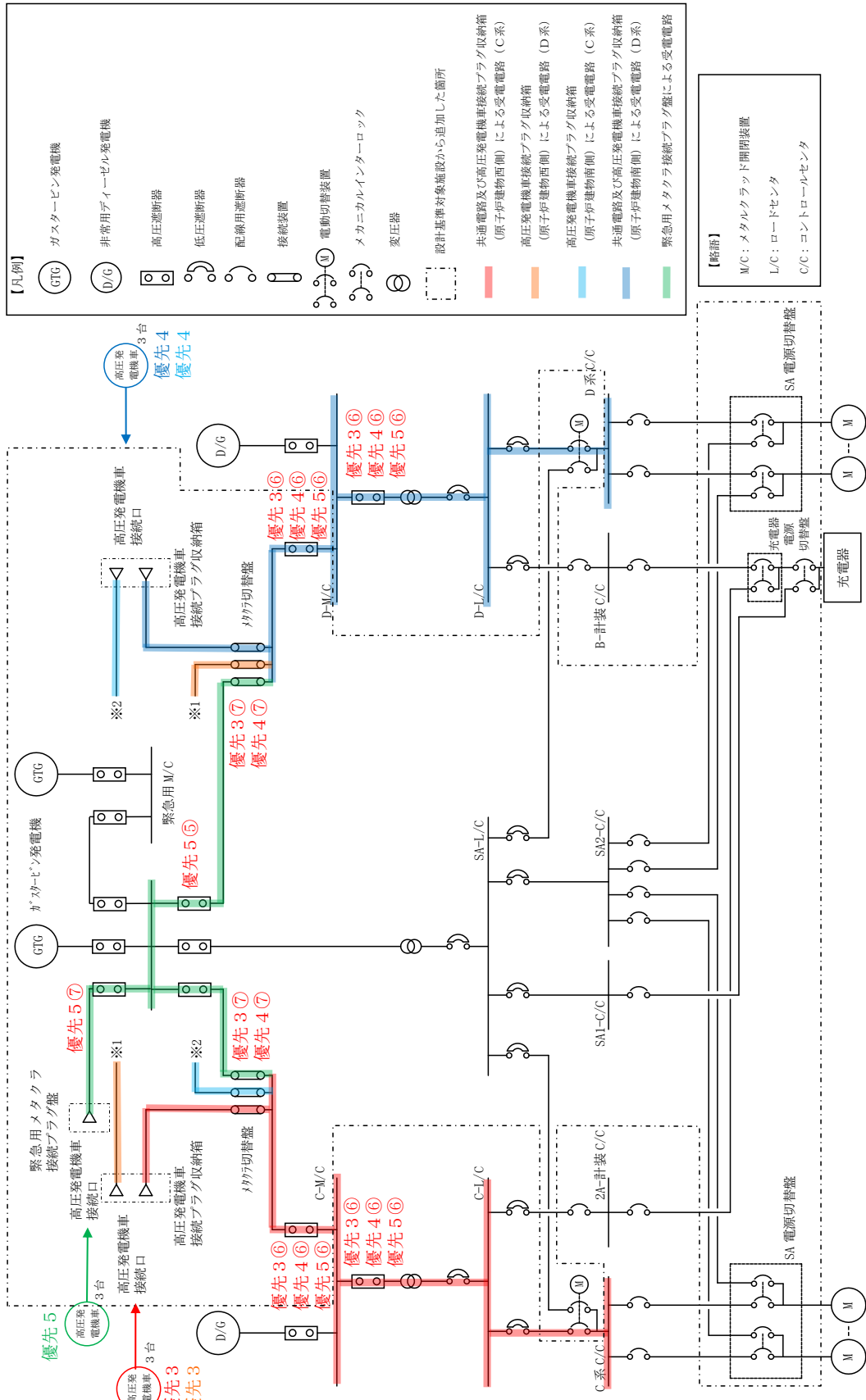
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-10 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 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
	現場運転員B, C													

※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



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-12 図 高圧発電機車による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	M/C受電準備													高圧発電機車によるM/Cへの給電 4時間35分 ※1		
		現場運転員B, C	2		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は、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(数)	1	M/C受電準備															受電確認	※3	
		2	現場運転員B, C		移動, M/C受電準備														受電確認	
		3	緊急時対策要員	車両健全性確認(高圧発電機車) ※2	高圧発電機車配置 ※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 D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													※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） 高圧発電機車配置 高圧発電機車準備 遮断器操作 移動, 送電操作														
				1	M/C受電準備													
				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） 高圧発電機車配置 高圧発電機車準備 遮断器操作 移動, 送電操作													

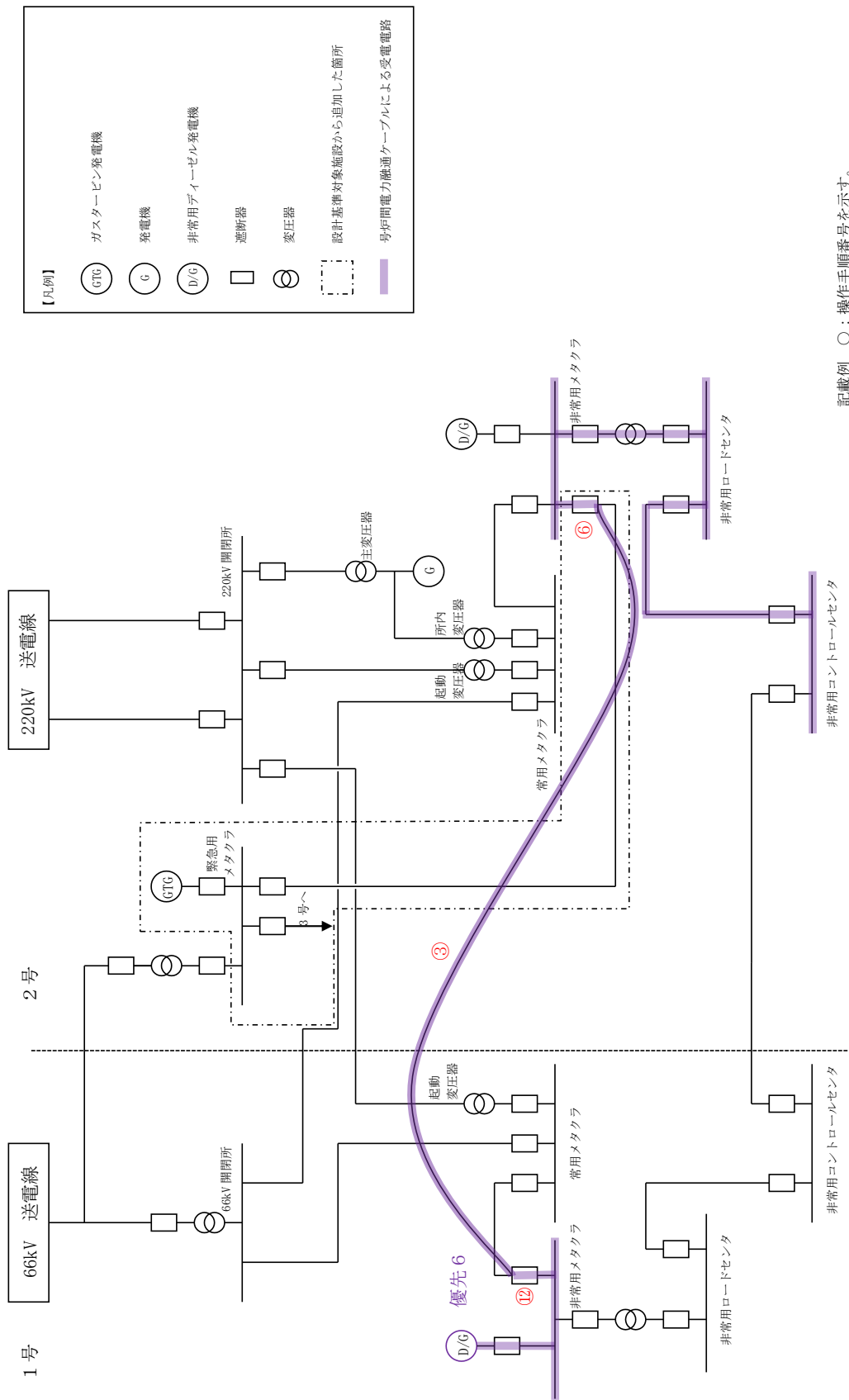
※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間25分以内で可能である。

※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



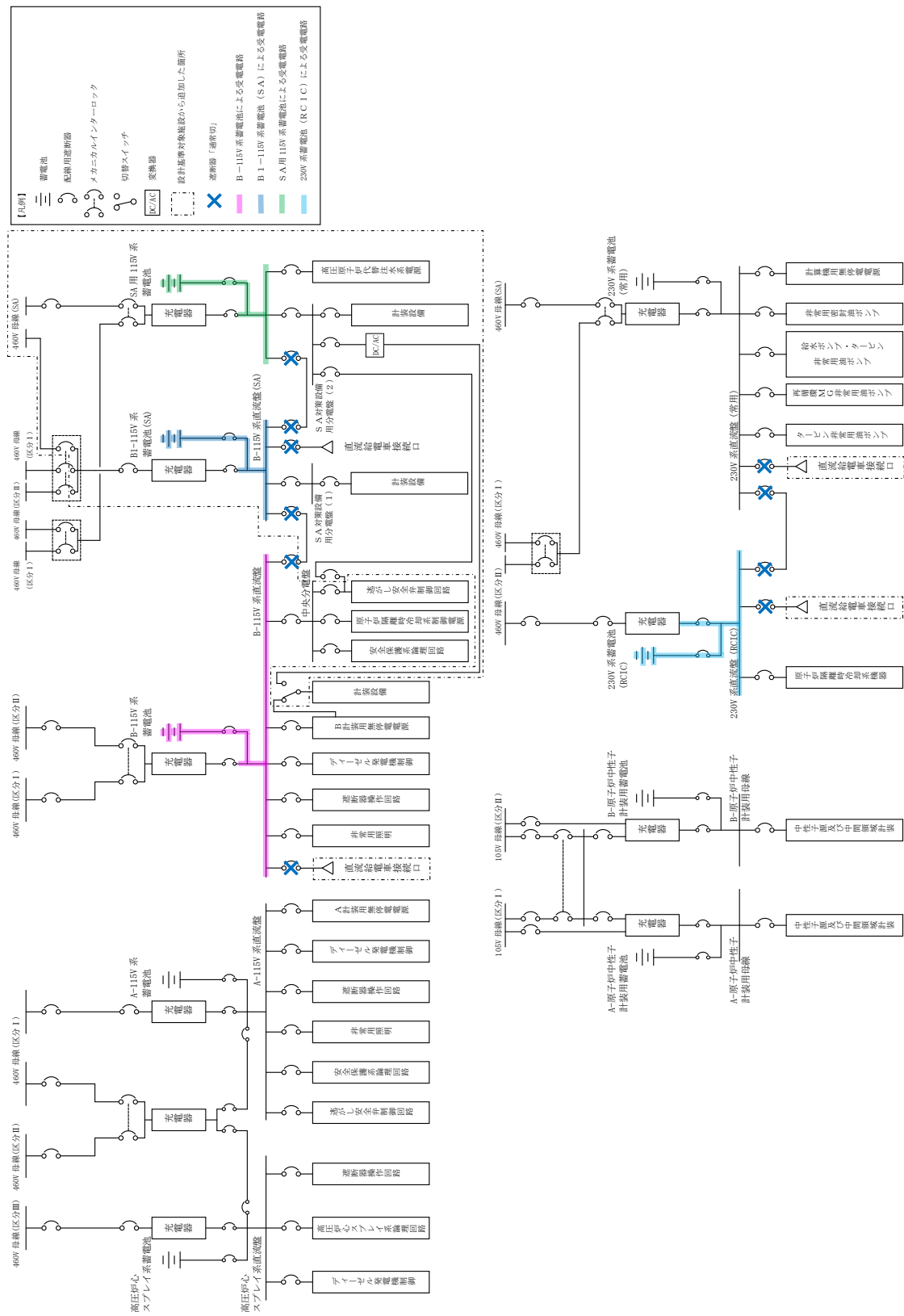
第1.14-16図 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C C系又はM/C D系受電（号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM/C C系又はM/C D系受電の場合） 概要図

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セーゼル発電機B系から受電する場合)	要員(数) 中央制御室運転員A	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																		
		1	M/C	C系又はM/C	D系受電準備													受電確認※1		
		2			移動、受電準備													受電準備		
	3	緊急時対策要員			移動				ケーブル布設								ケーブル接続			

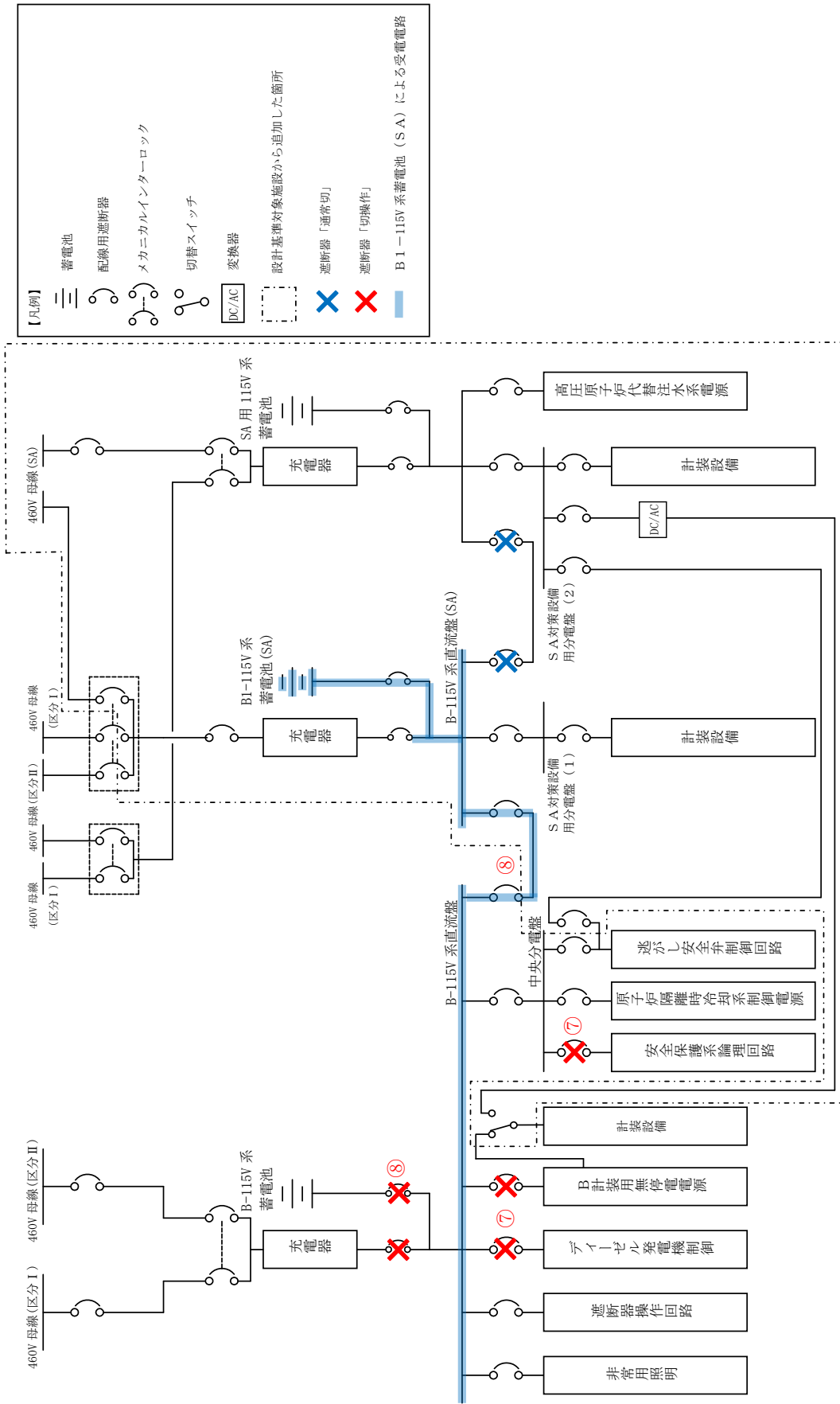
※1 他号炉の非常用ディセーゼル発電機A系から受電する場合は中央制御室運転員にて受電操作を実施する。

※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

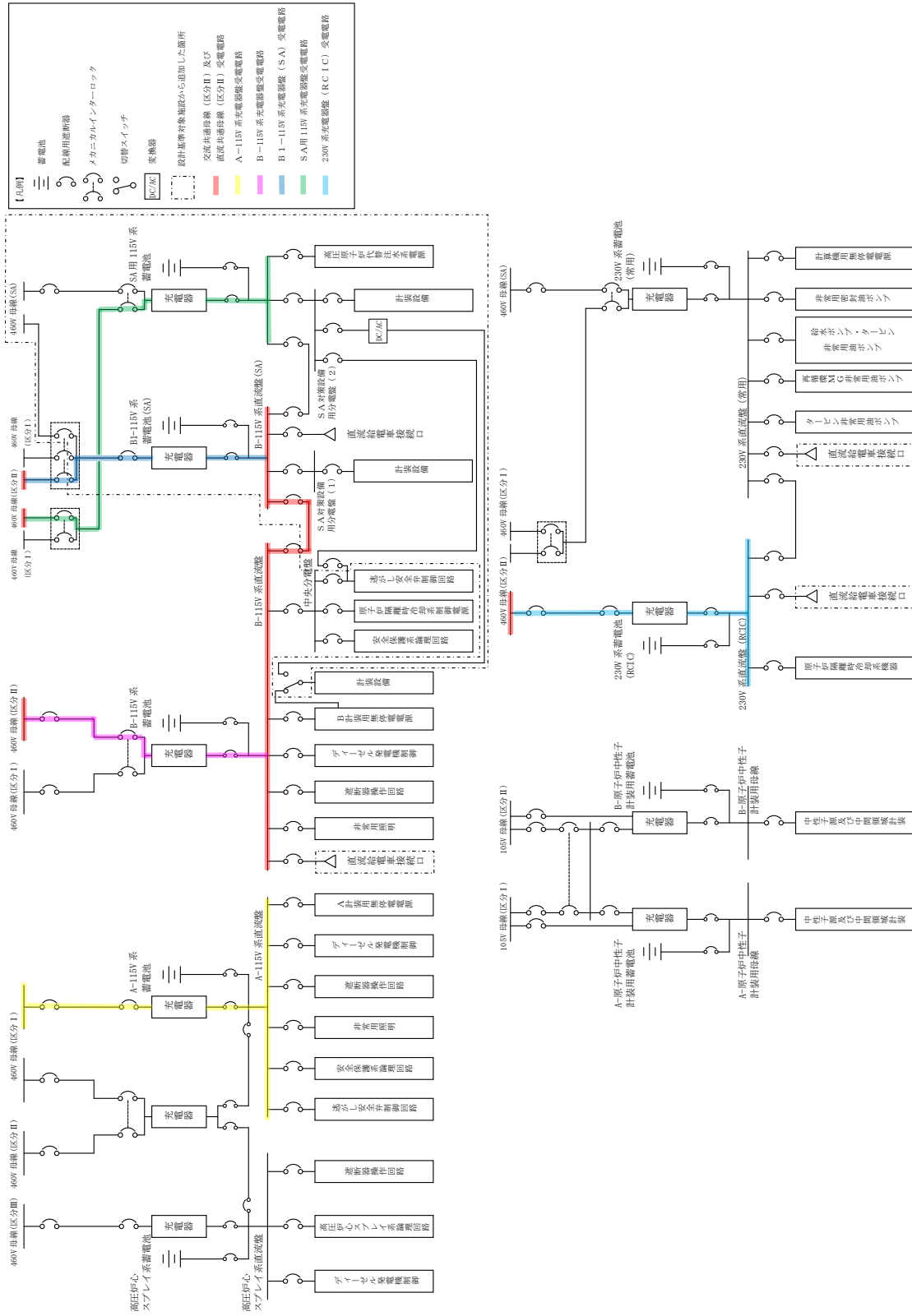


第 1.14-18 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(全交流動力電源喪失後～8時間)
(B-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池 (SA) 切替え) (1/2)



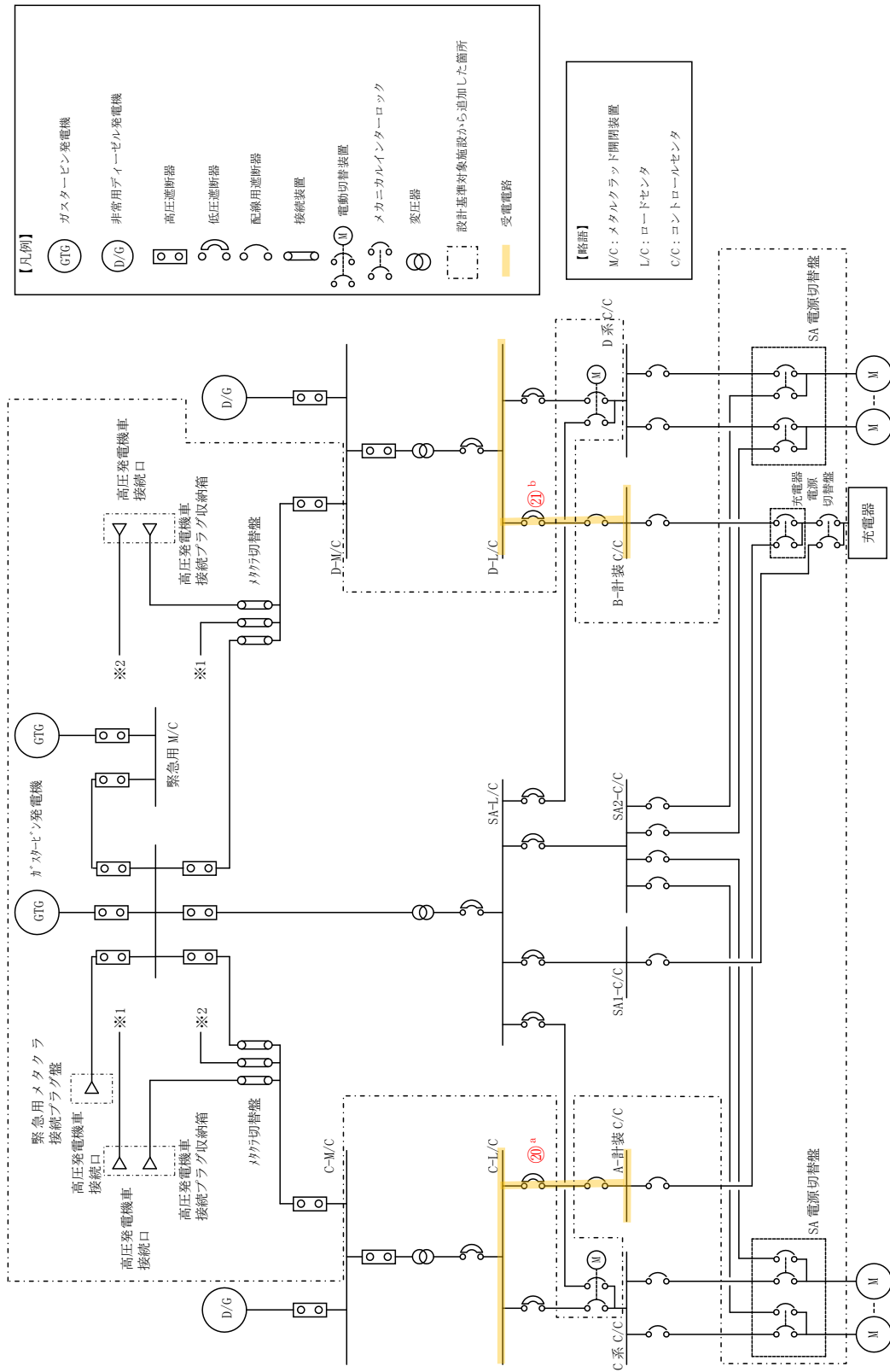
記載例 ○：操作手順番号を示す。

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 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非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, SA 用 115V 系充電器盤及び 230V 系充電器盤 (RCIC) 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) 中央制御室運転員A 現場運転員B, C	1 時間20分 A-115V系充電器受電												
		▽												
		A-中央制御室排風機起動												
		移動, 中央制御室排風機起動準備												
A-115V系充電器受電													↑	

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															

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												

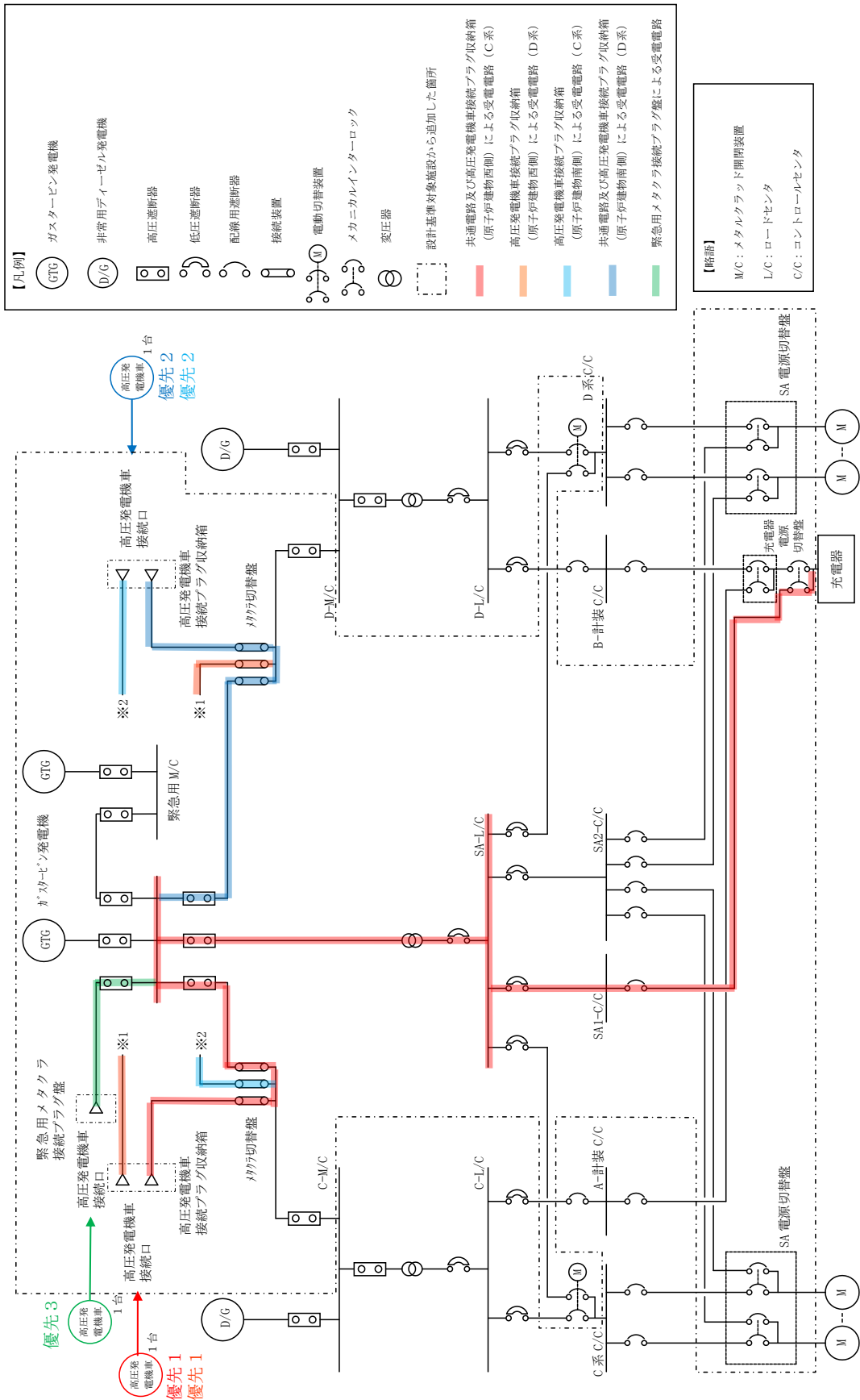
第 1.14-25 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(S A用 115V 系充電器盤受電) タイムチャート

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	
230V系充電器盤(RCIC)受電	要員(数)	1 時間20分 230V系充電器盤(RCIC)受電												
		中央制御室運転員A	1											
	現場運転員B, C	2												

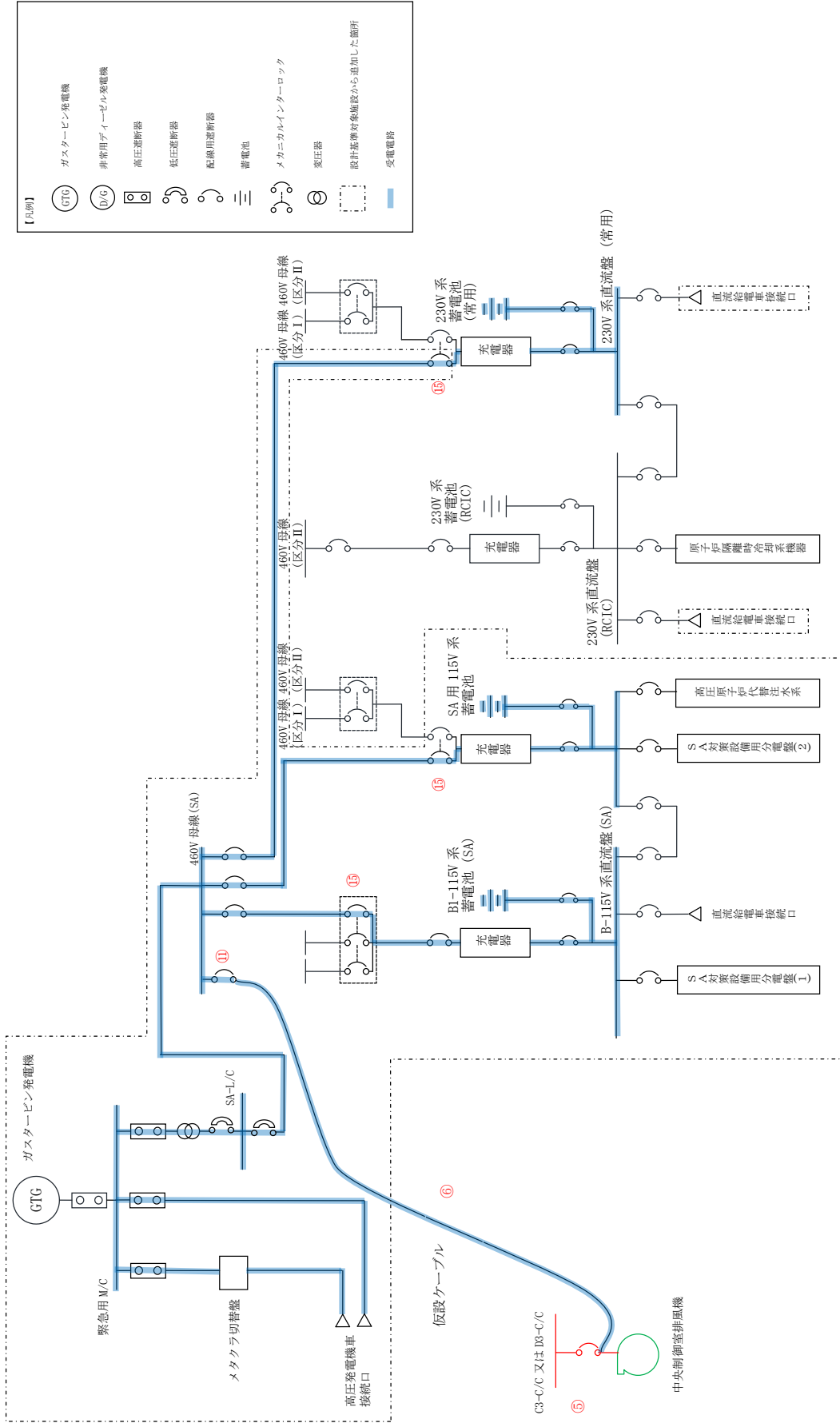
第 1.14-26 図 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
(230V系充電器盤(RCIC)受電) タイムチャート

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(概) 中央制御室運転員A	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												
	中央制御室監視計器D系復旧確認													
	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 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 1.14-29 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 充電器盤受電											
要員(敬)	中央制御室運転員A	緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備											
	現場運転員B, C	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											
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取納箱に接続)による給電の場合)		緊急時対策所～第4保管エリア移動※2 車庫健全柱漏路(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、接続プラグ取納箱の検電、接続作業 移動、メタクラ切替操作 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											
【第4保管エリアを使用する場合】													

※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。

第1.14-30 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取納箱に接続)による給電の場合)
タイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考	
	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 充電器盤受電	
要員(敬)	中央制御室運転員A	緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備												
		受電確認												
要員(敬)	現場運転員B, C	緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備												
		排風機運転												
要員(敬)	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)												
要員(敬)	緊急時対策要員	高圧発電機車配置, 高圧発電機車準備, ケーブル敷設, 接続プラグ取納箱の検電, 接続作業												
		移動, メタクラ回替操作												
要員(敬)	緊急時対策要員	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。

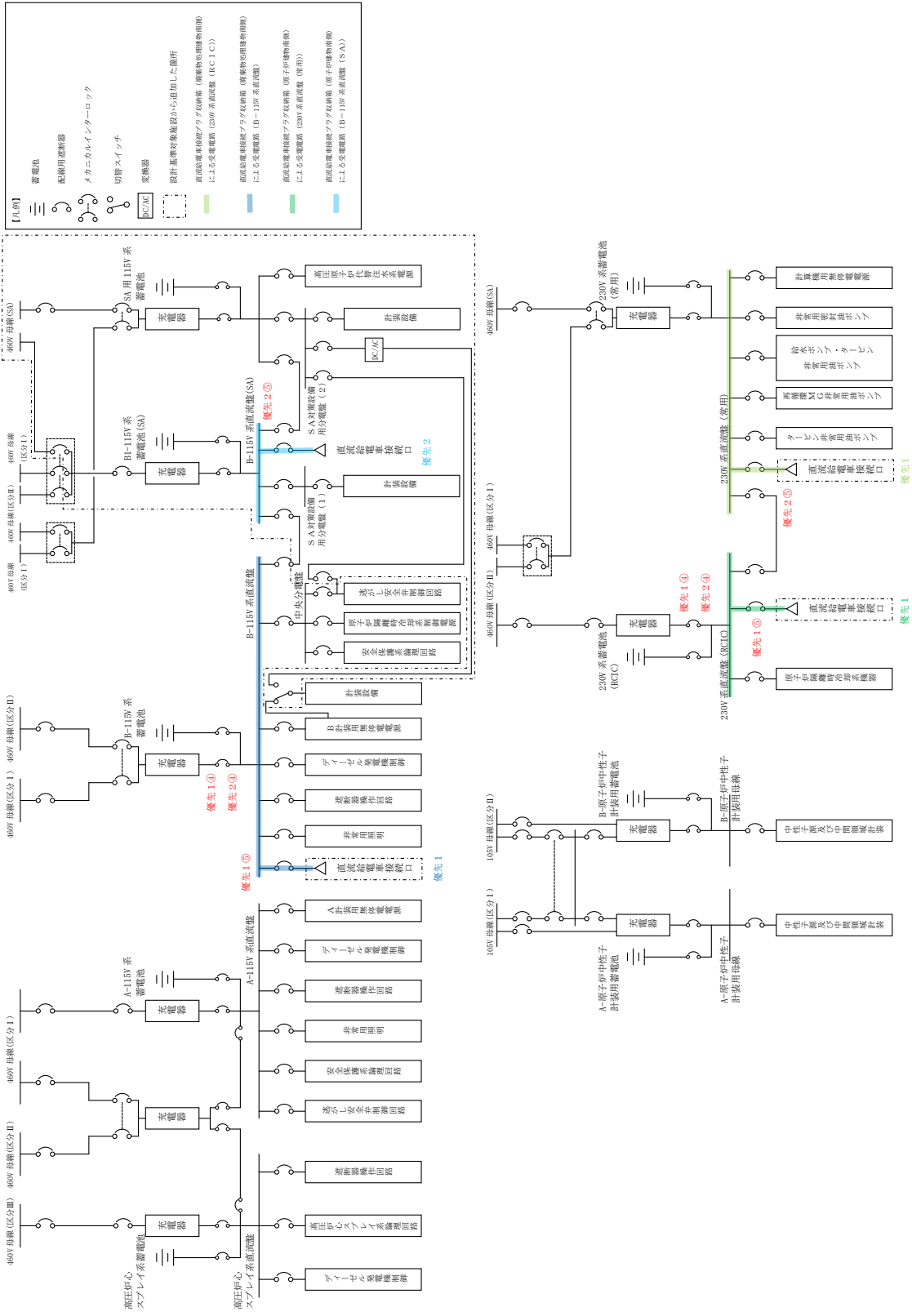
第 1.14-31 図 可搬型直流電源設備による給電
 (高圧発電機車(原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ取納箱に接続)による給電の場合)
 タイムチャート

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						
			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ア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】	1	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																		
	2	現場運転員B, C	移動, 仮設ケーブル接続準備, 排風機運転準備																		
			移動, 排風機電源復旧																		
			移動, 充電器への給電, 変電操作																		
	3	緊急時対策要員	緊急時対策用~第4保管エリア移動※2																		
			車両検査性確認(高圧発電機車)																		
			高圧発電機車配置																		
			通断器操作																		
			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。

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(ガスタービン発電機建物(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ア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。

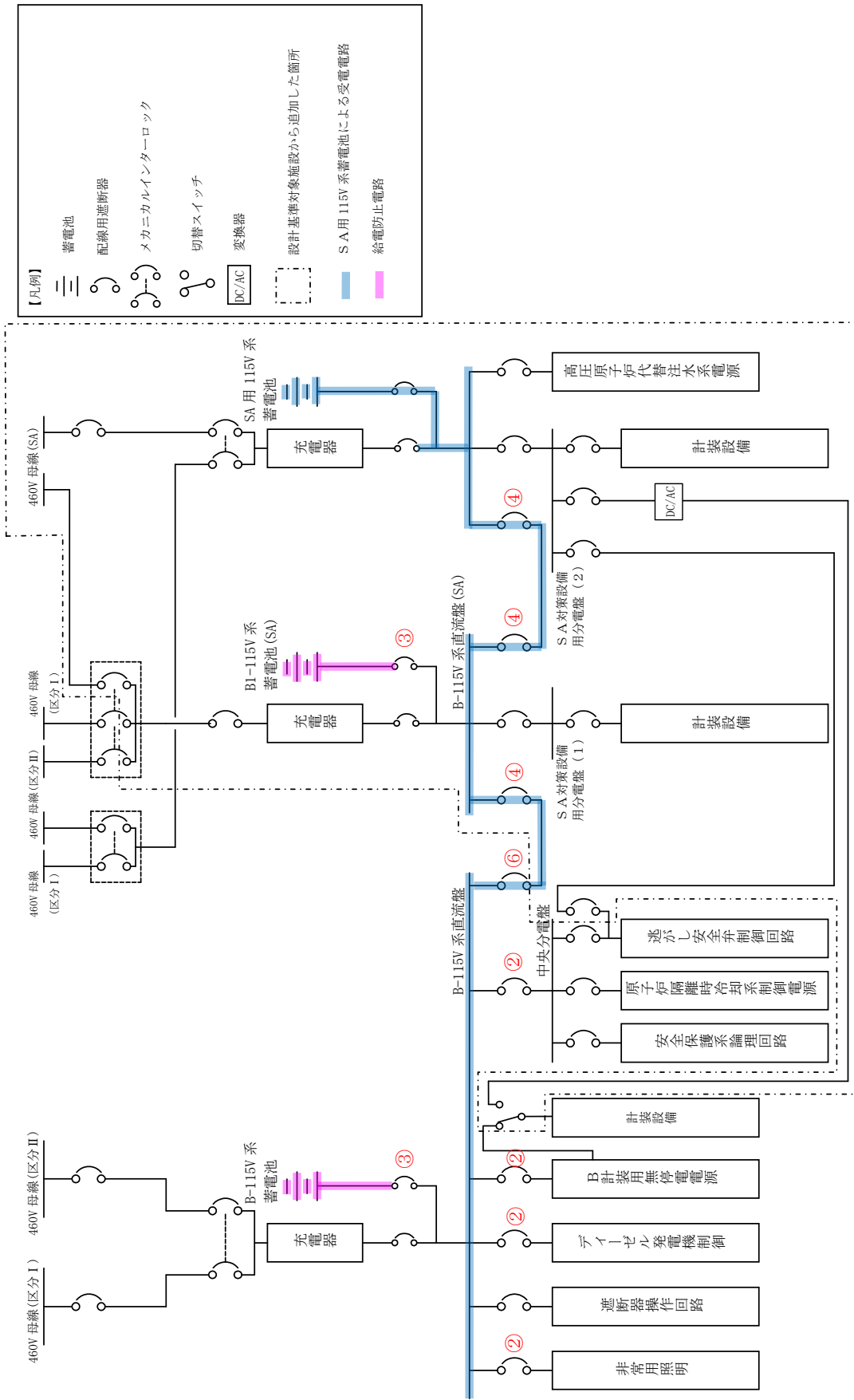
第1.14-33 図 直流給電車による給電 概要図

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 4時間15分												
要員(数)													
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	受電確認											
	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												
	直流給電車による給電												

第 1.14-34 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														
		直流給電車による給電														
		直流給電車による給電														
		直流給電車による給電														

第 1.14-35 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

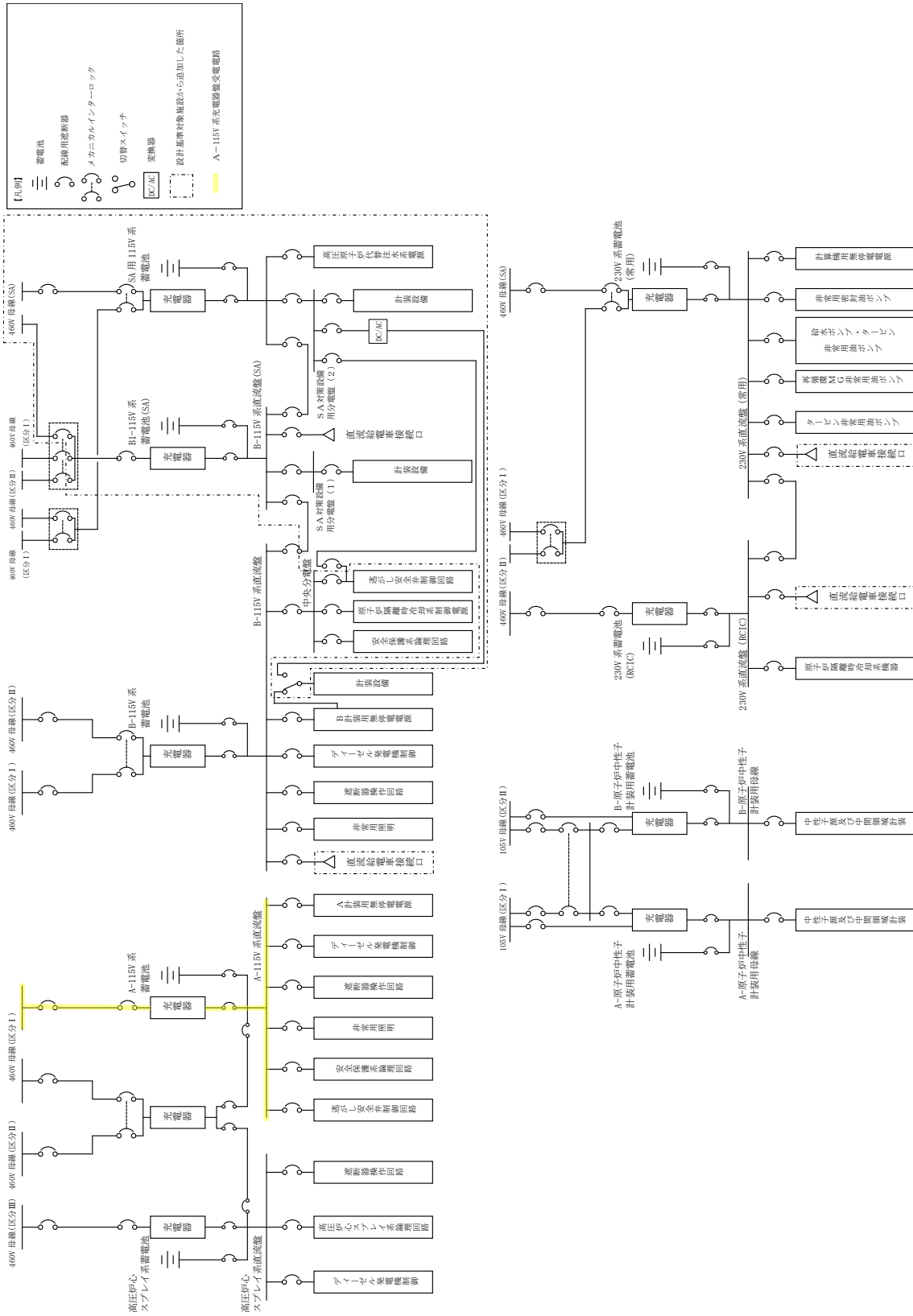


記載例 ○：操作手順番号を示す。

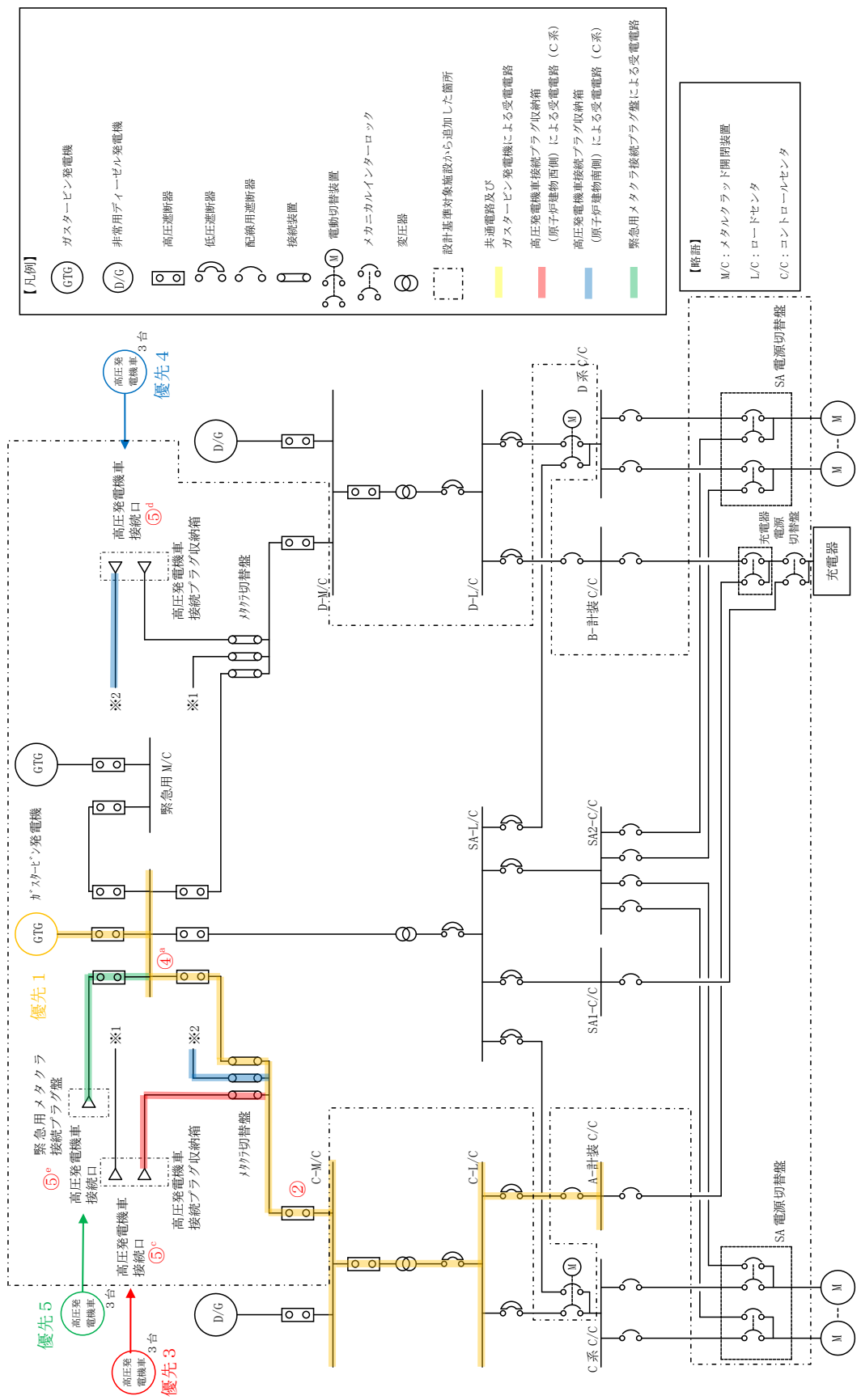
第 1.14-36 図 S.A 用 115V 系蓄電池による B-115V 系直流流盤受電 概要図

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 ▽												
		移動, B-115V系直流盤受電準備												
		B-115V系直流盤受電操作												
S A用115V系蓄電池によるB-115V系直流盤受電	現場運転員B, C	2												

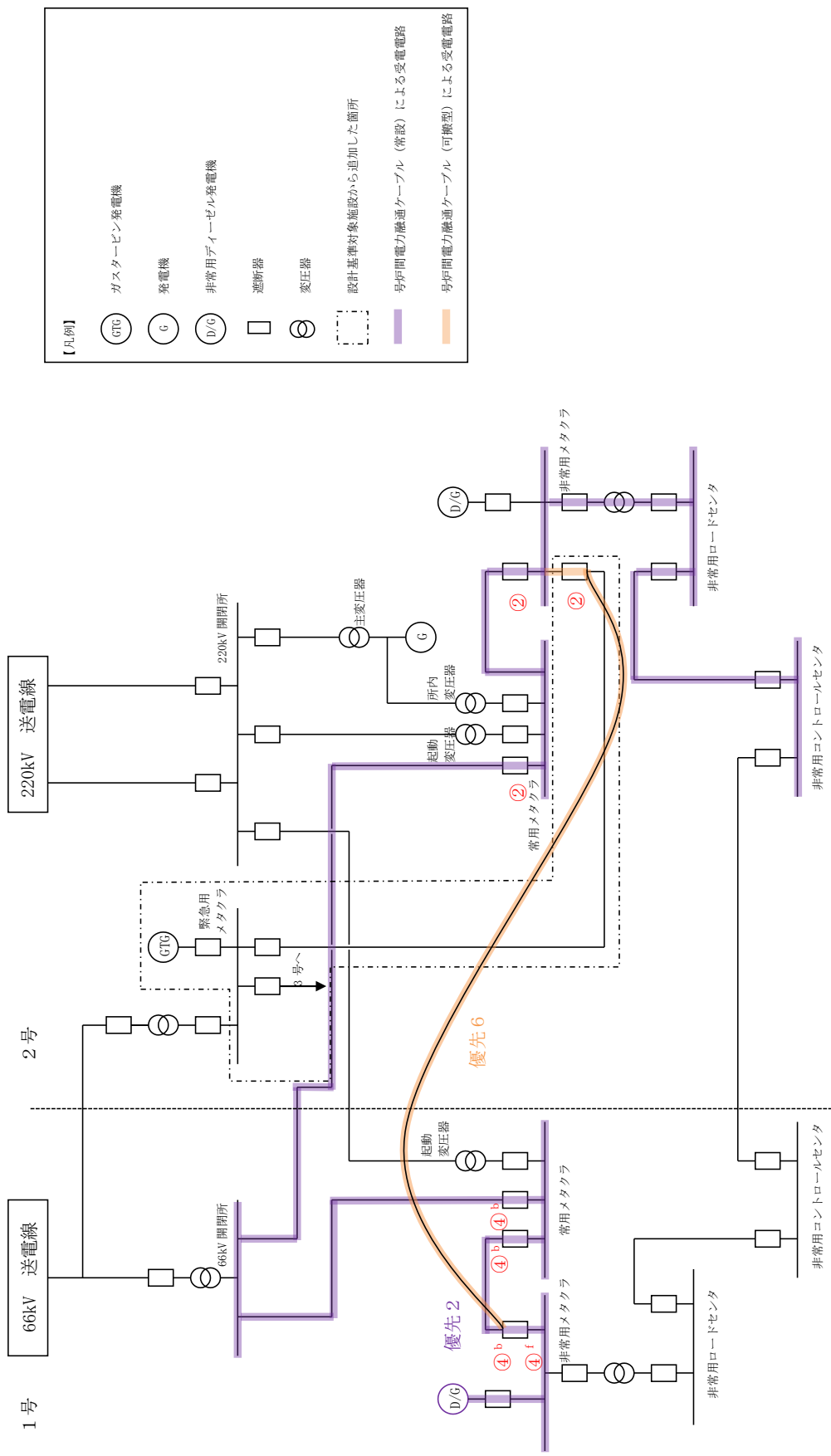
第 1.14-37 図 S A用 115V 系蓄電池によるB-115V 系直流盤受電
タイムチャート



第 1.14-38 図 非常用直流通電源喪失時の A-115V 系直流盤受電 概要図



第 1.14-39 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



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~○^b : 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 1.14-40 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

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 (ガスタービン発電機による A-115V系直流盤受電の場合)	中央制御室運転員A 1	1 時間25分 A-115V系充電器盤受電												
		M/C C系受電機操作												
	現場運転員B, C 2	M/C C系受電機用遮断器「入」												

第 1.14-41 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									
			10	20	30	40	50	60	70	80	90
手順の項目	1 時間30分	A-115V系充電器盤受電									
要員(数)											
中央制御室運転員A 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	M/C C系受電確認 A-中央制御室排風機起動									
	現場運転員B, C M/C C系受電用遮断器「入」 M/C C系受電確認 移動, 中央制御室排風機起動準備 A-115V系充電器盤受電	2	M/C C系受電確認 高圧発電機車による給電								
緊急時対策要員	3										

第 1.14-43 図 非常用直流電源喪失時の A-115V 系直流盤受電

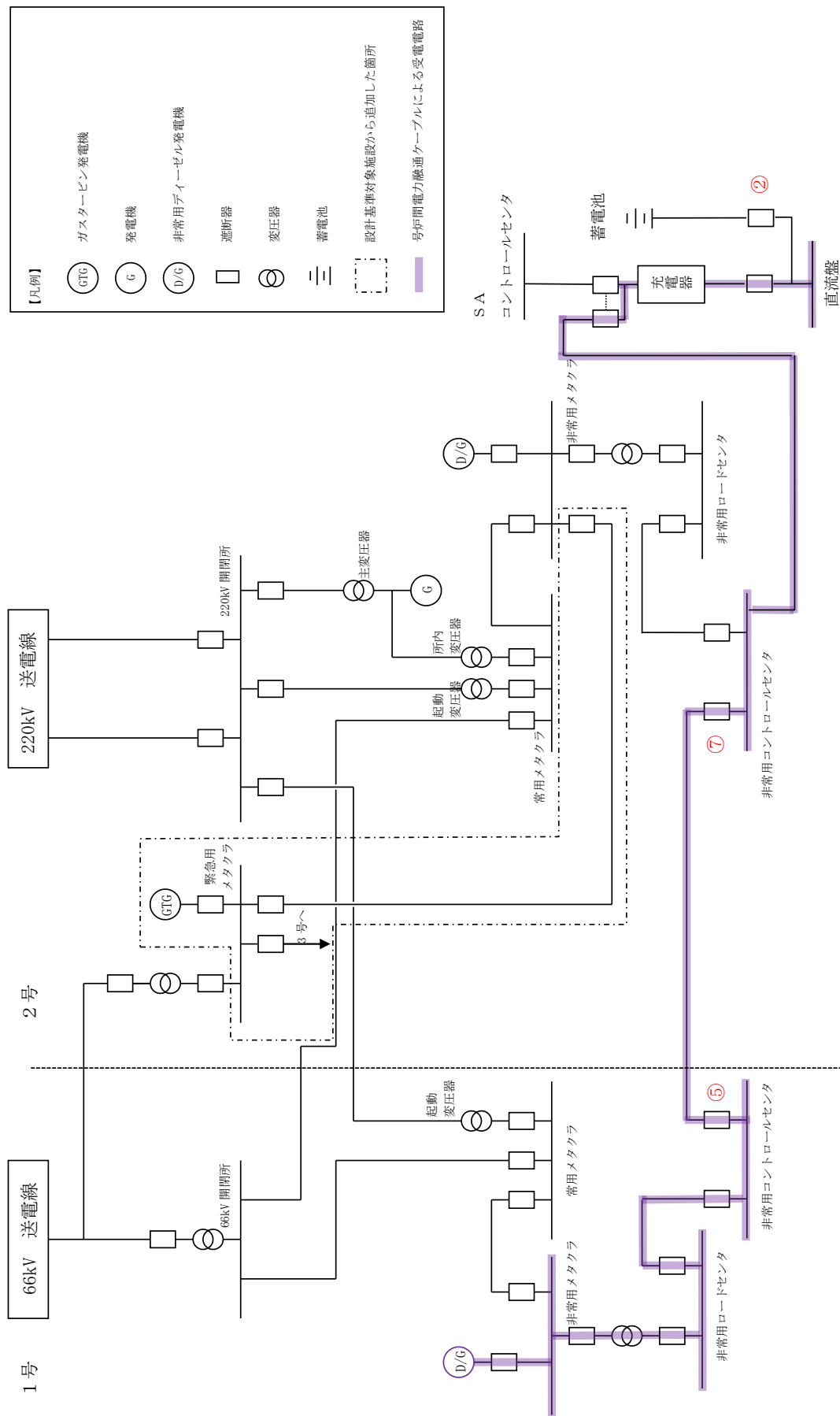
(高圧発電機車 (原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) による A-115V 系直流盤受電の場合)
 (高圧発電機車 (原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続) による A-115V 系直流盤受電の場合)
 (高圧発電機車 (ガスタタービン発電機建物 (緊急用メタクラ) の緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続) による A-115V 系直流盤受電の場合 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

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ゼル発電機 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。

第 1.14-44 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



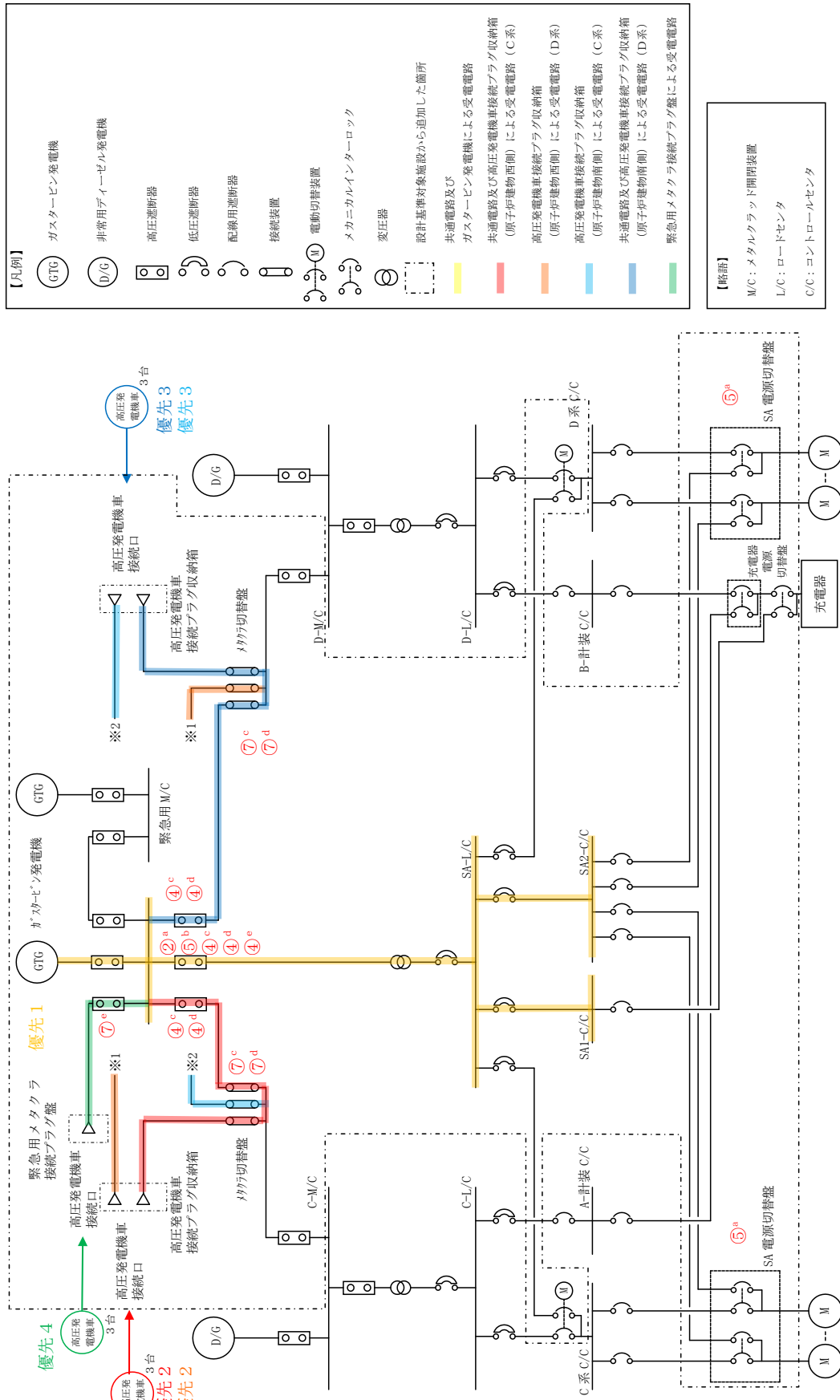
記載例 ○: 操作手順番号を示す。

第 1.14-45 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 1.14-46 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



第 1.14-47 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 コントロールセンタ受電 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	
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 (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)	要員(数) 中央制御室運転員A 現場運転員B, C	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受電											
		▽												
			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受電											
			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	
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 (非常用コントロールセンタ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)	要員(数) 中央制御室運転員A 現場運転員B, C	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受電											
		▽												
			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切替盤操作 (B系)											
			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1.14-48 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) (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)	▽																	
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																	
現勢運転員B, C	移動, SA電源切替操作 (A系)																	
緊急時対応要員	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)	▽																	
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																	
1	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)																	
2	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)																	
3	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																	
緊急時対応要員	ガスタービン発電機起動準備																	
	ガスタービン発電機起動, 緊急用メタラ選断操作																	

※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1.14-48 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ロードセンタ受電の場合) (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																緊急用メタタラ及びSA低圧母線の受電準備	
	2																受電確認 移動、SA電源切替盤操作 (A系)	
	3																車両健全性確認 (高圧発電機車) ※2 高圧発電機車準備、ケーブル架設、接続 移動、メタタラ切替盤作業 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25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は、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。																		

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ロードセンタ受電の場合) (非常用コンタクトロード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																緊急用メタタラ及びSA低圧母線の受電準備	
	2																受電確認 C/C、C系不潔負荷切離し 非常用コンタクトロードセンタ切替盤操作 (A系) C/C、D系不潔負荷切離し 非常用コンタクトロードセンタ切替盤操作 (B系)	
	3																車両健全性確認 (高圧発電機車) ※2 高圧発電機車準備、ケーブル架設、接続 移動、メタタラ切替盤作業 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25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は、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。																		

第 1.14-49 図 ガスタービン発電機車による SA ロードセンタ及び SSA コンタクトロードセンタ受電 (高圧発電機車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 コンタクトロードセンタ受電の場合)

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
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コンタロールセンタ受電(SA電源切替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 中央制御室運転員A	緊急用メタラフ及びSA低圧母線の受電準備								受電確認							
	2 現場運転員B, C									移動, SA電源切替操作(A系)							
	3 緊急時対策要員				高圧発電機車配備 ※2					高圧発電機車準備, ケーブル敷設, 接続 移動, メタラフ切替操作							

※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25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用に第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備作業で1時間25分以内で可能である。

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コンタロールセンタ受電の負荷(非常用コンタロールセンタ切替による受電の場合) 【第1保管エリアを使用する場合】	1 中央制御室運転員A	緊急用メタラフ及びSA低圧母線の受電準備								受電確認							
	2 現場運転員B, C									C/C C系不要負荷切替 非常用コンタロールセンタ切替操作(A系)							
	3 緊急時対策要員				高圧発電機車配備 ※2					高圧発電機車準備, ケーブル敷設, 接続 移動, メタラフ切替操作							

※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用に第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備作業で1時間20分以内で可能である。

第1.14-50 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コンタロールセンタ受電
 (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コンタロールセンタ受電の場合)
 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
手順の項目	要員 (敬)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360	390	420	450		
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 (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電源切替機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】	1 中央制御室運転員A	緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備								受電確認								
	2 現場運転員B, C									移動, SA電源切替機操作 (A系)								
	3 緊急時対策要員	緊急時対策員~第4 保管エリア移動※2 車両健全確認 (高圧発電機車)	高圧発電機車配車							高圧発電機車準備	ケーブル接続							
										移動, メタクラ切替機操作								
										移動, 送電操作								

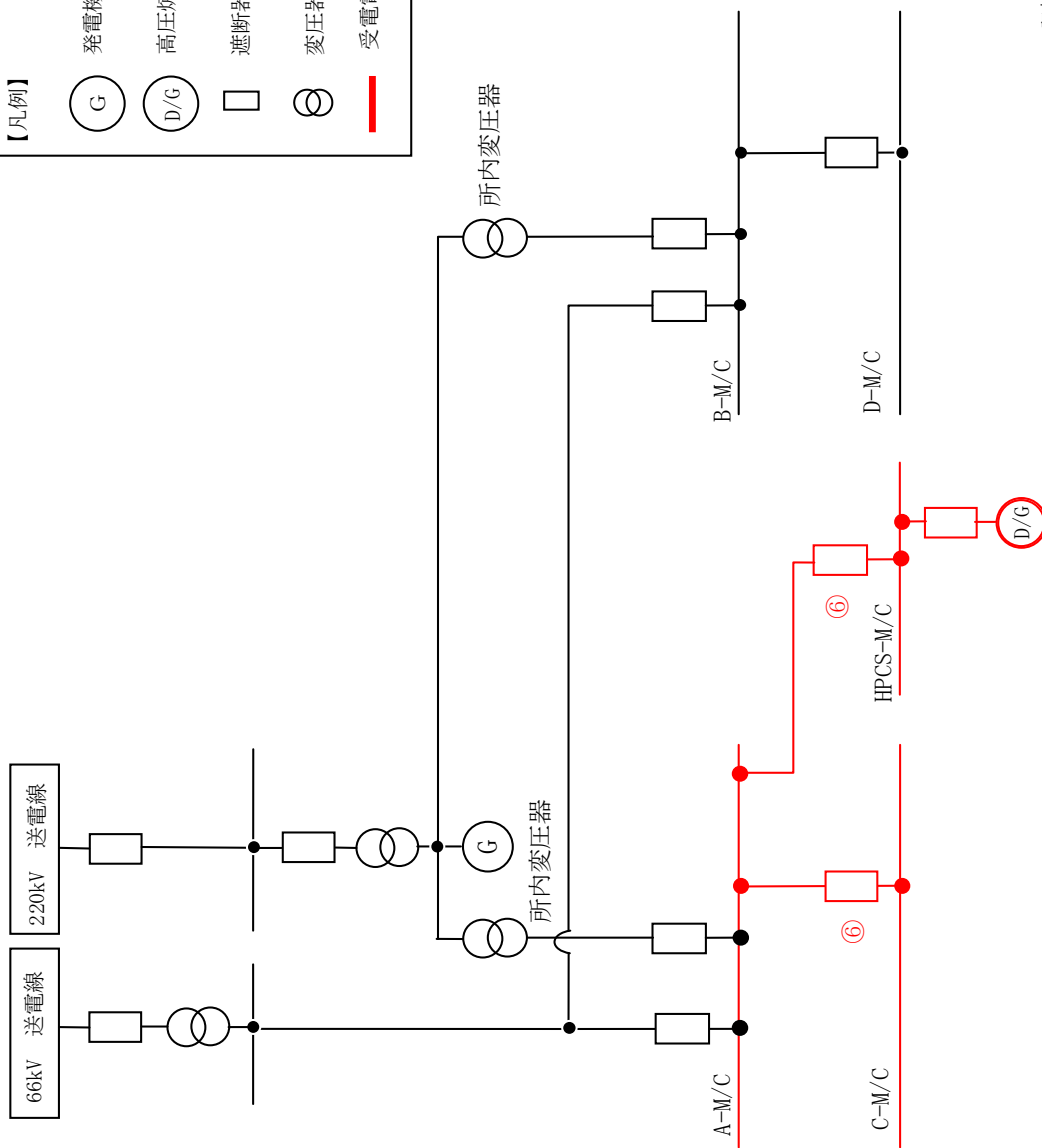
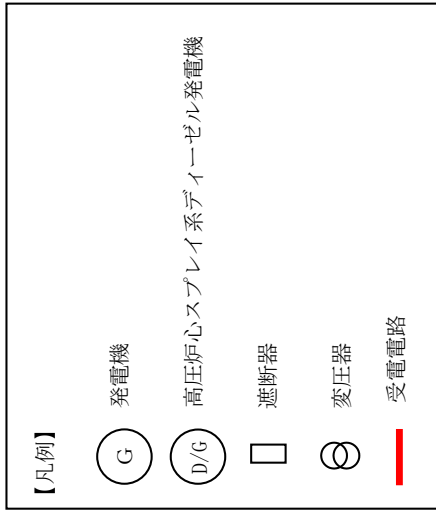
※1 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、4時間25分以内で可能である。
 ※2 第1 保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに対応できる。

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 (敬)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360	390	420	450		
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 (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機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】	1 中央制御室運転員A	緊急用メタクラ及びSA低圧母線の受電準備								受電確認								
	2 現場運転員B, C									C/C	C系不要負荷切離し							
	3 緊急時対策要員	緊急時対策員~第4 保管エリア移動※2 車両健全確認 (高圧発電機車)	高圧発電機車配車								非常用コントロールセンタ切替機操作 (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機操作 (B系)								
										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							

※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。

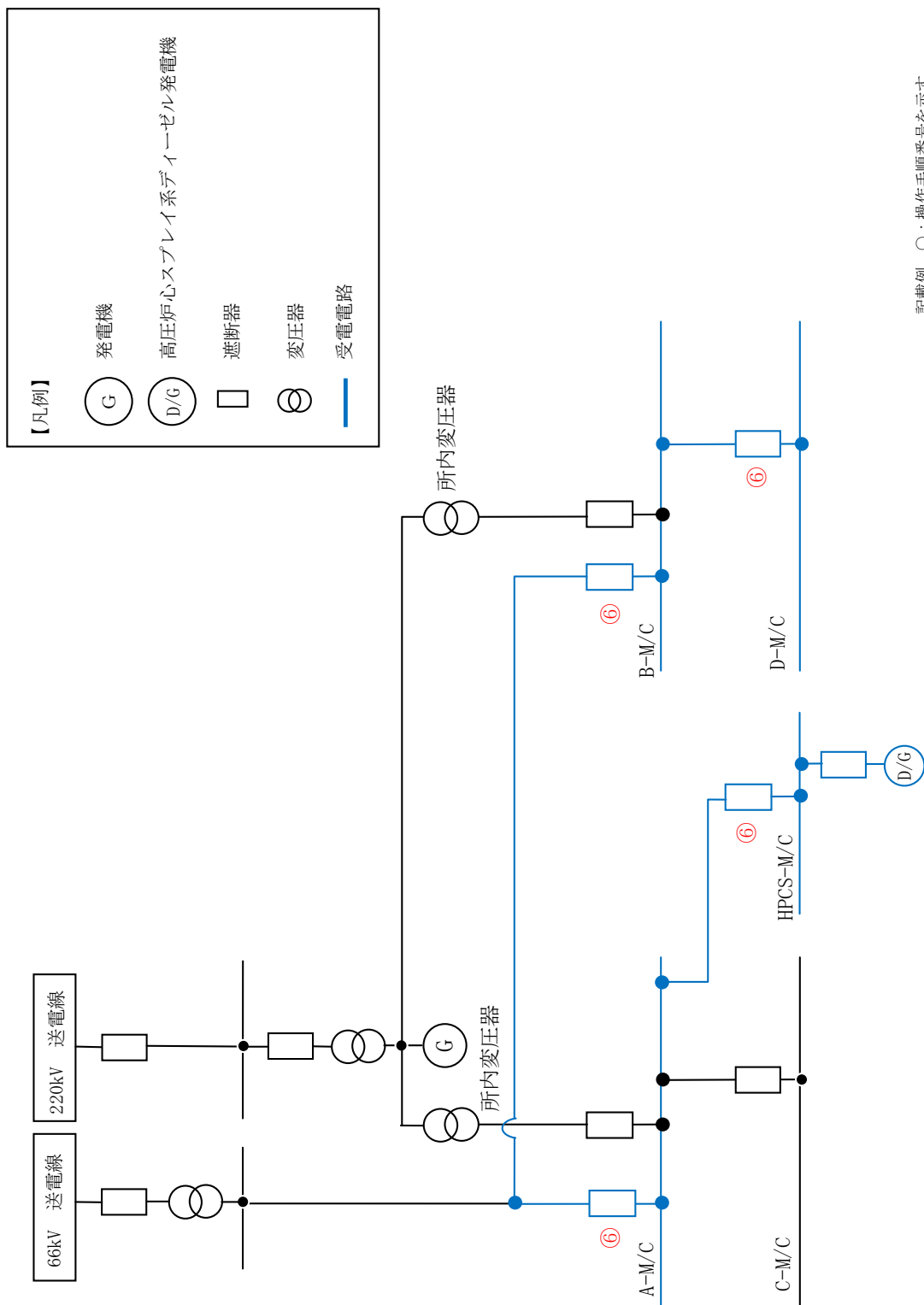
第 1.14-51 図 ガスタービン発電機によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電

(高圧発電機建物 (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)) タイムチャート

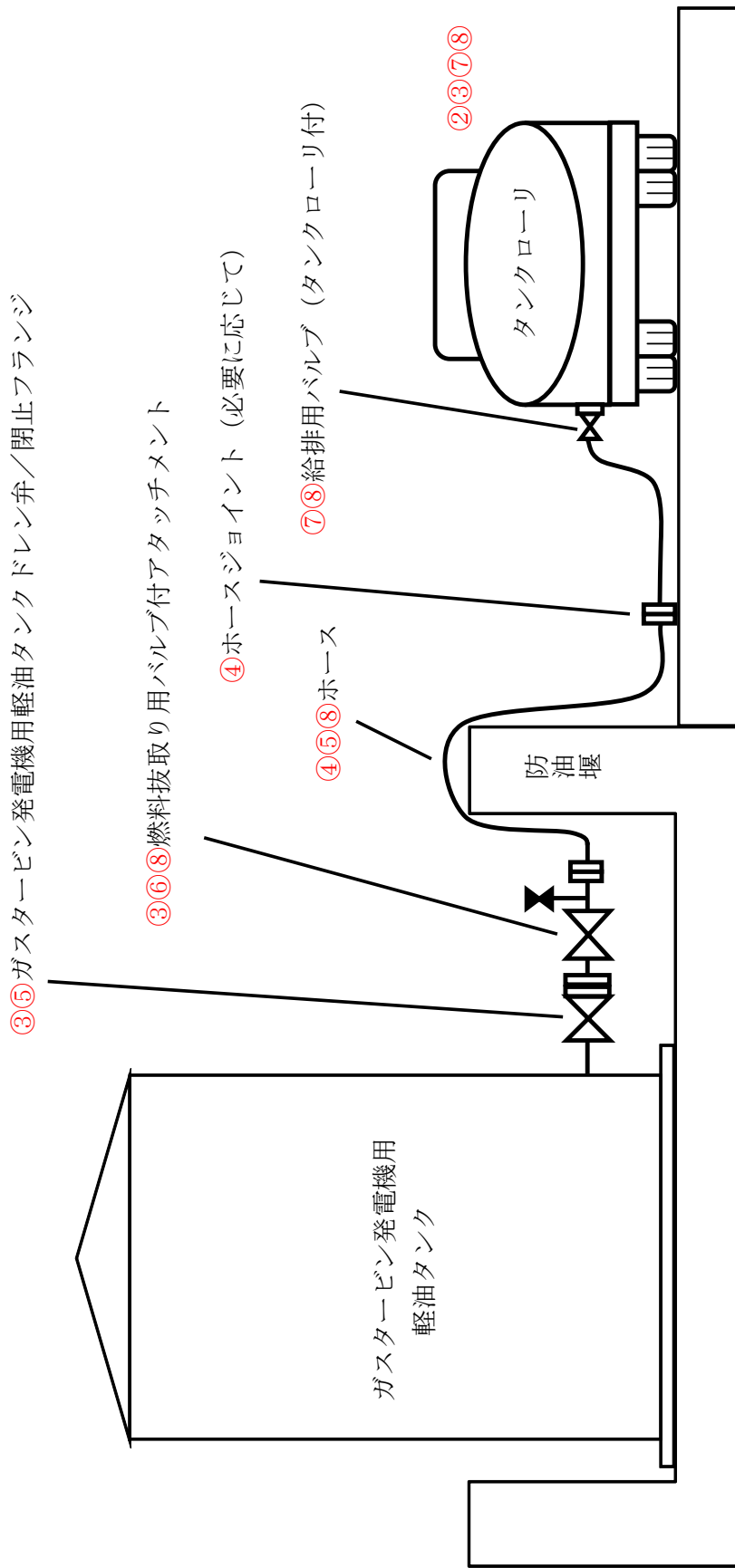


記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-52 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 C系又はM/C C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 C系受電)



第 1.14-53 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)



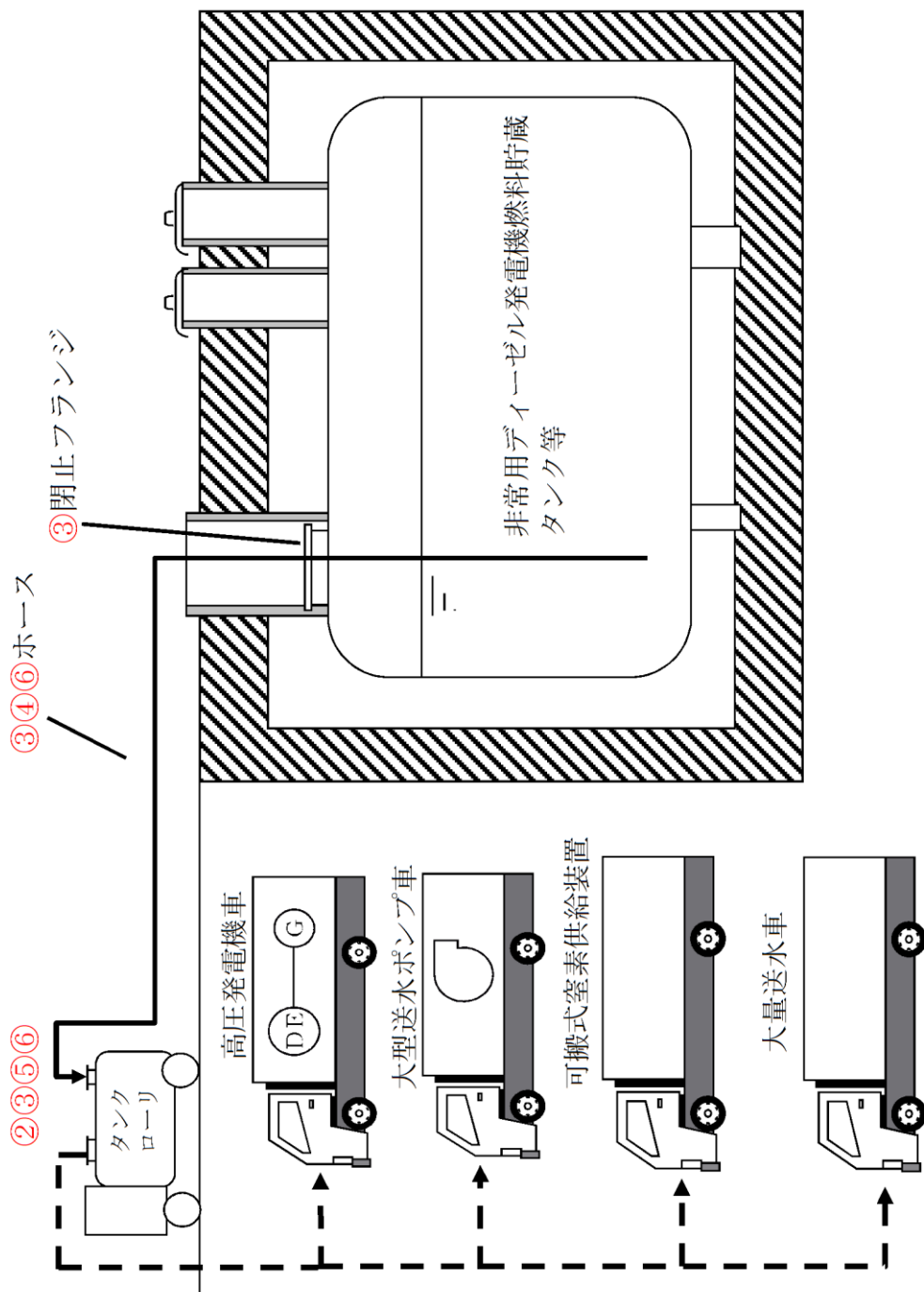
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-55 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1.14-56 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



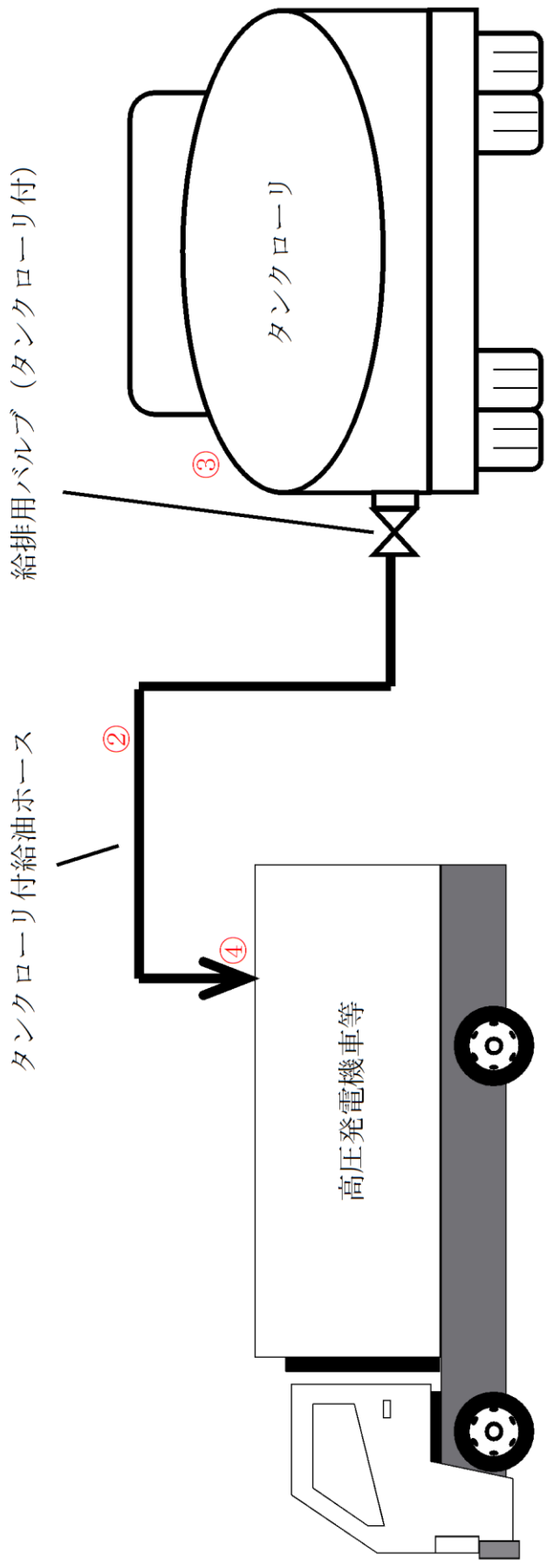
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-57 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
 (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、 タンクローリの軽油残量に応じて繰り返す															※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。
要員(敬)	緊急時対策所～第3保管エリア移動 車両鍵 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															
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															
緊急時対策要員																

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															
要員(敬)	抜き取り準備 補給 補給片付け															
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回目以降)	2															
緊急時対策要員																

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 (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 1.14-59 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1.14-60 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		
	要員(数)	30分※ 以降、各機器等への給油を繰り返す。タンクローリー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 (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)	緊急時対策要員 2	非常用ディーゼル	発電機燃料貯蔵タンク等へ給油対象設備移動、給油準備									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。
		給油										
		片付け										
		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。

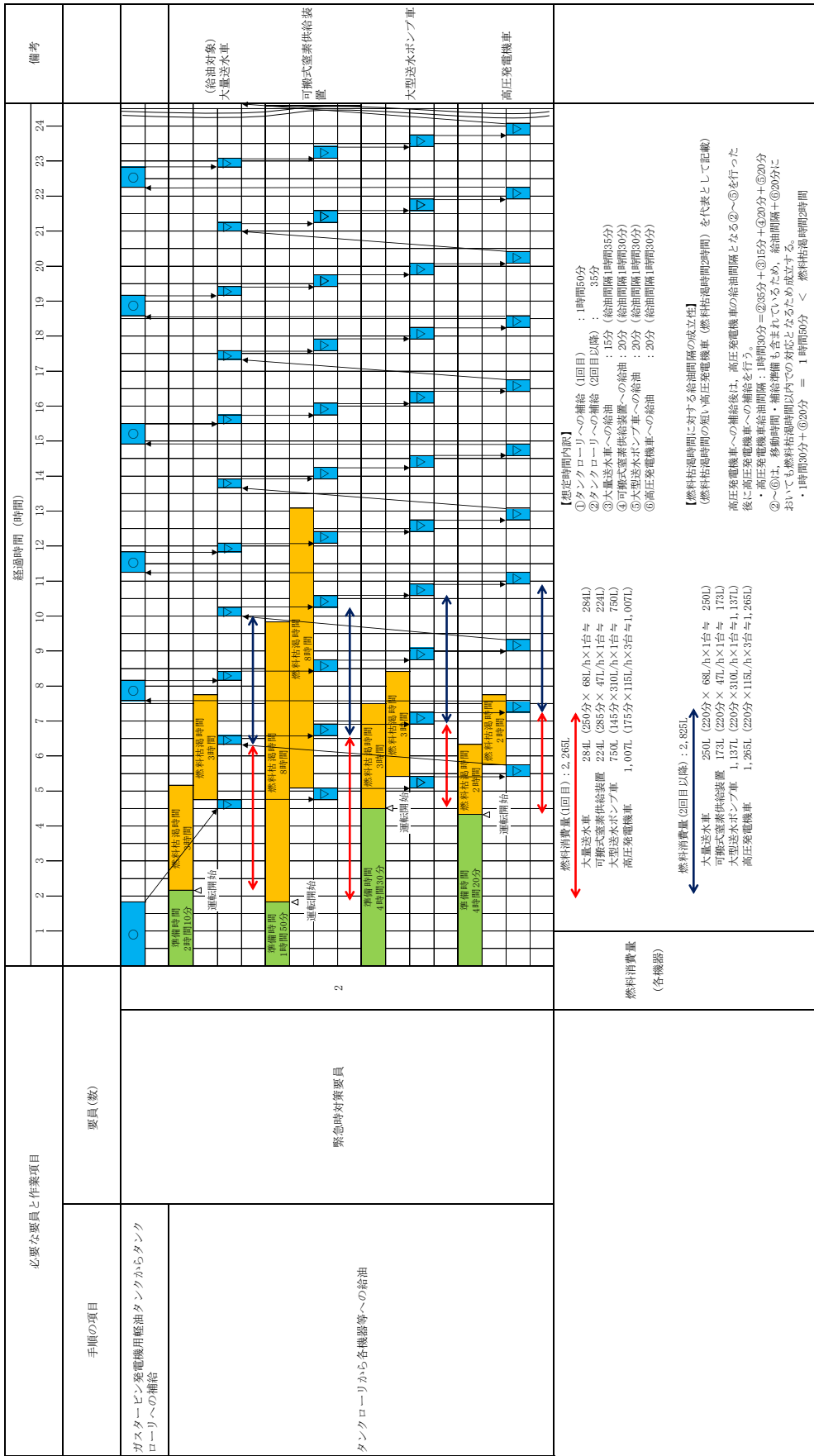
大量送水車へ給油する場合は、移動時間を8分、準備時間を5分、給油時間を2分、片付け時間を5分、トータル20分で可能である。

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。

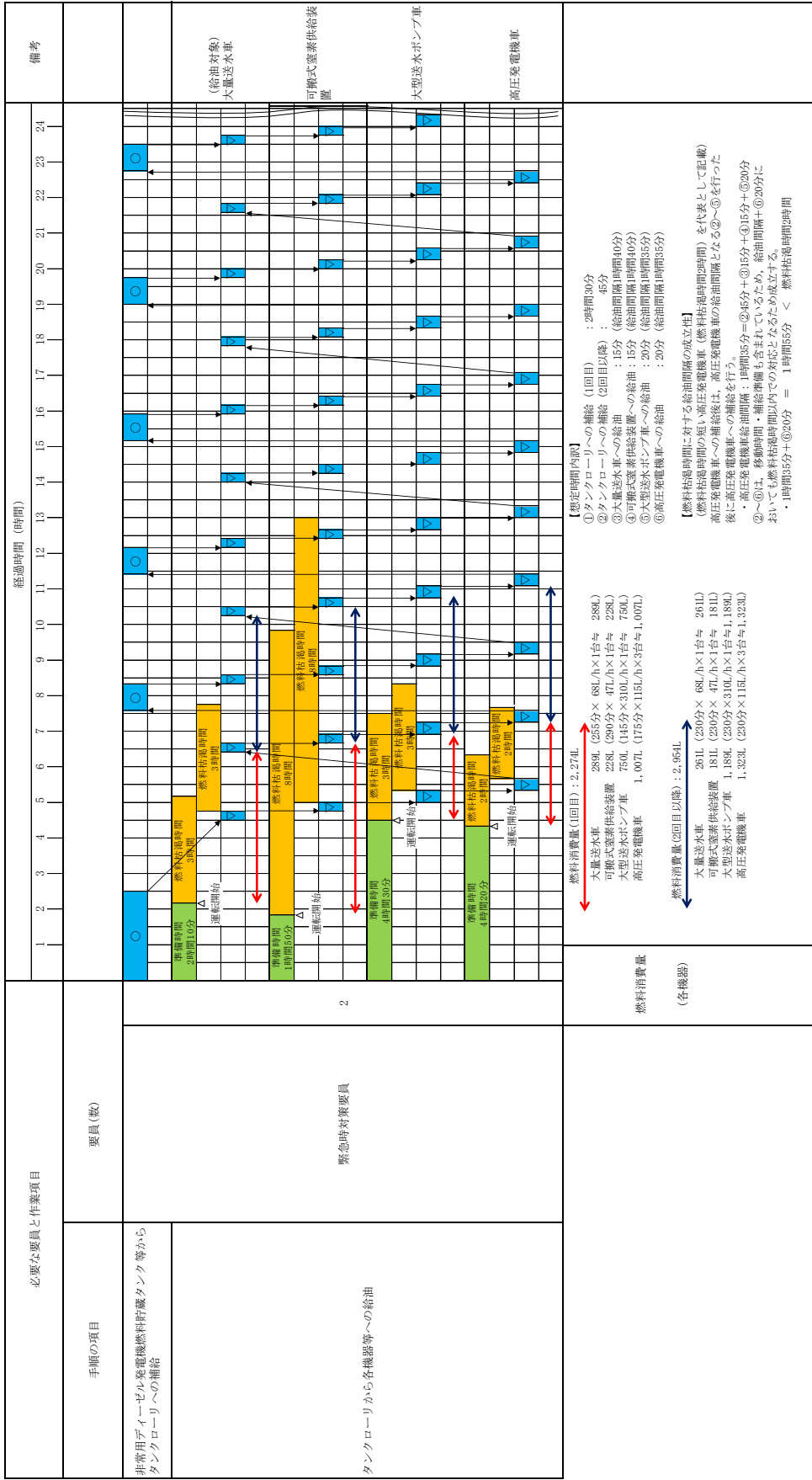
可搬式窒素供給装置へ給油する場合は、移動時間を1分、準備時間を5分、給油時間を5分、片付け時間を5分、トータル12分で可能である。

第1.14-60 図 タンクローリー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)



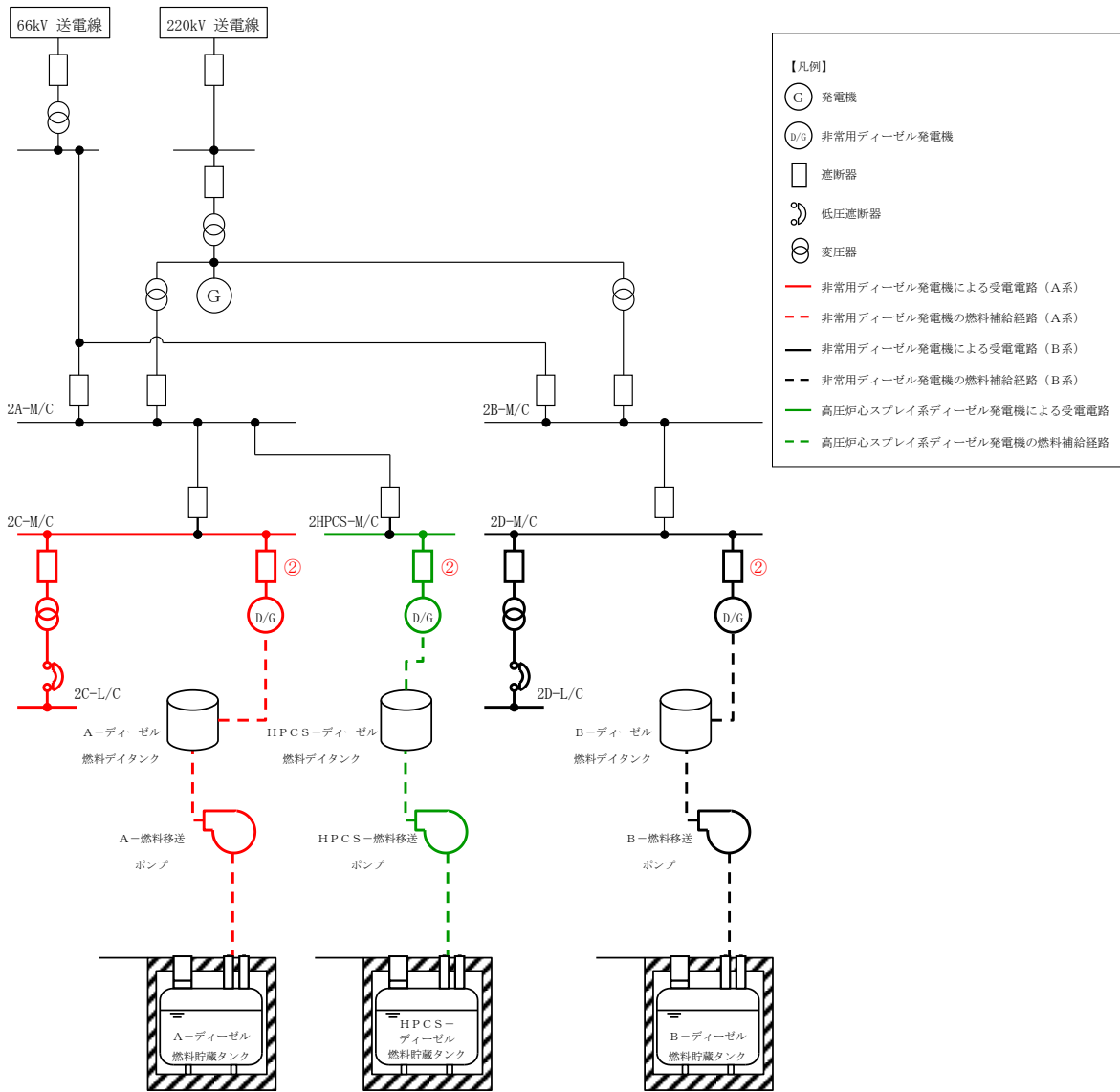
○ ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリ (3,000L) への補給
 ▽ タンクローリから各機器等への給油
 ▲ 燃料消費量 (1回目)
 ▼ 燃料消費量 (2回目)
 注: 上記以外の可搬設備を使用する場合は、各車両の燃料消費量を考慮し給油を実施する。

第1.14-61 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 1.14-61 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)



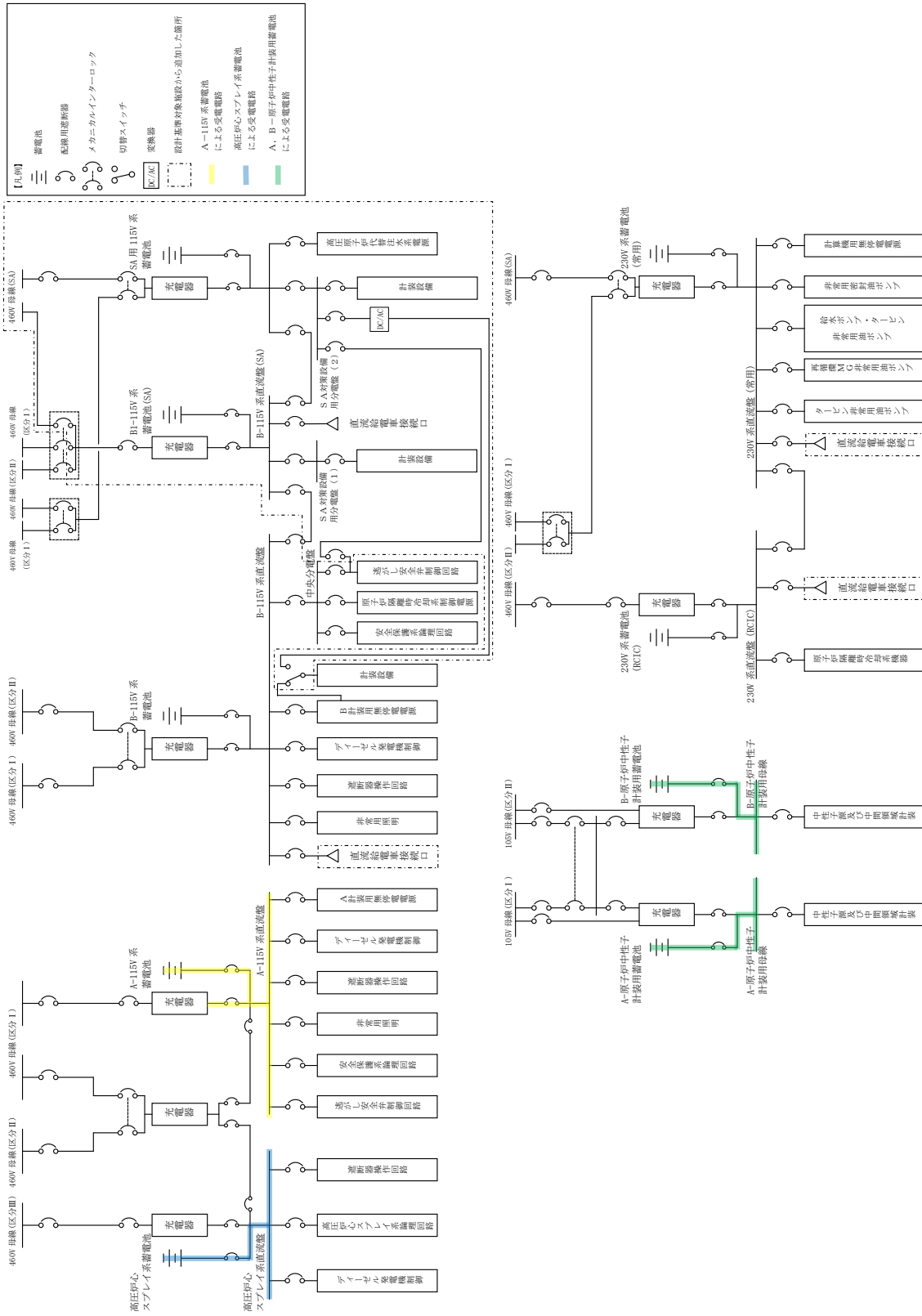
記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.14-62 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 1.14-63 図 非常用交流電源設備による給電 タイムチャート



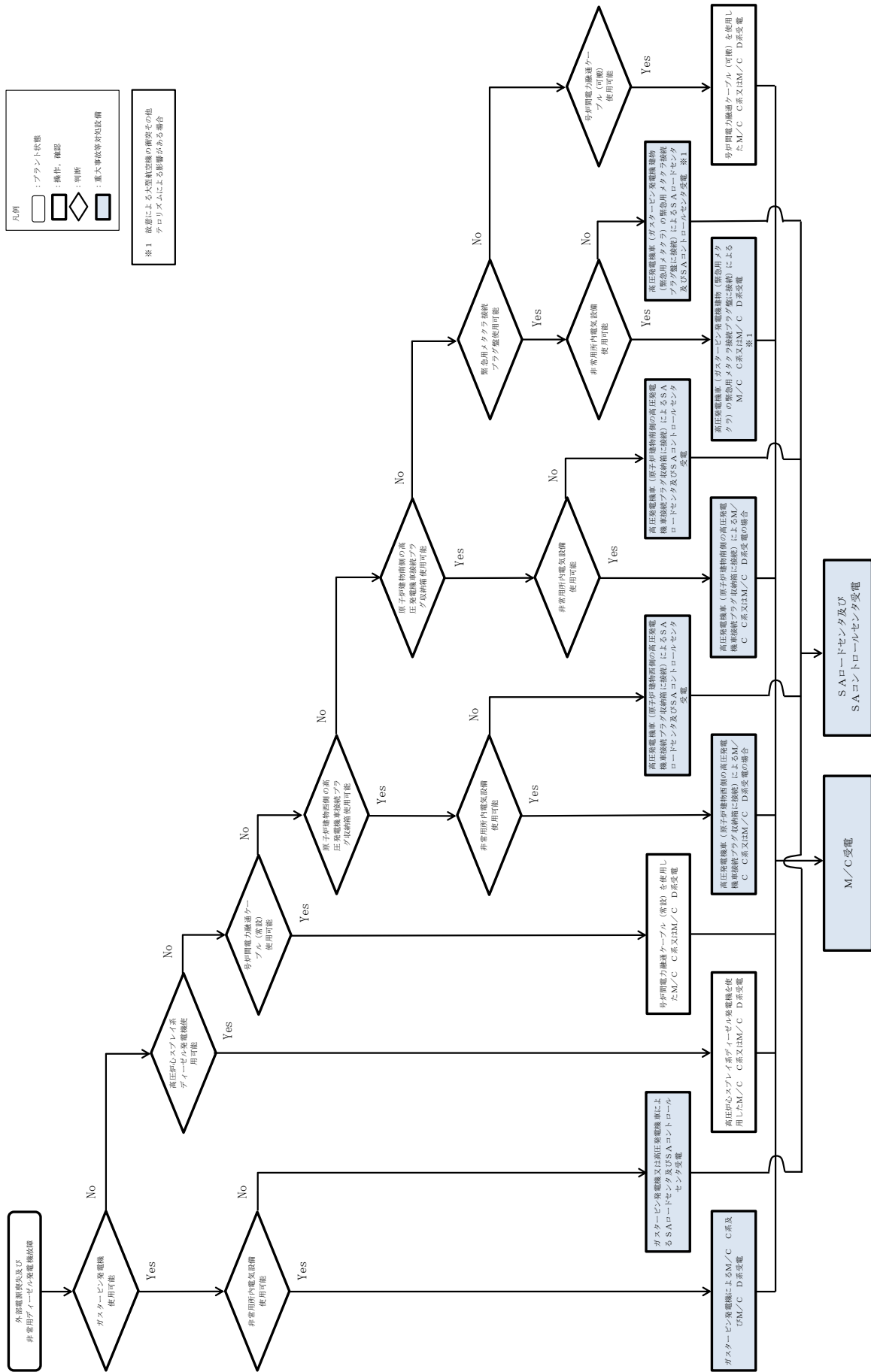
第 1.14-64 図 非常用直流電源設備による給電 概要図

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	要員(数)	1 時間40分 A-115V系蓄電池による不要負荷の切り離し													
非常用直流電源設備による給電	現場運転員B, C														



第 1.14-65 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

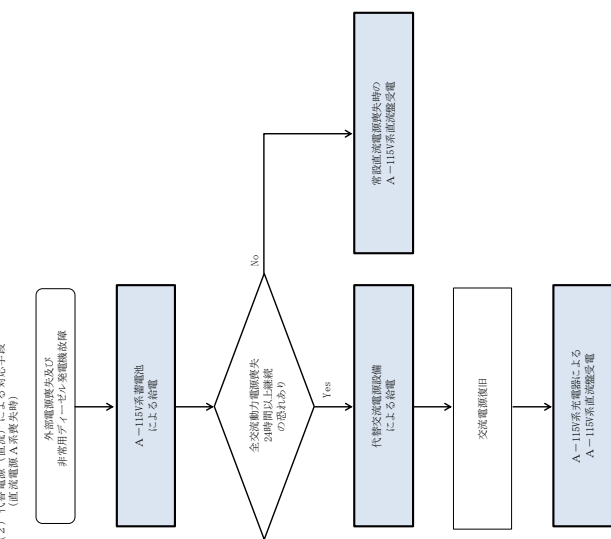


凡例
 □ : プラント状態
 □ : 動作、確認
 ◇ : 判断
 □ : 重大事故等対応設備

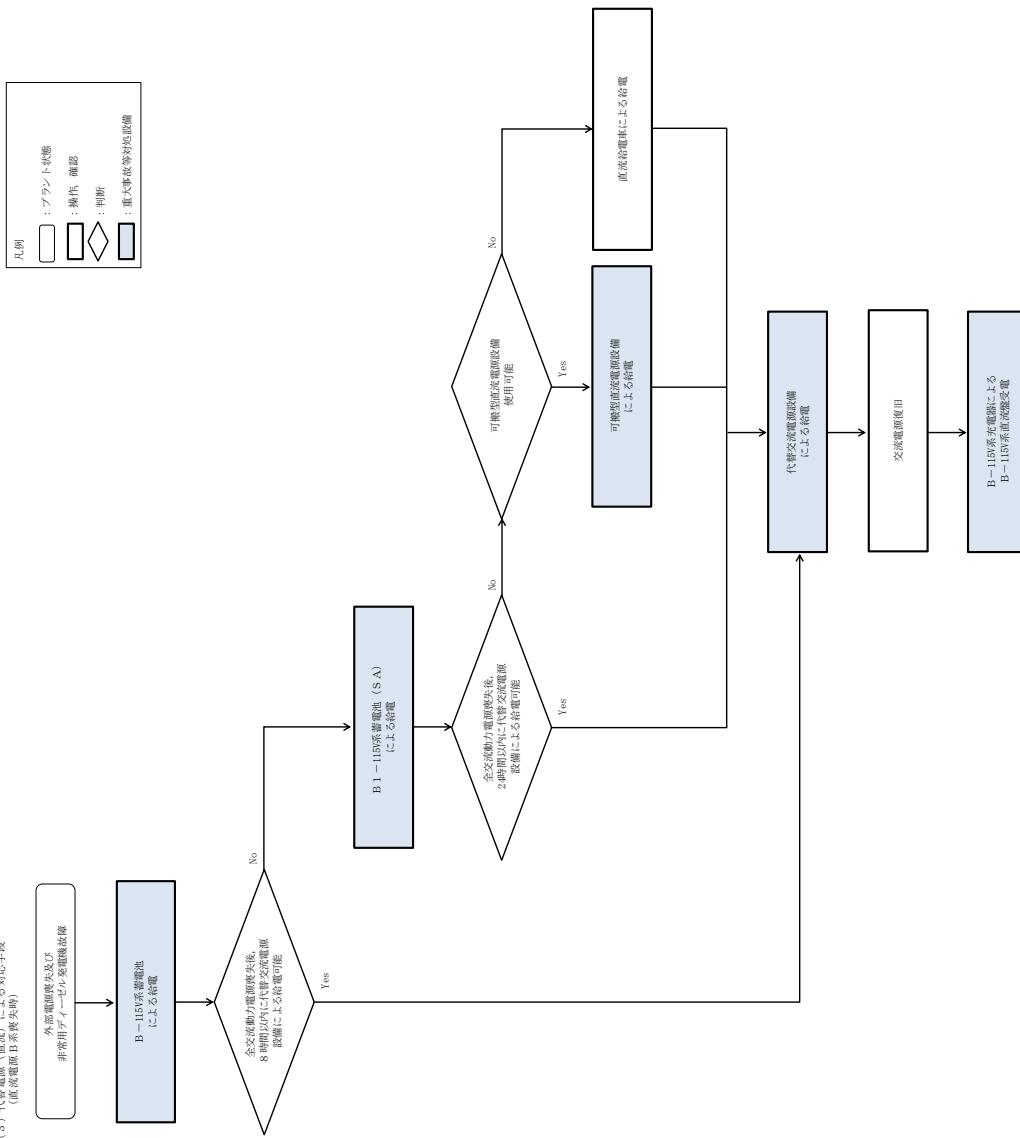
※1 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合

第 1.14-66 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/2)

(2) 代替電源（直流）による対応手段



(3) 代替電源（直流）による対応手段



凡例
 □ : プラント状態
 □ : 操作、確認
 ◇ : 判断
 □ : 重大事故等対応設備

第 1.14-66 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/2)

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

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. 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. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
 - f. 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

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。

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。

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。

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。

(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。

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。

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。

- ・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
- ・ 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、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。

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。

- ・ 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

等の対処に必要となる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況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。
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

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。

・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）による原子炉压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）の原子炉压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压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 1.15-6 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。

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. 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、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 S A 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後、8 時間以内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、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)による給電操作が完了する見込みがない場合又は B - 115V 系蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合。

(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 S A 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。

e. 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。

(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 1.15-6 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。

f. 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(S P D S)による記録は、安全パラメ
ータ表示システム(S P D S)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	自主対策 設備	
		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	自主対策 設備	
	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	自主対策 設備	
		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		
			号伊間電力融通電気設備		
		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」	
		可搬型計測器による計測	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	③③
	原子炉圧力※1									
	原子炉圧力 (SA) ※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) ※1										
[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										
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力※2	2	0 ~ 10MPa [Gage]	最大値: 8.29MPa [Gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (8.68MPa [Gage]) 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 [Gage]	最大値: 8.29MPa [Gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62MPa [Gage]) の1.2倍 (10.34MPa [Gage]) 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									
[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]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.
③ 原子炉圧力容器内の水位	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	⑤⑥
	原子炉水位 (燃料域) ^{※2}	2	-800~-300cm ^{※3}							
	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
	高圧原子炉代替注水流量 ^{※1}									
	代替注水流量 (常設) ^{※1}									
	低圧原子炉代替注水流量 ^{※1}									
	低圧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}										
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}										
<p>「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</p> <p>「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</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、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）（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）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：基準点はサブレクション・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：換出点は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					
	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}				「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}										

※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) (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
	ペデスタル代替注水量	2	0 ~ 150m ³ /h	-※8	大量送水車を用いたペ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
	ペ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}									
	サブレーション・チェンバ圧力 (S A) ^{※1}									
	ドワイウェル水位 ^{※1}									
	サブレーション・プール水位 (S A) ^{※1}									
	ペデスタル水位 ^{※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される設備のため、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) (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	原子炉格納容器の限界温度 (200°C) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	⑳
	パデスタル温度 (SA) ^{※2}	2	0 ~ 300°C	最大値: 145°C	原子炉格納容器の限界温度 (200°C) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉑
	パデスタル水温度 (SA)	2	0 ~ 300°C	- ^{※8}	原子炉格納容器下部に熔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
	サブレーション・チェンバ温度 (SA) ^{※2}	2	0 ~ 200°C	最大値: 88°C	原子炉格納容器の限界温度 (200°C) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	熱電対	可	㉓
	サブレーション・プール水温度 (SA) ^{※2}	2	0 ~ 200°C	最大値: 88°C	原子炉格納容器の限界温度 (約178°C) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	测温 抵抗体	可	㉔
	ドライウエル圧力 (SA) ^{※1}									
サブレーション・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105v/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) (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	⑭
	サブレシジョン・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									
	サブレシジョン・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: 基準点はサブレシジョン・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	ドラウワイエレベル水位	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事前注水量を監視可能。 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)	S A用 直流電源	電極式 水位 検出器	可	④7
	サブレーション・プールの水位 (S A) ^{※2}	1	-0.80~5.50m ^{※4}	-0.5~0m ^{※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。 (サブレーション・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)	S A用 直流電源	差圧式 水位 検出器	可	④6
	代替注水量 (常設) ^{※1}	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)	S A用 直流電源	電極式 水位 検出器	可	④8
	低圧原子炉代替注水量 ^{※1}									
	低圧原子炉代替注水量 (狭帯域用) ^{※1}									
	格納容器代替スプレイ流量 ^{※1}									
	ペダスタル代替注水量 ^{※1}									
	ペダスタル代替注水量 (狭帯域用) ^{※1}									
	低圧原子炉代替注水量 ^{※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 (原子炉圧力容器傘レベルより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) (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	0~5vol%/ 0~100vol%	0~2.0vol%	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 (0~90.4vol%) を監視可能。	S	区分Ⅱ 交流電源 ②	熱伝導式 水素 検出器	-	⑭
	格納容器水素濃度 (SA) ^{※2}	1	0~100vol%	0~2.0vol%	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 (0~90.4vol%) を監視可能。	- (S s)	SA用 交流電源 ③	熱伝導式 水素 検出器	-	⑮
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	-	⑯
	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	-	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）（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	—	⑤
	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	—	⑤
	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期間であり、かつ出力上昇及び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に影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ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	—	⑤

※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) (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 残留熱代替除去系	サブレーション・プールの水温度 (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					
	残留熱代替除去系原子炉注水 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					
	残留熱代替除去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									
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力※1					「⑭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					「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				
	原子炉圧力容器温度 (SA) ※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：高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：所内常設蓄電池直流通電源設備及び常設代替直流通電源設備からの給電により計測可能な計器は、SA用直流通電源、区分II直流通電源及び区分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通電源を供給する。

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 フィルタベント系 ⑫最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	8	[]	- ^{※8}	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲 (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	
	スクラバ容器圧力	4	0 ~ 1 MPa [gage]	- ^{※8}	格納容器ベント実施時に、格納容器フィルタベント系の最高使用圧力 (0.853MPa [gage]) が監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑮	
	スクラバ容器温度	4	0 ~ 300°C	- ^{※8}	格納容器フィルタベント系の最高使用温度 (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	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	- ^{※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 $1.6 \times 10^1 \text{ Sv/h}$) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	電離箱	-	⑰
			1	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	- ^{※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 $6.5 \times 10^{-2} \text{ mSv/h}$) を監視可能。	- (S s)	SA用 直流電源	電離箱	-	
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	1	0 ~ 20vol% / 0 ~ 100vol%	- ^{※8}	格納容器ベント停止後の窒素によるパーズを実施し、第1ベントフィルタ出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であること を監視可能。	-	SA用 交流電源 ⑰	熱伝導式 水素濃度 検出器	-	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
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 最終ヒートシंकの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※2	2	0 ~ 200°C	最大値：90°C	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度 (116°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	最大値：90°C	残留熱代替除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (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
残留熱除去系										
「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格納容器バイパスの監視」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。

※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) (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) ※2															
	原子炉水位 (S A) ※2															
	原子炉圧力※2															
原子炉圧力容器内の状態	原子炉圧力 (S A) ※2				「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											
	原子炉圧力 (S A) ※1															
	原子炉圧力容器温度 (S A) ※1															
原子炉格納容器内の状態	ドライウエル温度 (S A) ※2				「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											
	ドライウエル圧力 (S A) ※2															
	サブレーション・チェンバ圧力 (S A) ※1															
原子炉建物内の状態	残留熱除去ポンプ出口圧力	3	0 ~ 4 MPa [gauge]	最大値: 1. 0MPa [gauge]	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統の最高使用圧力 (1. 0MPa [gauge]) 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						
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	1	0 ~ 5 MPa [gauge]	最大値: 2. 0MPa [gauge]							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統の最高使用圧力 (2. 0MPa [gauge]) 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
	原子炉圧力※1										「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					

※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 (原子炉圧力容器率レベルより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ための設備のため、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
	サブレーション・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				「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					
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量※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					
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量※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					
	残留熱除去ポンプ出口流量※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					
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量※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					
	残留熱代替除去系原子炉注水流量※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					
						「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				

※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：高圧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) (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 区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	0～4MPa [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)	SA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									
	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	0～3MPa [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)	SA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 (SA) ※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				
					〔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: 基準点はサブレシジョン・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) (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 原子炉建物内の水素濃度	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} 静的触媒式水素処理装置出口温度 ^{※1}	2 2	0 ~ 100℃ 0 ~ 400℃	— ^{※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	
⑯ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系) ^{※2}	1	0 ~ 5 vol% / 0 ~ 25 vol%	4.3 vol% 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 ~ 4.4 vol%) 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	
	格納容器酸素濃度 (S A) ^{※2}	1	0 ~ 25 vol%	4.3 vol% 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 ~ 4.4 vol%) 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 (ドライヴェル) ^{※1}				「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						
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレンジオン・チェンバ) ^{※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						
	ドレイヴェル圧力 (S A) ^{※1} サブレンジオン・チェンバ圧力 (S A) ^{※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: 基準点はサブレンジオン・プールの通常水位 (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）（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№
⑩ 燃料プールの監視	燃料プール水位（SA）※2	1	-4.30～7.30m※10 (EL.31218～42818)	6,982mm※10 (EL.42500)	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）	SA用 交流電源 ②	ガイド パルス式 水位検出 器	-	⑳
	燃料プール水位・温度（SA）※2	1※11	-1,000～6,710mm※10 (EL.34518～42228)	6,982mm※10 (EL.42500)	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	㉑
			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。					
	燃料プールのエア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)（SA）※2	1	10 ⁻¹ ～10 ⁻⁸ mSv/h	-※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）	SA用 直流電源	電離箱	-	㉒
燃料プール監視カメラ（SA）※2	1	10 ⁻³ ～10 ⁻⁴ mSv/h	-※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： SA用 直流電源 冷却設 備：SA用 交流電源 ②	赤外線 カメラ	-	㉓	

※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（EL.5610）。

※5：基準点は格納容器底面（EL.10100）。 ※6：基準点はコリウムシールド上表面（EL.6706）。

※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（EL.35518）。 ※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1.15-3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，水素濃度，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：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10：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11：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12：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 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	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/圧力の間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残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース1	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。

※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 ②原子炉圧力 (S A) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (S A) ③原子炉圧力容器温度 (S A)	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 (S A) 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 (S A) 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。
		①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (S A) ②原子炉圧力容器温度 (S A)	ケース5	①原子炉圧力 (S A) 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 (S A) 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(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ネル	ケース1	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャネルが故障した場合は, 他チャ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。 ③高圧原子炉代替注水流量, 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ネルを優先する。
		②原子炉水位 (SA)		
		③高圧原子炉代替注水流量		
		③代替注水流量 (常設)		
	原子炉水位 (燃料域)	③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	ケース2	①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 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ②高圧原子炉代替注水流量, 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。 ③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ネルを優先する。
		③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		
		③高圧炉心スプレイポンプ出口流量		
		③残留熱代替除去系原子炉注水流量		
	原子炉水位 (SA)	④原子炉圧力	ケース13	①原子炉水位 (SA) 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。 ②高圧原子炉代替注水流量, 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。 ③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, 原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。
		④原子炉圧力 (SA)		
		④サブレーション・チェンバ圧力 (SA)		
		①原子炉水位 (広帯域)	ケース1	
		①原子炉水位 (燃料域)		
原子炉水位 (SA)	②高圧原子炉代替注水流量	ケース2	①原子炉水位 (SA) 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。 ②高圧原子炉代替注水流量, 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。 ③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, 原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。	
	②代替注水流量 (常設)			
	②低圧原子炉代替注水流量			
	②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)			
	②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量			
	②高圧炉心スプレイポンプ出口流量			
	②残留熱代替除去系原子炉注水流量			
	③原子炉圧力			
③原子炉圧力 (SA)	ケース13			
③サブレーション・チェンバ圧力 (SA)				

※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
		代替パラメータ	推定ケース		
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	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)	ケース6		
		②サブプレッション・チェンバ圧力 (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)	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)	ケース3		
		①ドライウエル水位			
	ベデスタル代替注水流量 (狭帯域)	①サブプレッション・プール水位 (SA)	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ベデスタル水位			
		①ドライウエル水位			
	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	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残留熱代替除去ポンプ出口圧力					

※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 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には、ペデスタル温度 (SA) により推定する。
			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圧力 (SA) によりドライウエル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッション・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。
	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 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。
			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圧力 (SA) によりペデスタル温度 (SA) を推定する。 ④サブプレッション・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。
	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	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①ペデスタル水温度 (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。
			ケース5	①ペデスタル水温度 (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。
	サブプレッション・チェンバ温度 (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・プール水温度 (SA)	ケース1	①サブプレッション・チェンバ温度 (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サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度 (SA) によりサブプレッション・チェンバ温度 (SA) を推定する。
			ケース5	③飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力 (SA) によりサブプレッション・チェンバ温度 (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。
			ケース1	①サブプレッション・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サブプレッション・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッション・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。

※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ドライウエル温度 (SA) ④ペデスタル温度 (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)、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。
	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。
		③サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	ケース5	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。

※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(8/17)

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水位	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2	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウエル水位計の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位 (SA) により推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、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)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、ドライウエル水位を推定する。 ③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、ドライウエル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②代替注水流量 (常設)		
		②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)		
	サブプレッション・プール水位 (SA)	②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	ケース2	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、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)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) のうち機器動作状態にある流量により、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。 ②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、サブプレッション・プール水位 (SA) を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・プール水位 (常用計器) により、水位を推定する。 推定は、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)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量、ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用) を優先する。
		②格納容器代替スプレイ流量		
		①ペデスタル代替注水流量		
		①ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)		
		②低圧原子炉代替注水槽水位		
		③ [サブプレッション・プール水位] ※2		
		③ [サブプレッション・プール水位] ※2		
ペデスタル水位	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。	
	②代替注水流量 (常設)	ケース2	②ペデスタル水位の監視が不可能になった場合は、代替注水流量 (常設)、格納容器代替スプレイ流量、ペデスタル代替注水流量により、ペデスタル水位を推定する。	
	②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位		③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、ペデスタル水位を推定する。なお、低圧原子炉代替注水槽水位の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 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(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 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 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 (サプレッション・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 (サプレッション・チェンバ) 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(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。
			ケース7	③ [制御棒手動操作・監視系] ※2 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	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。
			ケース7	③ [制御棒手動操作・監視系] ※2 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	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。
			ケース7	③ [制御棒手動操作・監視系] ※2 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒手動操作・監視系] ※2	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③平均出力領域計装	ケース1	①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。 ②中性子源領域計装の監視が不可能になった場合は、他チャンネルにより推定する。
			ケース7	③ [制御棒手動操作・監視系] ※2 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。

※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(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	サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	ケース1	①サブプレッジョン・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サブプレッジョン・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) によりサブプレッジョン・プール水温度 (SA) を推定する。	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①サブプレッジョン・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プレッジョン・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	①サブプレッジョン・プール水位 (広帯域)	①サブプレッジョン・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の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・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)		
		②原子炉水位 (SA)	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を推定する。		
	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	③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	ケース6	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を推定する。
		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	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。
		④原子炉圧力容器温度 (SA)	④原子炉圧力容器温度 (SA)	推定は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) を優先する。	
		④原子炉圧力容器温度 (SA)	④原子炉圧力容器温度 (SA)	推定は、水源であるサブプレッジョン・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	①残留熱代替除去系原子炉注水流	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推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流を差し引いて、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			
	②サブプレッジョン・プール水温度 (SA)	②サブプレッジョン・プール水温度 (SA)			
	②ドライウエル温度 (SA)	②ドライウエル温度 (SA)			
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	ケース4	②サブプレッジョン・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、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を優先する。	
	②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)			

※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 最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	①スクラバ容器水位の1チャネルが故障した場合は、他チャ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ネル ②ドラウエル圧力 (SA) ③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チャネルが故障した場合は、他チャ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。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャネル	ケース1	①スクラバ容器温度の1チャネルが故障した場合は、他チャ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チャネルが故障した場合は、他チャ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) ③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。 推定は、主要パラメータの予備を優先する。
	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	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。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	ケース1 ケース4	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	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。

※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
原子炉圧力容器内の状態 格納容器バイパスの監視	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1チャネルが故障した場合は, 他チャ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	推定は, 主要パラメータの他チャネルを優先する。 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ネル ②原子炉圧力 (SA)	ケース1	①原子炉圧力の1チャネルが故障した場合は, 他チャ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に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。 推定は, 主要パラメータの他チャネルを優先する。
		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に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。 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。
		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優先する。
	ドライウエル温度 (SA)	①主要パラメータの他チャネル 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1チャネルが故障した場合は, 他チャ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ネルを優先する。
		①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッション・チェンパ圧力 (SA) ③ドライウエル温度 (SA)	ケース1 ケース5	①ドライウエル圧力 (SA) の1チャネルが故障した場合は, 他チャ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, サプレッション・チェンパ圧力 (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) 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 ①原子炉圧力 (S A)	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 (S A) 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。
		② [エリア放射線モニタ] ※2	ケース10	
	低圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (S A)	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 (S A) 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	

※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・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・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・チェンバ)	ケース11	
	格納容器酸素濃度 (SA)	②ドライウエル圧力 (SA)	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・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・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サブプレッション・チェンバ圧力 (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燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (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燃料プールエリア放射線モニタ (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燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) ③燃料プール監視カメラ (SA)	ケース12	①燃料プール水位・温度 (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燃料プールエリア放射線モニタ (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。
	燃料プールエリア放射線モニタ (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燃料プール監視カメラ (SA)	ケース12	①燃料プールエリア放射線モニタ (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)、燃料プール水位・温度 (SA) にて水位を計測した後、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、燃料プールを直接監視する燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA) を優先する。
	燃料プール監視カメラ (SA)	①燃料プール水位 (SA) ①燃料プール水位・温度 (SA) ①燃料プールエリア放射線モニタ (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) にて、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		
	SA用115V系充電器盤蓄電池電圧 ^{*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		
	ガスタービン発電機電圧	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		
	緊急用メタクラ電圧 ^{*1}	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ	
	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		
	可搬型回転計	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	
	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		
	ベダスタル注入流量		
	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			

※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。

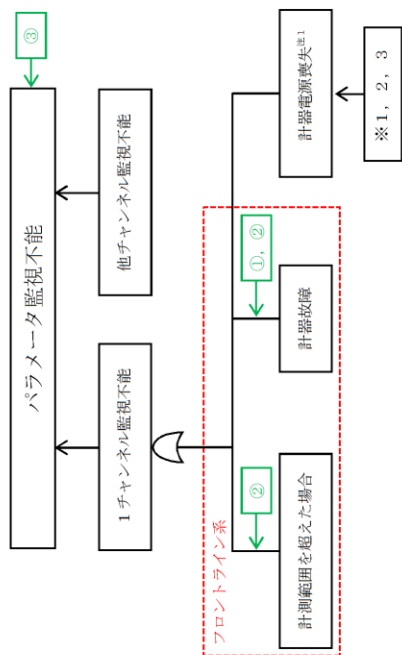
第1.15-4表 補助パラメータ(2/2)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由	
補機関係	非常用ガス処理系排ガス・モニタ	耐圧強化ベントラインの運転状態を確認するパラメータ	
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 ガスポンベ圧力 ^{*1}		
	窒素ガス代替供給系窒素ガスポンベ圧力		
	窒素ガス代替供給系窒素ガス供給圧力		
	ドライウエル床ドレンサンブ水位		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	
	原子炉隔離時冷却系配管周囲温度		
	スクラバ水pH		格納容器フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ
	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	
	ブロワ入口圧力		
	FCSブロワ入口流量		
	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	原子炉浄化系の運転状態を確認するパラメータ	
	復水器真空度		
	原子炉浄化系系統流量		
	原子炉浄化系系統入口温度		
	原子炉浄化系非再生熱交出口温度		
	残留熱代替除去ポンプ出口流量		残留熱代替除去系の運転状態を確認するパラメータ
	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	
	原子炉ウエル水位	原子炉ウエ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率を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		
	燃料プールのスプレイ流量		
	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)	—



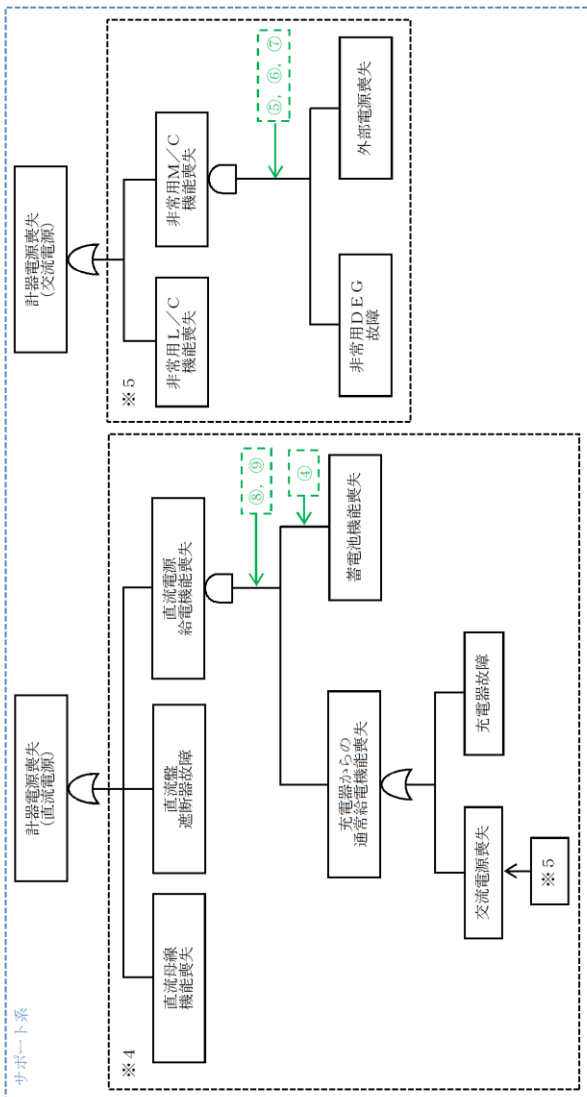
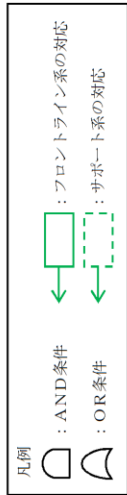
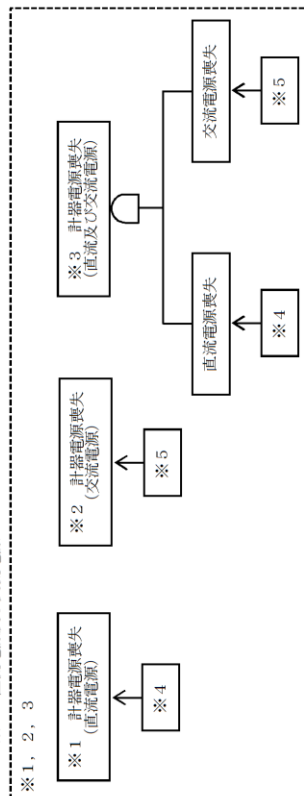
注1：計器電源喪失には、計器タイプにより以下の3とおりがある。

※1 直流電源

※2 交流電源

※3 直流電源及び交流電源

※1, 2, 3



対応手段

- ① 他チャンネルによる計測
- ② 代替パラメータによる推定
- ③ 可搬型計測器による計測
- ④ 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
- ⑤ 常設代替蓄電式直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 号炉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

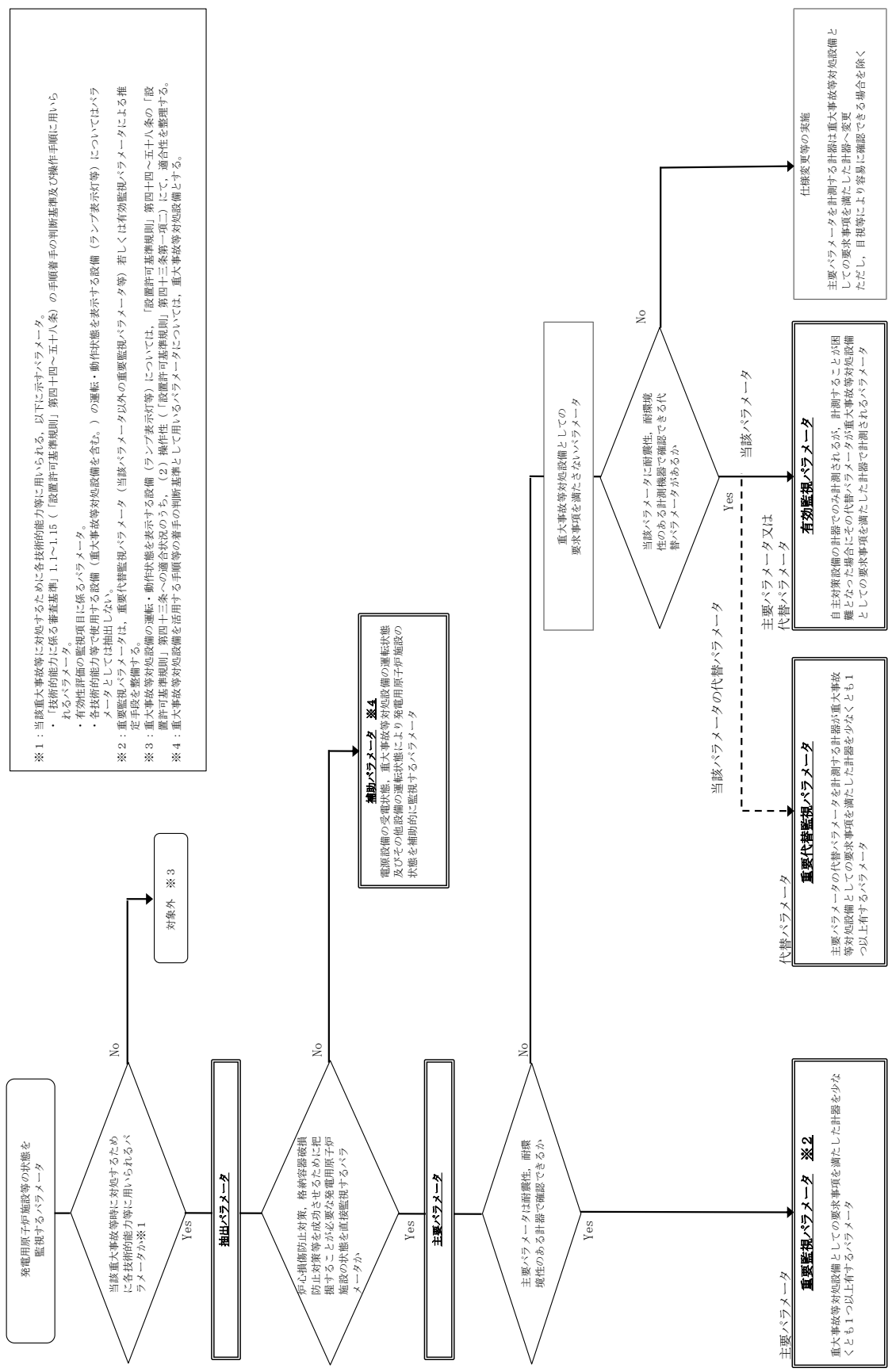
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

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	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		

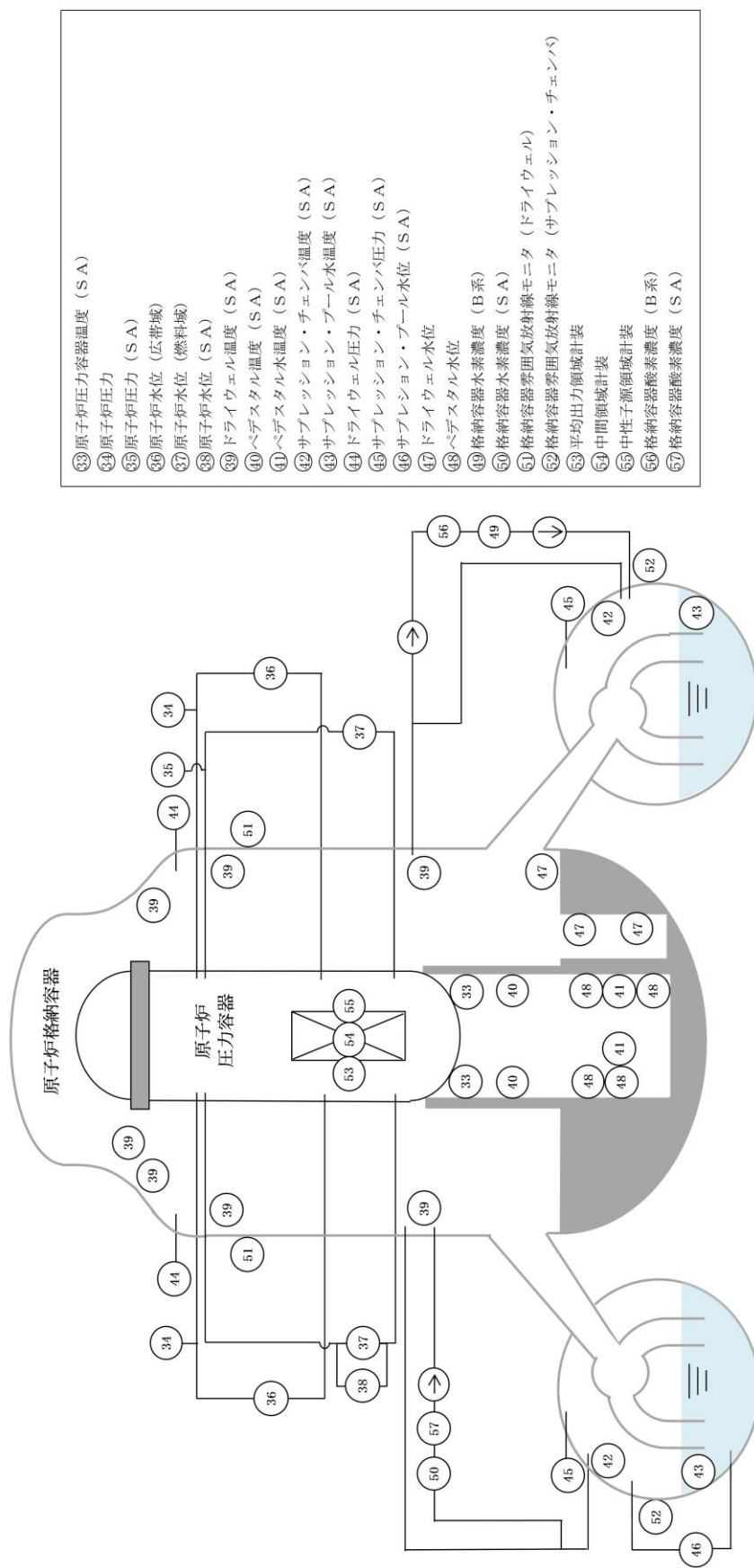
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第1.15-1図 機能喪失原因対策分析（補足）

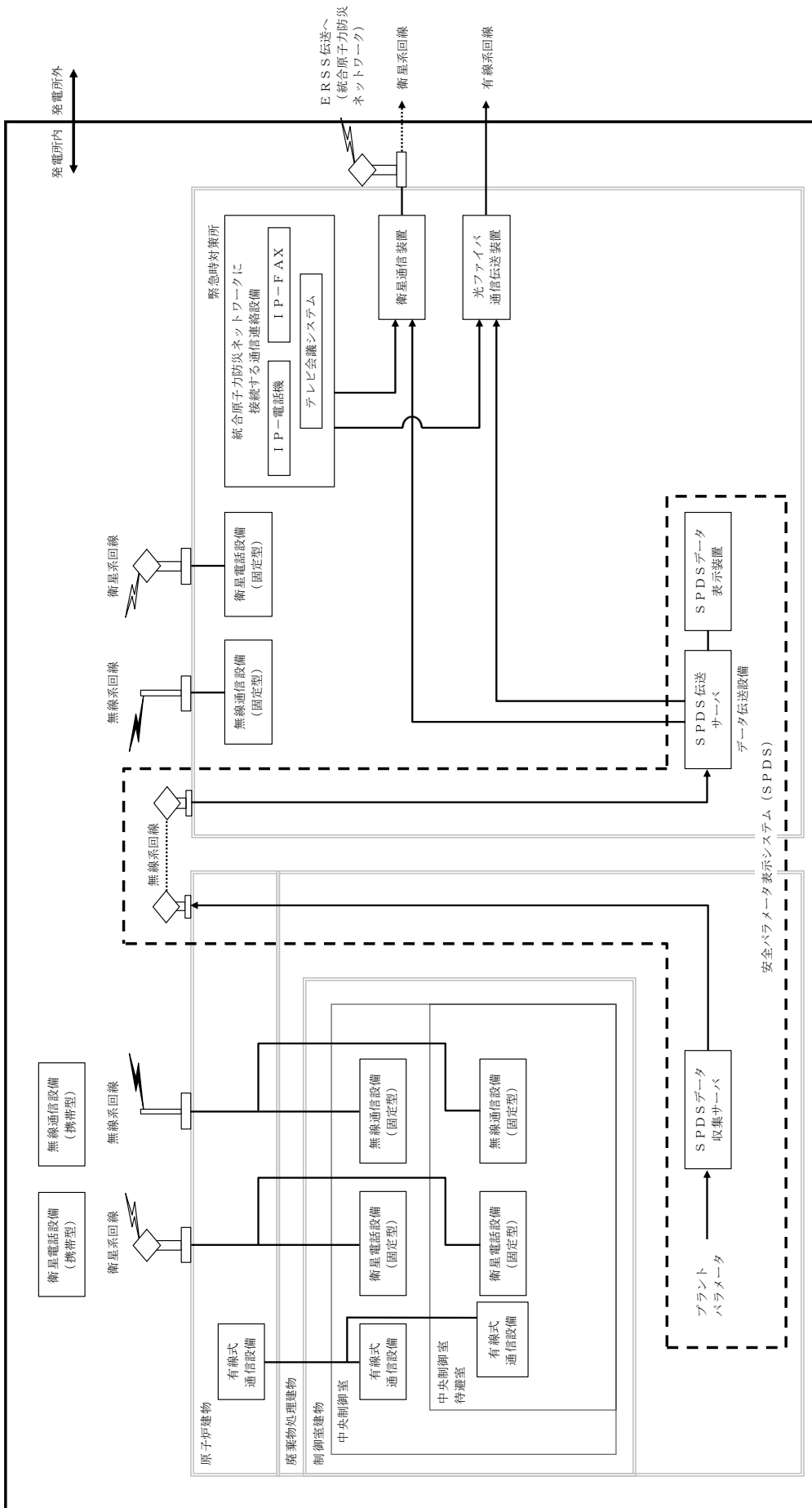


※1：当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ。
 ・「技術的能力に係る審査基準」1.1~1.15（「設置許可基準規則」第四十四~五十八条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。
 ・有効性評価の監視項目に係るパラメータ。
 ・有効性評価等で使用する設備（重大事故等対処設備を含む。）の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）若しくは有効監視パラメータによる推定手段を整備する。
 ※2：重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ（当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等）若しくは有効監視パラメータによる推定手段を整備する。
 ※3：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」第四十三条への適用状況のうち、（2）操作係（「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



第1.15-3図 主要設備 概略系統図 (2 / 3)



第1.15-3図 主要設備 概略系統図 (3 / 3)

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)												
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	中央制御室での電源切替え操作												
	補助燃室での電源切替え操作												
	10分												

第1.15-5図 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	移動												
	1測定点あたり10分 (接続、測定のみ)												
	20分												
	接続完了, 計測開始												

第1.15-6図 可搬型計測器によるパラメータ計測タイムチャート

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

< 目次 >

1.16.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備
 - (a) 対応手段
 - (b) 重大事故等対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材
 - b. 手順等

1.16.2 重大事故等時の手順

1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

- (1) 中央制御室換気系設備の運転手順等
 - a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順
 - b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順
- (2) 中央制御室待避室の準備手順
- (3) 中央制御室の照明を確保する手順
- (4) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順
- (5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順
- (6) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順
- (7) 中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順
- (8) その他の放射線防護措置等に関する手順等
 - a. 炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順
 - b. 放射線防護に関する教育等
 - c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

(9) その他の手順項目にて考慮する手順

(10) 重大事故等時の対応手段の選択

(11) 現場操作のアクセス性

(12) 操作の成立性

1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1) チェンジングエリアの設営及び運用手順

(2) 現場操作のアクセス性

1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等

(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

a. 非常用ガス処理系起動手順

(a) 交流動力電源が正常な場合の運転手順

(b) 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

b. 非常用ガス処理系停止手順

c. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順

(2) 現場操作のアクセス性

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を整備しており、ここでは、この対処設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

1.16.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設及び自主対策設備^{※1}の他に資機材^{※2}を用いた対応手段を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上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で使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

※2 資機材：防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

また，選定した重大事故等対処設備により，「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく，「設置許可基準規則」第五十九条及び「技術基準規則」第七十四条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

「審査基準」及び「基準規則」要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材を以下に示す。

なお，重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備及び資機材と整備する手順についての関係を第 1.16-1 表に示す。

a. 重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な
対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員を防護するため、全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から中央制御室用の電源を確保する手段がある。

中央制御室の居住性を確保する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 再循環用ファン
- ・ チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン
- ・ 非常用チャコール・フィルタ・ユニット
- ・ 中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁）
- ・ 中央制御室換気系ダクト
- ・ 中央制御室待避室遮蔽
- ・ 中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）
- ・ 中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）
- ・ LEDライト（三脚タイプ）
- ・ 中央制御室差圧計
- ・ 待避室差圧計
- ・ 酸素濃度計
- ・ 二酸化炭素濃度計
- ・ 無線通信設備（固定型）
- ・ 無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ）
- ・ 衛星電話設備（固定型）
- ・ 衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ）
- ・ プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）

- ・ 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
- ・ 非常用照明
- ・ 全面マスク
- ・ LEDライト（ランタンタイプ）

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する手段がある。

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備は以下のとおり。

- ・ 防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材
- ・ 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

原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建物原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを低減する手段がある。

運転員等の被ばくを低減するための設備は以下のとおり。

- ・ 非常用ガス処理系排気ファン
- ・ 前置ガス処理装置
- ・ 後置ガス処理装置
- ・ 非常用ガス処理系配管・弁
- ・ 非常用ガス処理系排気管
- ・ 原子炉建物原子炉棟
- ・ 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

・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置

- (b) 重大事故等対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材
- 中央制御室の居住性を確保する設備及び運転員等の被ばくを低減する設備のうち中央制御室遮蔽，再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン，非常用チャコール・フィルタ・ユニット，中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁），中央制御室換気系ダクト，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ），中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁），LEDライト（三脚タイプ），中央制御室差圧計，待避室差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，無線通信設備（固定型），無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ），衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ），プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），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，非常用ガス処理系排気ファン，前置ガス処理装置，後置ガス処理装置，非常用ガス処理系配管・弁，非常用ガス処理系排気管，原子炉建物原子炉棟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は重大事故等対処設備として位置付ける。

以上の設備により，重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまることができるため，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。併せて，その理由を示す。

・非常用照明

非常用照明は設計基準対象施設であり耐震性が確保されていないが，全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備から給電可能であるため，照明を確保する手段として有効である。

なお，防護具（全面マスク等）及びチェン징エリア用資機材については，資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。

b. 手順等

上記「a. 重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。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備する（第 1.16-2 表，第 1.16-3 表）。

これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員の対応とし，事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。），事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。），AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める（第 1.16-1 表）。

1.16.2 重大事故等時の手順

1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な設備として、中央制御室換気系に外気との隔離を行うための隔離弁を設置する。また、中央制御室換気系を加圧運転にして、非常用チャコール・フィルタ・ユニット内に内蔵された粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタにより放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給することで、中央制御室バウンダリ全体を正圧化する。

さらに、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施した際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減させるための設備として、中央制御室バウンダリエリアの内側に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室は、遮蔽及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）により、居住性を確保する設計とする。中央制御室及び中央制御室待避室の正圧化バウンダリ構成を第1.16-2図に示す。

なお、重大事故等時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価については、炉心損傷が早く、原子炉格納容器内の圧力が高く推移する事象が中央制御室の運転員の被ばく評価上最も厳しくなる事故シーケンスとなることから、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定する。

中央制御室待避室を使用する場合、居住性確保の観点より、中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の1.0%を上回るおそれがある場合は、中央制御室待避室内に設置する流量調節弁で酸素濃度及び二酸化炭素濃度を調整する。

中央制御室待避室への酸素の供給は空気ポンペで行い、基準値を逸脱しない設計となっている。

なお、これらの運用解除については、緊急時対策本部との協議の上、中

中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

さらに、運転員の被ばく低減のため、緊急時対策本部は、長期的な保安確保の観点から、運転員の交替体制を整備する。

(1) 中央制御室換気系設備の運転手順等

環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系系統隔離運転の実施、又は中央制御室内の加圧運転の実施により、隣接区域からの放射性物質のインリークを防止する。

全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により受電し、系統構成実施後に中央制御室換気系を運転する。

a. 交流動力電源が正常な場合の運転手順

a-1. 中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順

中央制御室換気系は、重大事故等時の炉心損傷前の段階において、交流動力電源が正常な場合には、通常運転又は系統隔離運転で運転しており、原子炉冷却材圧力バウンダリからの一次冷却材の漏えい等により、通常運転から系統隔離運転に自動的に切り替わり、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護する。

重大事故等時の炉心損傷前の段階において、中央制御室換気系隔離信号が発信し、中央制御室換気系が通常運転から系統隔離運転へ自動的に切り替わることを確認する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室換気系の電源が、外部電源又は非常用ディーゼル発電機から供給可能な場合で、原子炉冷却材圧力バウンダリからの一次冷却材の漏えい等により、燃料取替階放射線高、原子炉棟排気放射線高、換気系放射線高のいずれかの中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合。

(b) 操作手順

中央制御室換気系が通常運転から系統隔離運転に自動的に切り替わることを確認する手順の概要は以下のとおり。中央制御室換気系概要図を第 1.16-1 図に，タイムチャートを第 1.16-4 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中央制御室換気系隔離の作動状況の確認を指示する。

②中央制御室運転員 A は，中央制御室換気系隔離信号の発信を確認するとともに，制御室排気ファンの停止，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁及び中央制御室排気外側隔離弁の全閉，中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁の全開，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの起動，中央制御室換気系が系統隔離運転であることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから中央制御室換気系が系統隔離運転に切り替わるまで 10 分以内で対応可能である。

a - 2. 炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転の実施手順

炉心損傷時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため，非常用チャコール・フィルタ・ユニット内に内蔵された粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタにより放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給し，中央制御室バウンダリ全体を正圧化する。

交流動力電源が正常な場合において，中央制御室換気系は通常運転又は系統隔離運転の 2 種類が考えられるため，各運転状況から重大事故等時に使用する中央制御室換気系の加圧運転手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合^{*1}。

※ 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。

(b) 操作手順

中央制御室換気系の運転状況により、使用する手順書を選定する。

i 中央制御室換気系が通常運転している場合

加圧運転への切替手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気系概要図を第 1.16-1 図に、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットの配置図を第 1.16-3 図に、タイムチャートを第 1.16-5 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室換気系を加圧運転とするための系統構成及び加圧運転での起動準備を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室換気系を系統隔離運転により運転するための系統構成を行う。
- ③中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室換気系を系統隔離運転にて運転後、中央制御室外気取入調節弁を閉操作する。
- ④現場運転員 D 及び E は、廃棄物処理建物 2 階中央制御室非常用再循環送風機室にて中央制御室給気内側隔離弁及び中央制御室給気外側隔離弁を開操作する。
- ⑤当直副長は、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持するために、中央制御室運転員に中央制御室換気系を加圧運転するように指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、中央制御室外気取入調節弁を開操作

し、中央制御室の正圧化を開始する。

⑦中央制御室運転員Aは、中央制御室と外気の差圧を確認しながら中央制御室外気取入調節弁の流量を調整し、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持する。

ii 中央制御室換気系が系統隔離運転している場合
加圧運転への切替手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気系概要図を第 1.16-1 図に、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットの配置図を第 1.16-3 図に、タイムチャートを第 1.16-6 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室換気系を加圧運転とするための系統構成及び加圧運転での起動準備を指示する。

②中央制御室運転員Aは、中央制御室にて中央制御室換気系が系統隔離運転となっていることを確認する。

③中央制御室運転員Aは、中央制御室にて中央制御室外気取入調節弁を閉操作する。

④現場運転員D及びEは、廃棄物処理建物2階中央制御室非常用再循環送風機室にて中央制御室給気内側隔離弁及び中央制御室給気外側隔離弁を開操作する。

⑤当直副長は、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持するために、中央制御室運転員に中央制御室換気系を加圧運転するように指示する。

⑥中央制御室運転員Aは、中央制御室外気取入調節弁を開操作し、中央制御室の正圧化を開始する。

⑦中央制御室運転員Aは、中央制御室にて中央制御室と外気の差圧を確認しながら中央制御室外気取入調節弁の流量を調整し、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室換気系の加圧運転操作は、炉心損傷判断後に実施する。中央制御室換気系の加圧運転操作は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名で実施し、40分以内で対応可能である。

a-3. 炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系システム隔離運転の実施手順

炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際に、環境に放出される希ガスを中央制御室に取込むことによる放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系をシステム隔離運転に切り替える手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室待避室正圧化装置による中央制御室待避室の加圧操作が完了した場合。

(b) 操作手順

炉心損傷後に格納容器ベントを実施する場合には加圧運転からシステム隔離運転に切り替える手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16-7図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に中央制御室換気系をシステム隔離運転とするためのシステム構成を指示する。

②中央制御室運転員Aは、中央制御室にて中央制御室外気取入調節弁を全閉する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、5分以内で対応可能である。

a-4. 中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加

圧運転の実施手順

中央制御室待避室から退出した後に、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、非常用チャコール・フィルタ・ユニット内に内蔵された粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタにより放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給し、中央制御室バウンダリ全体を正圧化する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷後の格納容器ベント実施による中央制御室待避室への待避が終了し、中央制御室待避室から退出した場合。

(b) 操作手順

中央制御室待避室から退出した後に中央制御室換気系を加圧運転する手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16-8 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持するために、中央制御室運転員に中央制御室換気系を加圧運転するように指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、中央制御室外気取入調節弁を開操作し、中央制御室の正圧化を開始する。
- ③中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室と外気の差圧を確認しながら中央制御室外気取入調節弁の流量を調整し、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、5 分以内で対応可能である。

b. 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

b-1. 中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順

全交流動力電源喪失等により中央制御室換気系が自動で系統隔離運転に切り替わらない場合に、手動で起動し系統隔離運転に切り替える

手順を整備する。

全交流動力電源喪失時には、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電されたことを確認した後、中央制御室換気系を起動する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失等により中央制御室換気系が自動で系統隔離運転に切り替わらない場合。全交流動力電源喪失後には、代替交流電源設備により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電完了した場合。

(b) 操作手順

全交流動力電源喪失により中央制御室換気系が停止している場合に、中央制御室換気系を再起動する手順の概要は以下のとおり。中央制御室換気系概要図を第 1.16-1 図に、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットの配置図を第 1.16-3 図に、タイムチャートを第 1.16-9 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中央制御室換気系の起動の準備を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室換気系による系統隔離運転を実施するために必要な電源が確保されていることを確認し、中央制御室給気外側隔離弁、中央制御室給気内側隔離弁、中央制御室排気内側隔離弁及び中央制御室排気外側隔離弁の全閉、中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁の全開を確認する。
- ③当直副長は、中央制御室換気系の起動を指示する。
- ④中央制御室運転員 A は、中央制御室にて再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンを起動し、当直副長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから中央制御室換気系の系統隔離運転起動まで 20 分以内で対応可能である。

b-2. 炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転の実施手順

炉心損傷時に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、非常用チャコール・フィルタ・ユニット内に内蔵された粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタにより放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給し、中央制御室バウンダリ全体を正圧化する手順を整備する。

全交流動力電源喪失時には、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電し、中央制御室換気系を加圧運転する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失発生後に炉心損傷を当直副長が判断した場合^{※1}。全交流動力電源喪失後には、代替交流電源設備により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電完了した場合。

※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压力容器温度で 300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

中央制御室の居住性を確保するため、加圧運転する手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気系概要図を第 1.16-1 図に、チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニット

の配置図を第 1.16-3 図に、タイムチャートを第 1.16-10 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に中央制御室換気系を加圧運転とするための系統構成及び加圧運転での起動準備を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電完了されていることを確認し、中央制御室にて中央制御室換気系を加圧運転により運転するための系統構成を行う。
- ③中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室換気系を系統隔離運転にて運転後、中央制御室外気取入調節弁を閉操作する。
- ④現場運転員 D 及び E は、廃棄物処理建物 2 階中央制御室非常用再循環送風機室にて中央制御室給気内側隔離弁及び中央制御室給気外側隔離弁を開操作する。
- ⑤当直副長は、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持するために、中央制御室運転員に中央制御室の正圧化を指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、中央制御室外気取入調節弁を開操作し、中央制御室の正圧化を開始する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、中央制御室にて中央制御室と外気の差圧を確認しながら中央制御室外気取入調節弁の流量を調整し、中央制御室の圧力を外気より正圧に維持する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室換気系の加圧運転操作は、炉心損傷の判断及び常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電完了後に実施する。中央制御室換気系の加圧運転操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名で実施し、40 分以内で対応可能である。

なお、全交流動力電源喪失時の中央制御室換気系隔離弁閉処置に

については、隔離弁は自動で「閉」状態となるため、現場での隔離操作は不要である。

全交流動力電源喪失＋直流電源喪失においても、非常用所内電気設備の復電手順が異なるが、加圧運転する手順は変わらない。

現場操作については、円滑に操作ができるように移動経路を確保し、照明を整備する。

b－3．炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順

a－3に同じ

b－4．中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順

a－4に同じ

(2) 中央制御室待避室の準備手順

格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室正圧化装置により加圧し、中央制御室待避室の居住性を確保するための手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合^{※1}で、中央制御室換気系による加圧運転を実施した場合。

※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。

b．操作手順

中央制御室待避室の中央制御室待避室正圧化装置による加圧手順の概要は以下のとおり。

中央制御室待避室を加圧するための中央制御室待避室正圧化装置の

概要を第 1.16-11 図に、タイムチャートを第 1.16-12 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、炉心損傷時の中央制御室換気系による中央制御室内の加圧操作後に、現場運転員に中央制御室待避室の加圧準備を指示する。
- ②現場運転員 D 及び E は、廃棄物処理建物 1 階会議室、運転員控室及び消火用ボンベ室に設置した中央制御室空気供給系空気ボンベラック出口止め弁及び中央制御室空気供給系 1 次減圧弁入口弁を開操作し、中央制御室待避室の加圧準備を完了する（第 1.16-11 図 中央制御室待避室正圧化装置概要）。
- ③当直副長は、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント実施予測時刻の約 20 分前に、中央制御室運転員に中央制御室待避室の加圧を指示する。
- ④中央制御室運転員 A は、中央制御室待避室内に設置された中央制御室空気供給系出口止め弁を開操作し、中央制御室待避室の正圧化を開始する（第 1.16-11 図 中央制御室待避室正圧化装置概要）。
- ⑤当直副長は、中央制御室運転員に中央制御室待避室の圧力を隣接区画より正圧に維持するよう指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら、中央制御室空気供給系流量調節弁を操作し、中央制御室待避室圧力を隣接区画より正圧に維持する。

c. 操作の成立性

中央制御室待避室の加圧準備操作は、中央制御室換気系による加圧運転後に実施し、現場運転員 2 名にて 30 分以内で対応可能である。

中央制御室待避室の加圧操作は、当直副長の加圧操作指示後（格納容器フィルタベント系による格納容器ベント実施予測時刻の約 20 分前）、中央制御室運転員 1 名にて 5 分以内で対応可能である。

(3) 中央制御室の照明を確保する手順

中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室の照明が使用できない場合において、LEDライト（三脚タイプ）により照明を確保する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失や電気系統の故障により、中央制御室の照明が使用できないと当直副長が確認した場合。

b. 操作手順

全交流動力電源喪失時のLEDライト（三脚タイプ）の設置手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16-13図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に中央制御室の照明を確保するため、LEDライト（三脚タイプ）の設置を指示する。

②現場運転員Bは、LEDライト（三脚タイプ）を設置するとともに点灯を確認し、LEDライト（三脚タイプ）の内蔵蓄電池により中央制御室の照明を確保する。なお、常設代替交流電源設備による給電再開後においても非常用照明が使用できない場合に備え、LEDライト（三脚タイプ）を常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車より給電可能な緊急用コンセントに接続する。

c. 操作の成立性

上記のLEDライト（三脚タイプ）の設置・点灯操作は、現場運転員1名で実施し、10分以内で対応可能である。

(4) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素の濃度測定及び管理を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

中央制御室換気系が系統隔離運転中等, 中央制御室外気取入調節弁, 中央制御室給気外側隔離弁, 中央制御室給気内側隔離弁のうちいずれかが全閉となったことを当直副長が確認した場合。

b. 操作手順

中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

- ①当直副長は, 手順着手の判断基準に基づき, 中央制御室運転員に中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は, 酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて, 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を開始する。
- ③当直副長は, 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度を適宜確認し, 酸素濃度が許容濃度の18%を下回る, 又は二酸化炭素濃度が許容濃度の0.5%を上回るおそれがある場合は, 運転員に中央制御室給排気隔離弁の開閉を指示する。
- ④中央制御室運転員 A は, 中央制御室給排気隔離弁を開閉操作し, 酸素及び二酸化炭素の濃度調整を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室の対応は, 中央制御室運転員 1 名で実施し, 中央制御室給排気隔離弁の開操作まで行った場合でも 10 分以内で対応可能である。

(5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から, 中央制御室待避室に LED ライト (ランタンタイプ) を設置する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合^{※1}。

※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。

b. 操作手順

中央制御室待避室にLEDライト（ランタンタイプ）を設置する手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16-12 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に中央制御室待避室の照明の設置を指示する。

②現場運転員Dは、LEDライト（ランタンタイプ）をあらかじめ定められた場所に設置し、中央制御室待避室使用時に点灯できるよう準備する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、中央制御室待避室の準備作業を実施後に現場運転員1名で実施し、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の起動操作と合わせて10分以内で対応可能である。

(6) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から、中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定及び管理を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

運転員が中央制御室待避室へ待避した場合。

b. 操作手順

中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度を測定・管理する手順の概要は以下のとおり。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を指示する。

②中央制御室運転員Aは、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定を開始する。

③中央制御室運転員Aは、中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素

の濃度を適宜確認し，中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の19%を下回る，又は二酸化炭素濃度が許容濃度の1.0%を上回るおそれがある場合は，中央制御室待避室圧力を隣接区画より正圧に維持しながら，流量調節弁を開閉操作し，酸素及び二酸化炭素の濃度調整を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は，中央制御室運転員が中央制御室待避室へ待避した場合に中央制御室運転員1名で行うことが可能である。

酸素及び二酸化炭素の濃度調整が必要となった場合は，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計確認後，5分以内で調整開始が可能である。

(7) 中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順

運転員が中央制御室待避室に待避後も，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）にてプラントパラメータを継続して監視できるよう手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合^{※1}。

※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。

b. 操作手順

中央制御室待避室にて，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を起動し，監視する手順の概要は以下のとおり。プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）に関するデータ伝送の概要を第1.16-14図に，タイムチャートを第1.16-12図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員にプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の起動、パラメータ監視を指示する。

②現場運転員Dは、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を電源及びネットワークケーブルに接続し、端末を起動し、プラントパラメータの監視準備を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は、中央制御室の照明確保、中央制御室待避室の準備作業を実施後に現場運転員1名で実施し、中央制御室待避室の照明の確保操作と合わせて10分以内で対応可能である。

(8) その他の放射線防護措置等に関する手順等

a. 炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順

炉心損傷の判断後に運転員が中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する場合において、全面マスク等（電動ファン付き全面マスク又は全面マスク）を着用する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合^{※1}。

※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。

(b) 操作手順

炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順の概要は以下のとおり。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、炉心損傷後に中央制御室に滞在する場合、又は現場作業を実施する場合において、運転員に全面マスク等着用を指示する。

②運転員は、全面マスク等の使用前点検を行い、異常がある場合は予備品と交換する。運転員は、全面マスク等を着用しリークチェックを行う。

(c) 操作の成立性

全交流動力電源喪失時においても、内蔵蓄電池又は代替交流電源設備より受電可能なLEDライト（三脚タイプ）を設置することで照明を確保できるため、全面マスク等の着用は対応可能である。

b. 放射線防護に関する教育等

定期事業者検査等においてマスク着用の機会があることから、基本的にマスクの着用に関して習熟している。

また、放射線業務従事者指定時及び定期的に、放射線防護に関する教育・訓練を実施している。講師による指導のもと、フィッティングテスターを使用したマスク着用訓練において、漏れ率（フィルタ透過率を含む）2%を担保できるよう正しくマスクを着用できることを確認する。

c. 重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

炉心損傷が予想される事態となった場合、又は炉心損傷の徴候が見られた場合、運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、長期的な保安確保の観点から運転員の交替要員体制を整備する。交替要員体制は、交替要員として通常勤務帯の運転員を当直交替サイクルに充当する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。また、運転員について運転員交替に伴う移動時の放射線防護措置や、チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

(9) その他の手順項目にて考慮する手順

格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施手順は「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。

代替交流電源設備による中央制御室の電源への給電に関する手順は

「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

中央制御室，屋内現場，緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な箇所と通信連絡を行う手順は，「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

(10) 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フローチャートを第 1.16-15 図に示す。

中央制御室の照明は，設計基準対象施設である非常用照明を優先して使用する。非常用照明が使用できない場合は，LEDライト（三脚タイプ）を設置し，照明を確保する。常設代替交流電源設備からの給電開始後においても非常用照明が使用できない場合は，LEDライト（三脚タイプ）を代替交流電源設備からの給電に切り替え，引き続き中央制御室の照明を確保する。

(11) 現場操作のアクセス性

中央制御室の居住性を確保するための操作のうち現場操作が必要なものは，中央制御室換気系運転の以下の操作である。

- ・中央制御室換気系の加圧運転時において，中央制御室給気内側隔離弁及び中央制御室給気外側隔離弁の操作

上記操作は，廃棄物処理建物 2 階中央制御室非常用再循環処理装置室での操作のため，当該箇所へのアクセスルートを図 1.16-16 に示す。

中央制御室待避室の居住性を確保するための操作のうち現場操作が必要なものは，中央制御室待避室正圧化装置の準備のうち以下の操作である。

- ・中央制御室空気供給系空気ボンベラック出口止め弁及び中央制御室空気供給系 1 次減圧弁入口弁の手動開操作

上記操作は，廃棄物処理建物 1 階会議室，運転員控室，及び消火用ボ

ンベ室での操作のため、当該箇所へのアクセスルートを図 1.16-17 に示す。

上記の現場操作が必要な箇所へのアクセス性については、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。

(12) 操作の成立性

中央制御室及び中央制御室待避室の居住性を確保するための設備である中央制御室換気系を加圧運転する際に使用する設備、中央制御室待避室正圧化装置の使用又は準備は、炉心損傷の確認が起因となっており、当該操作は運転員の被ばく防護の観点から、事象発生後の短い時間で対応することが望ましい。よって、現状の有効性評価シーケンスにおいて、炉心損傷が起こるシーケンスである「冷却材喪失（大破断 L O C A）＋ E C C S 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」の事象発生以降のタイムチャート（図 1.16-18）で作業の全体像と必要な要員数を示し、作業項目の成立性を確認した。

1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1) チェンジングエリアの設営及び運用手順

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設営する手順を整備する。

チェンジングエリアには、防護具を脱衣する脱衣エリア、放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア、汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け、緊急時対策要員が汚染検査及び除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。除染エリアは、サーベイエリアに隣接して設置し、除染は、ウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡

易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。また、チェンジングエリア設営場所付近の全照明が消灯した場合は、チェンジングエリア用照明を設置する。

a. 手順着手の判断基準

当直副長が、「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象が発生したと判断した後、緊急時対策本部が事象進展の状況（炉心損傷を当直副長が判断した場合^{※1}等）、参集済みの要員数及び緊急時対策要員が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリアの設営を行うと判断した場合。

※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。

b. 操作手順

チェンジングエリアを設営するための手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.16-19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、緊急時対策要員に中央制御室の出入口付近に、チェンジングエリアの設営を指示する。
- ②緊急時対策要員は、チェンジングエリア設営場所の照明が確保されていない場合、チェンジングエリア用照明を設置し、照明を確保する。
- ③緊急時対策要員は、チェンジングエリア用資機材を移動し、床・壁等を養生シート及びテープを用い隙間なく養生した後、パネルを取り付けることにより設置する。

④緊急時対策要員は、各エリアの間にバリア、入口に粘着マット等を設置する。

⑤緊急時対策要員は、簡易シャワー等を設置する。

⑥緊急時対策要員は、脱衣回収箱、GM汚染サーベイ・メータ等を必要な箇所に設置する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策要員2名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで2時間以内で対応可能である。

(2) 現場操作のアクセス性

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための対応のうち現場対応が必要なものは、チェン징エリアの設置である。

・チェン징エリアの設置

上記作業は、タービン建物2階運転員控室前通路帯での作業のため、当該箇所へのアクセスルートを第1.16-20図に示す。

上記、現場操作が必要な箇所へのアクセス性については、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。

1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等

(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

a. 非常用ガス処理系起動手順

原子炉建物原子炉棟を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建物原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを低減するために非常用ガス処理系を起動する手順を整備する。

全交流動力電源喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流

電源設備である高圧発電機車により非常用ガス処理系の電源を確保する。

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

(a) 交流動力電源が正常な場合の運転手順

i 手順着手の判断基準

原子炉棟排気放射線高，燃料取替階放射線高，格納容器圧力高及び原子炉水位低(レベル3)のいずれかの信号が発生した場合。

ii 操作手順

非常用ガス処理系を起動する手順は以下のとおり。非常用ガス処理系の概要図を第 1.16-21 図に，タイムチャートを第 1.16-22 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ガス処理系の自動起動の確認を指示する。

②中央制御室運転員 A は，非常用ガス処理系排気ファン起動によって，S G T 排風機入口弁，S G T 入口弁及び R / B 連絡弁が全開，S G T 出口弁が調整開，R / B 給排気隔離弁が全閉となることを確認する。

③中央制御室運転員 A は，非常用ガス処理系の運転が開始されたことを非常用ガス処理系系統流量指示値の上昇及び原子炉建物外気差圧指示値が負圧であることにより確認し当直副長に報告するとともに，原子炉建物外気差圧指示値を規定値で維持する。非常用ガス処理系を起動する際に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開閉状態を確認し，開放状態になっている場合は，「c. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順」に従い原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を閉止する。

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非常用ガス処理系の自動起動信号による起動まで 5 分以内で対応可能である。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の中央制御室からの閉止操作については、運転員 1 名にて 5 分以内で対応可能である。

(b) 全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

全交流動力電源喪失等により非常用ガス処理系が自動起動しない場合に非常用ガス処理系を手動で起動する手順を整備する。

全交流動力電源喪失時には、非常用ガス処理系が停止中であるため、代替交流電源設備により C/C C 系又は C/C D 系が受電されたことを確認した後、非常用ガス処理系を起動する。

なお、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放した場合は、「c. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順」に従い原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を閉止する。

i 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失等により、非常用ガス処理系が自動起動せず、原子炉建物空調換気系が全停している場合。全交流動力電源喪失後には、代替交流電源設備により緊急用 M/C が受電され、緊急用 M/C から C/C C 系又は C/C D 系が受電完了した場合。

ii 操作手順

全交流動力電源喪失により非常用ガス処理系が停止している場合に、非常用ガス処理系を起動する手順は以下のとおり。非常用ガス処理系の概要図を第 1.16-21 図に、タイムチャートを第 1.16-23 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

員に非常用ガス処理系の起動の準備を開始するよう指示する。

②中央制御室運転員Aは、中央制御室にて原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの閉止確認、R/B給排気隔離弁の全閉、R/B連絡弁の全開操作を実施し、非常用ガス処理系排気ファンを起動することによって、SGT排風機入口弁及びSGT入口弁が全開、SGT出口弁が調整開となることを確認する。

③中央制御室運転員Aは、非常用ガス処理系の運転が開始されたことを非常用ガス処理系系統流量指示値の上昇及び原子炉建物外気差圧指示値が負圧であることにより確認し当直副長に報告するとともに、原子炉建物外気差圧指示値を規定値で維持する。非常用ガス処理系を起動する際に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開閉状態を確認し、開放状態になっている場合は、「c. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順」に従い原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を閉止する。

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非常用ガス処理系の起動まで10分以内で対応可能である。

b. 非常用ガス処理系停止手順

非常用ガス処理系が運転中に、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避するため、非常用ガス処理系を停止する。

(a) 手順着手の判断基準

非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度が、1.8vol%に到達した場合。

(b) 操作手順

非常用ガス処理系を停止する手順は以下のとおり。非常用ガス処理系の概要図を第 1.16-21 図に、タイムチャートを第 1.16-24 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ガス処理系の停止準備を開始するよう指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、非常用ガス処理系排気ファンのコントロールスイッチを「引保持」とし、非常用ガス処理系排気ファンが停止することによって、S G T 排風機入口弁、S G T 入口弁及び S G T 出口弁が全閉となることを確認する。
- ③中央制御室運転員 A は、R / B 連絡弁の全閉操作を実施する。
- ④中央制御室運転員 A は、非常用ガス処理系の停止操作が完了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ガス処理系の停止まで 5 分以内で対応可能である。

c. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順

原子炉建物原子炉棟は、重大事故等時においても、非常用ガス処理系により、内部の負圧を確保することができる。原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建物に設置する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが非常用ガス処理系の運転が必要な時に開放状態となっている場合は、内部の負圧を確保するために閉止する。

【中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順】

(a) 手順着手の判断基準

以下の条件がすべて成立した場合。

- ・非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合。
- ・炉心損傷を当直副長が判断した場合^{※1}。
- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合。

※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。

(b) 操作手順

中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止する手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.16-25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Aに、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、操作スイッチにより原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員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建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作まで5分以内で対応可能である。

【現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順】

(a) 手順着手の判断基準

以下の条件がすべて成立した場合。

- ・炉心が健全であることを確認した場合。
- ・非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては、漏えい

- い箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合。
- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合。
 - ・中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作ができない場合。

(b) 操作手順

現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止する手順は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16-26 図に示す。

- ①当直長は、緊急時対策本部に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を依頼する。
- ②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を指示する。
- ③緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部へ移動後、人力での操作により、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を閉止する。
- ④緊急時対策要員は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作完了を緊急時対策本部経由で当直長へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 2 名で実施し、作業開始を判断してから各ブローアウトパネル閉止装置 1 個あたり 2 時間以内に対応可能である。

(2) 現場操作のアクセス性

被ばく線量の低減のための操作のうち現場操作が必要なものは、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止のうち以下の操作である。

- ・現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止操作
- 上記操作は、原子炉建物 4 階での操作のため、当該箇所へのアクセスルートを第 1.16-27 図に示す。

上記の現場操作が必要な箇所へのアクセス性については、外部起因事象として地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し、アクセス性に影響がないことを確認した。

第1.16-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧(1 / 3)

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
-	居住性の確保	中央制御室遮蔽	-
		再循環用ファン チャコール・フィルタ・プースタ・ファン 非常用チャコール・フィルタ・ユニット 中央制御室換気系弁 (中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側 隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排 気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁) 中央制御室換気系ダクト	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 「MCRによる居住性確保」
		中央制御室待避室遮蔽	-
		中央制御室待避室正圧化装置(空気ボンベ) 中央制御室待避室正圧化装置(配管・弁)	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 「待避室の居住性確保」
		LEDライト(三脚タイプ)	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 「中央制御室の居住性確保」
		中央制御室差圧計	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 「MCRによる居住性確保」
		待避室差圧計	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 「待避室の居住性確保」

対応手段，対応設備，手順書一覧(2 / 3)

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
-	居住性の確保	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計	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 「中央制御室の居住性確保」 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 「待避室の居住性確保」
		無線通信設備（固定型） 無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ）	AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」
		衛星電話設備（固定型） 衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ）	AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」
		プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	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 「待避室の居住性確保」
		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}	-
		非常用照明	-
		LEDライト（ランタンタイプ）	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 「待避室の居住性確保」

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧(3 / 3)

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
-	汚染の持ち込み防止	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	重大事故等対処設備	-
		防護具(全面マスク等)及びチェンジングエリア用資機材	資機材	原子力災害対策手順書 「中央制御室チェンジングエリアの設営及び運用」
-	運転員等の被ばく低減	非常用ガス処理系排気ファン 前置ガス処理装置 後置ガス処理装置 非常用ガス処理系配管・弁 非常用ガス処理系排気管 原子炉建物原子炉棟 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	重大事故等対処設備	AM設備別操作要領書 「SGTによる放射性物質除去」
		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		-

※1 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.16-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/4)

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)	
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 中央制御室換気系設備の運転手順等 a-1. 中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順			
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 「MCRによる居住性確保」	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 HPCS-メタクラ母線電圧
		信号	原子炉棟排気高レンジモニタ 燃料取替階モニタ 換気系モニタ
	操作	中央制御室換気系の運転	—
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 中央制御室換気系設備の運転手順等 a-2. 炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転の実施手順			
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 「MCRによる居住性確保」	判断基準	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) 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)
	操作	中央制御室内加圧状態の監視	中央制御室差圧
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 中央制御室換気系設備の運転手順等 a-3. 炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順 b-3. 炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順			
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 「MCRによる居住性確保」	判断基準	中央制御室待避室正圧化装置による加圧	待避室差圧計
	操作	中央制御室換気系の運転	—
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 中央制御室換気系設備の運転手順等 a-4. 中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順 b-4. 中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順			
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 「MCRによる居住性確保」	判断基準	中央制御室待避室からの退出	—
	操作	中央制御室内加圧状態の監視	中央制御室差圧

監視計器一覧(2 / 4)

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)
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 中央制御室換気系設備の運転手順等 b-1. 中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順		
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 「MCRによる居住性確保」	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 HPCS-メタクラ母線電圧
	操作	中央制御室換気系の運転 —
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 中央制御室換気系設備の運転手順等 b-2. 炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転の実施手順		
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 「MCRによる居住性確保」	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 HPCS-メタクラ母線電圧
	判断基準	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) 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)
	判断基準	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度(SA)
	操作	中央制御室内加圧状態の監視 中央制御室差圧
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (2) 中央制御室待避室の準備手順		
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 「待避室の居住性確保」	判断基準	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) 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)
	判断基準	原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度(SA)
操作	中央制御室待避室正圧化 中央制御室待避室差圧 中央制御室待避室空気ポンベ圧力	
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (3) 中央制御室の照明を確保する手順		
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 「中央制御室の居住性確保」	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 HPCS-メタクラ母線電圧
	操作	LEDライト(三脚タイプ)の設置 —

監視計器一覧(3/4)

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)
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等			
(4) 中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順			
事故時操作要領書(徴候ベース) 「電源復旧」	判断基準	中央制御室換気系の運転状態	—
AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」	操作	中央制御室内の環境監視	酸素濃度 二酸化炭素濃度
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等			
(5) 中央制御室待避室の照明を確保する手順			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準	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) 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)
AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)
	操作	LEDライト(ランタンタイプ)の設置	—
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等			
(6) 中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準	中央制御室待避室内の環境監視	待避室差圧計
AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」	操作	中央制御室待避室内の環境監視	酸素濃度 二酸化炭素濃度
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等			
(7) 中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準	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) 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)
AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)
	操作	プラントパラメータ監視装置の設置	—
1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等			
(1) チェンジングエリアの設営及び運用手順			
原子力災害対策手順書 「中央制御室チェンジングエリアの設営及び運用」	判断基準	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) 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)
	操作	チェンジングエリアの設営	—

監視計器一覧(4 / 4)

1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等

(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

a. 非常用ガス処理系起動手順

AM設備別操作要領書 「SGTによる放射性物質除去」	判断基準	原子炉建物内の放射線量率	原子炉棟排気高レンジモニタ 燃料取替階モニタ
		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)
	操作	原子炉建物内の外気差圧	原子炉建物外気差圧 非常用ガス処理系系統流量

1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等

(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

b. 非常用ガス処理系停止手順

AM設備別操作要領書 「SGTによる放射性物質除去」	判断基準	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度
	操作	原子炉建物内の外気差圧	原子炉建物外気差圧 非常用ガス処理系系統流量

1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等

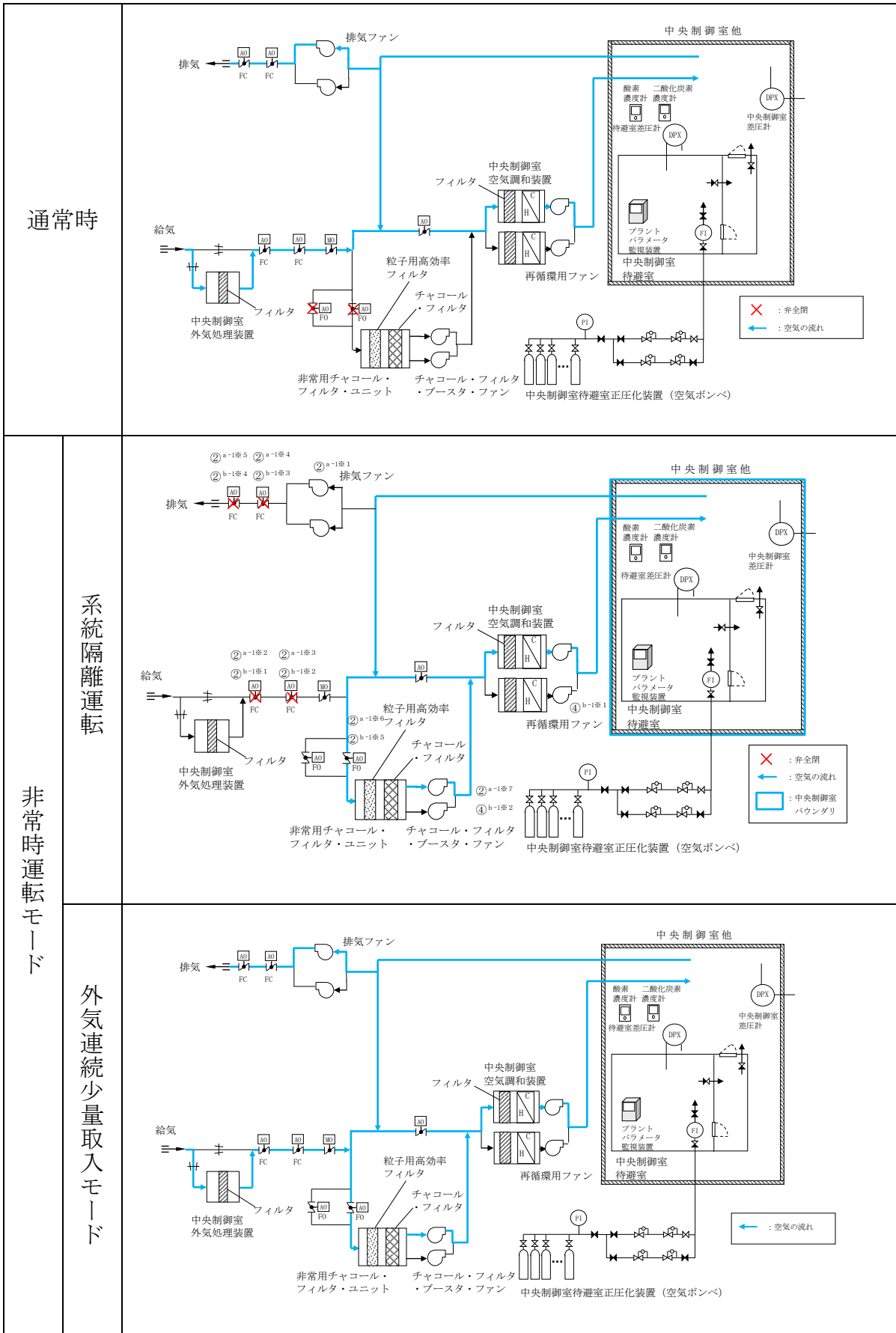
(1) 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

c. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順

AM設備別操作要領書 「SGTによる放射性物質除去」	判断基準	非常用ガス処理系の運転状態	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧完了確認	原子炉水位 (広帯域) 原子炉圧力 エリア放射線モニタ
		電源	SA-C/C母線電圧
		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) 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)
		原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開閉状態	ブローアウトパネル開閉状態表示
	操作	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

第1.16-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	給電対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等</p>	再循環用ファン	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 L/C C系 L/C D系
	チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系
	LEDライト（三脚タイプ）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C D系
	プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C D系
	非常用ガス処理系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 SA-C/C



操作手順	名称
② ^{a-1※1}	排気ファン
② ^{a-1※2} ② ^{b-1※1}	中央制御室給気外側隔離弁
② ^{a-1※3} ② ^{b-1※2}	中央制御室給気内側隔離弁
② ^{a-1※4} ② ^{b-1※3}	中央制御室排気内側隔離弁
② ^{a-1※5} ② ^{b-1※4}	中央制御室排気外側隔離弁
② ^{a-1※6} ② ^{b-1※5}	中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁
② ^{a-1※7} ④ ^{b-1※2}	チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン
④ ^{b-1※1}	再循環用ファン

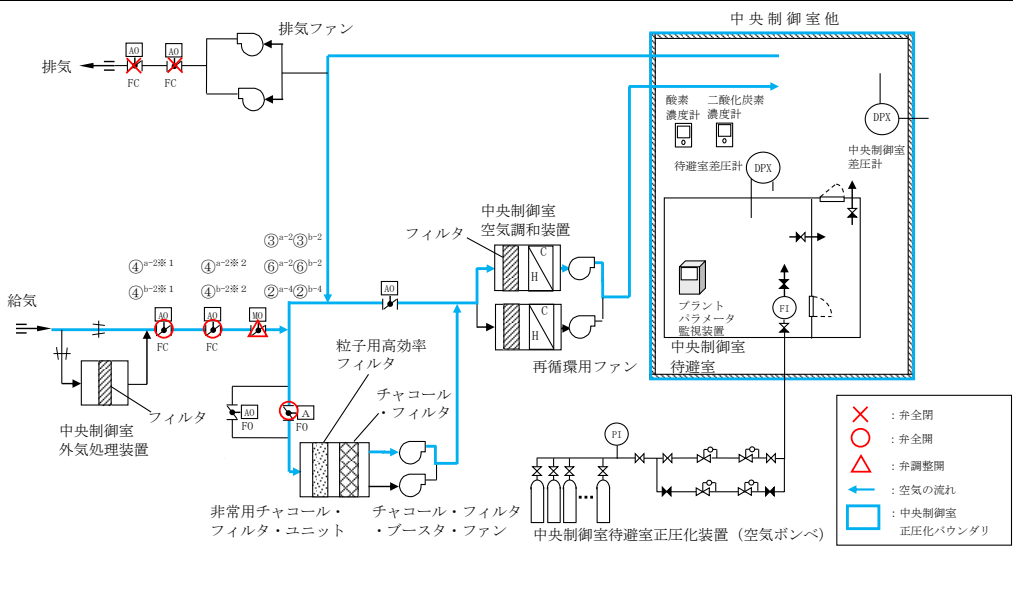
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^{a-1※1}~ : a-1 は交流動力電源が正常な場合の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順, b-1 は全交流動力電源が喪失した場合の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順を示す。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。

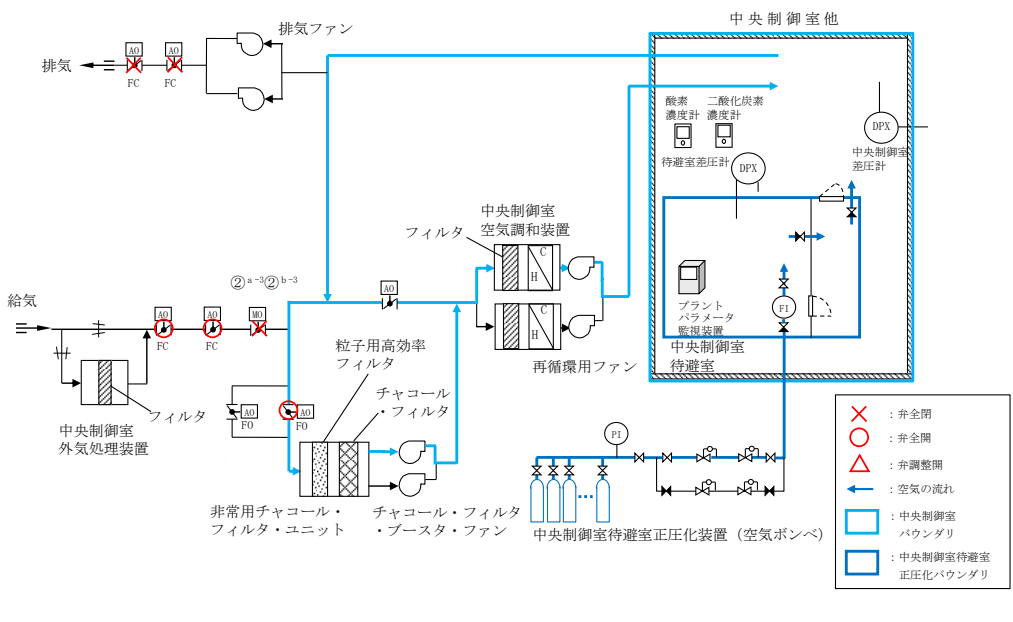
第 1.16-1 図 運転モードごとの中央制御室換気系概要図(1 / 2)

非常時運転モード

加圧運転（プルーム通過前及びプルーム通過後）



系統隔離運転（プルーム通過中）

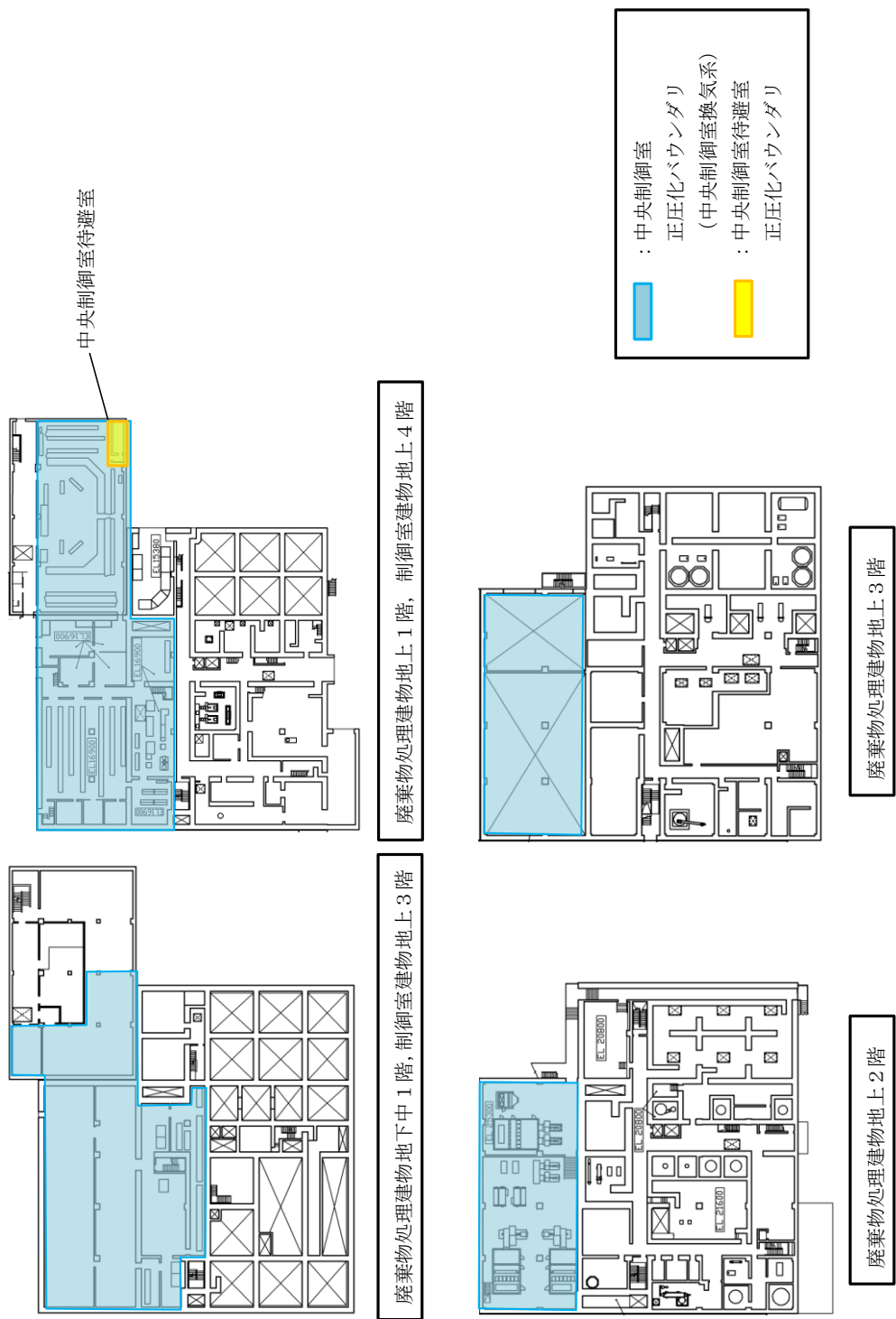


操作手順	名称
④ ^{a-2※1} ④ ^{b-2※1}	中央制御室給気外側隔離弁
④ ^{a-2※2} ④ ^{b-2※2}	中央制御室給気内側隔離弁
③ ^{a-2} ⑥ ^{a-2} ② ^{a-3} ② ^{a-4} ③ ^{b-2} ⑥ ^{b-2} ② ^{b-3} ② ^{b-4}	中央制御室外気取入調節弁

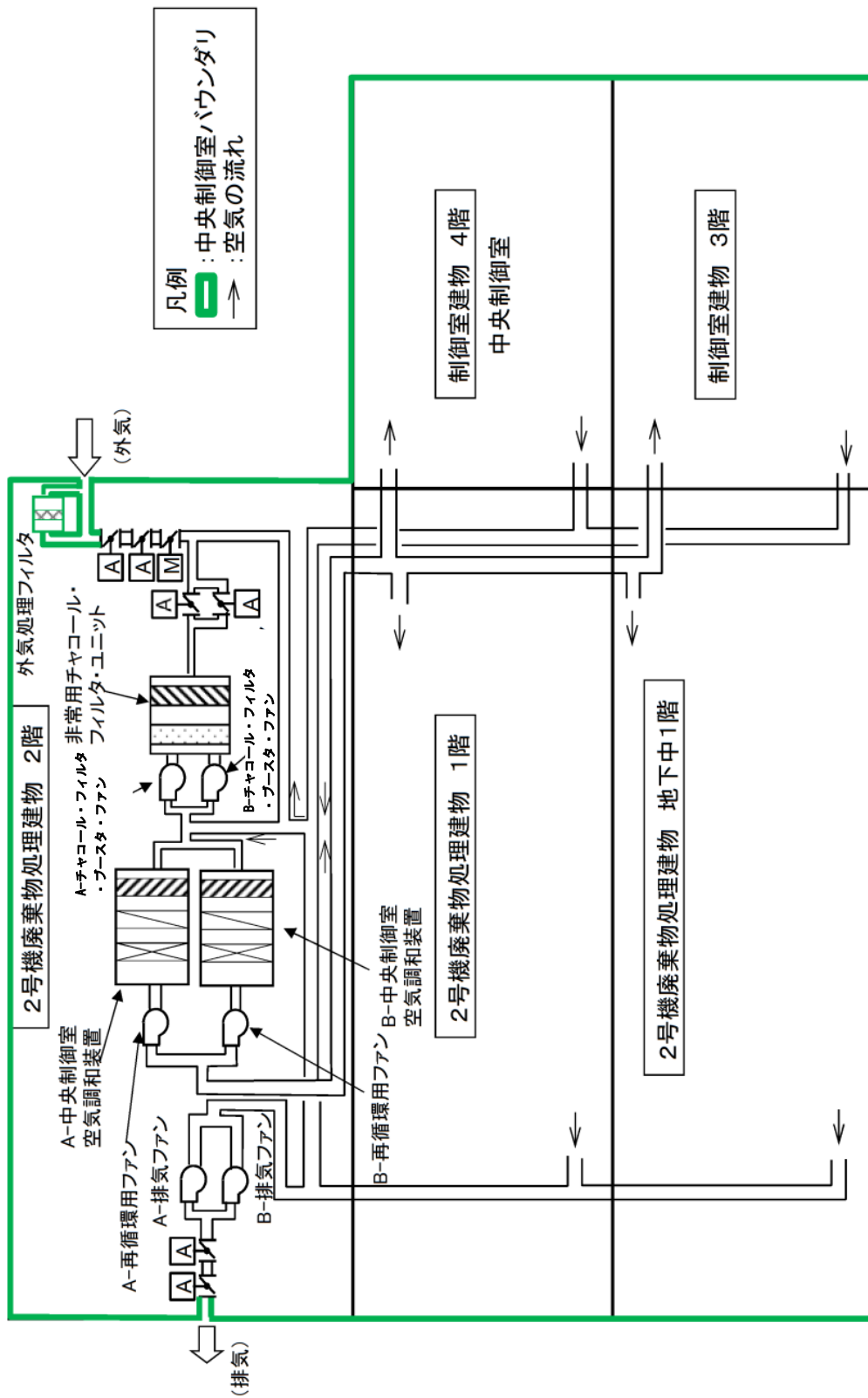
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^{a-2※1} ~ : a-2 は交流動力電源が正常な場合の中央制御室換気系加圧運転の実施手順, b-2 は全交流動力電源が喪失した場合の中央制御室換気系加圧運転の実施手順, a-3 は交流動力電源が正常な場合の格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順, b-3 は全交流動力電源が喪失した場合の格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順, a-4 は交流動力電源が正常な場合の中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順, b-4 は全交流動力電源が喪失した場合の中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順を示す。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。なお, a-2 及び b-2 の②系統隔離運転の系統構成については第 1.16-1 図 運転モードごとの中央制御室換気系概要図(1 / 2)と同様の為省略。

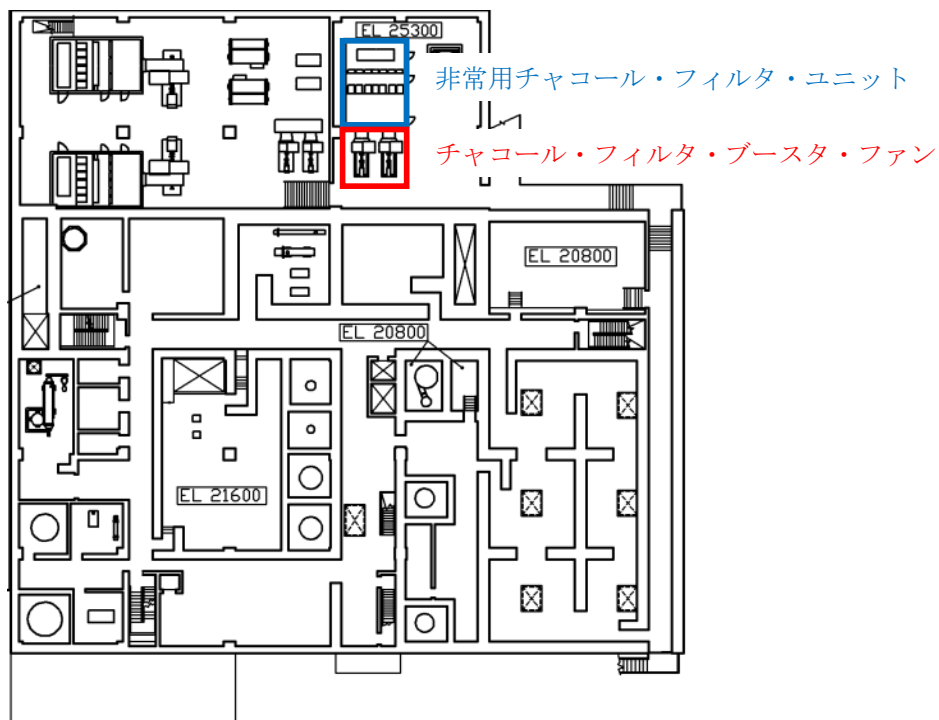
第 1.16-1 図 運転モードごとの中央制御室換気系概要図(2 / 2)



第 1.16-2 図 中央制御室, 中央制御室待避室の正圧化バウンダリ構成図 (1 / 2)



第 1.16-2 図 中央制御室，中央制御室待避室の正圧化バウンダリ構成図（2 / 2）



チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン



非常用チャコール・フィルタ・ユニット

第 1.16-3 図 チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニット配置図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		
中央制御室換気系の加圧運転 (交流動力電源が正常で中央制御室換気系が通 常運転している場合)	要員(数) 中央制御室運転員A 現場運転員D及びE	40分 中央制御室換気系 ▽ 加圧運転実施													
		1	系統構成(系統隔離運転実施)												
	2													中央制御室換気系給気隔離弁開操作	

第 1.16-5 図 中央制御室換気系の加圧運転 タイムチャート
(交流動力電源が正常で中央制御室換気系が通常運転している場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考		
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60			
中央制御室換気系の加圧運転 (交流動力電源が正常で中央制御室換気系が系統隔離運転している場合)	要員(数) 中央制御室運転員A 現場運転員D及びE	40分 中央制御室換気系 ▽ 加圧運転実施														
		1	系統構成(系統隔離運転実施)													
															中央制御室外気取入調節弁開操作	
															中央制御室換気系給気隔離弁開操作	

第 1.16-6 図 中央制御室換気系の加圧運転 タイムチャート
(交流動力電源が正常で中央制御室換気系が系統隔離運転している場合)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)											備考
	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	
手順の項目	▽ 中央制御室待避室加圧操作完了 ▽ 5分 中央制御室換気系 系統隔離運転実施											
要員(数)	中央制御室外気取入調節弁閉操作											
中央制御室換気系の系統隔離運転 (炉心損傷後に格納容器ベントを実施する場 合)	1											

第 1.16-7 図 中央制御室換気系の系統隔離運転 タイムチャート
(炉心損傷後に格納容器ベントを実施する場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60				
	要員(数)	▽ 5分 中央制御室換気系 加圧運転実施															
中央制御室換気系の加圧運転 (中央制御室待避室から退出した場合)	中央制御室運転員 A	1															

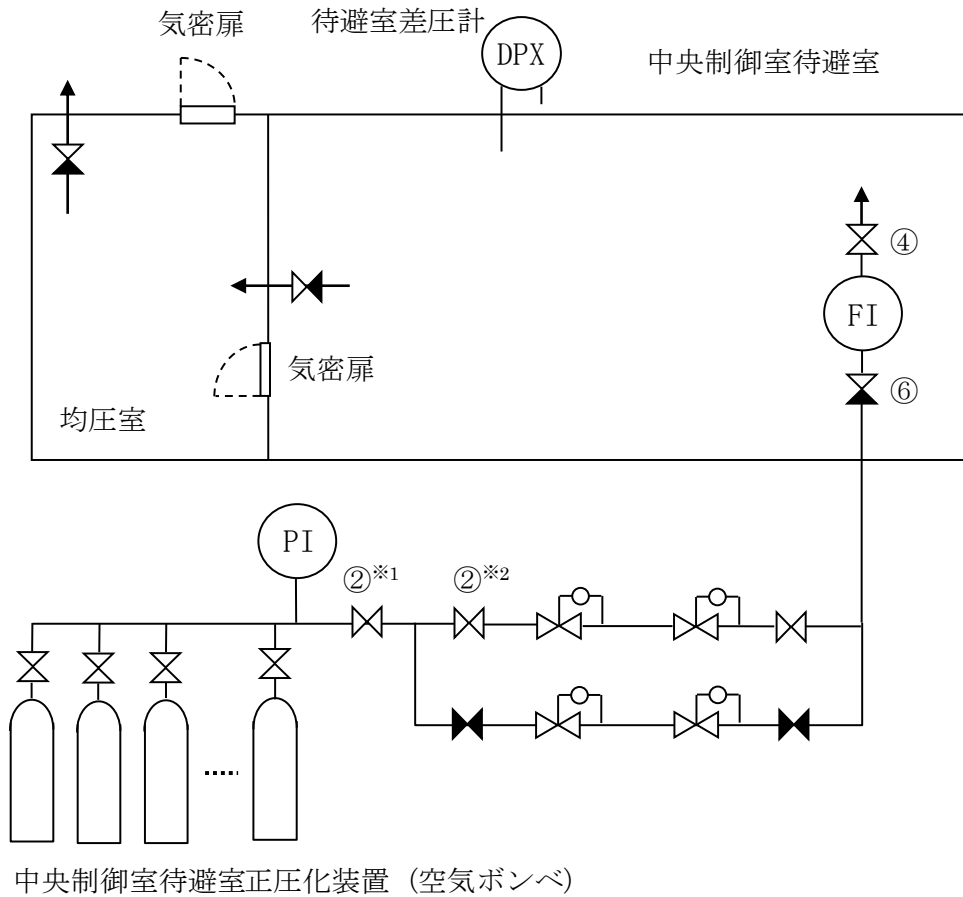
第 1.16-8 図 中央制御室換気系の加圧運転 タイムチャート
(中央制御室待避室から退出した場合)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考					
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55		60				
手順の項目	要員(数)	交流電源確保 ▽ 20分 中央制御室換気系 系統隔離運転の実施																
中央制御室換気系の系統隔離運転 (全交流動力電源が喪失した場合)	中央制御室運転員A 1																	

第 1.16-9 図 中央制御室換気系系統隔離運転の手动起動 タイムチャート
(全交流動力電源が喪失した場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	
中央制御室換気系の加圧運転 (全交流動力電源が喪失した場合)	要員(教)	40分 中央制御室換気系 ▽ 加圧運転実施												
	中央制御室運転員A	交流電源確保 ▽												
中央制御室換気系の加圧運転 (全交流動力電源が喪失した場合)	1	系統構成 (系統隔離運転実施)												
	現場運転員D及びE	中央制御室外気取入調節弁開操作 中央制御室換気系給気隔離弁開操作												

第 1.16-10 図 中央制御室換気系の加圧運転 タイムチャート
(全交流動力電源が喪失した場合)



操作手順	名称
②*1	中央制御室空気供給系空気ボンベラック出口止め弁
②*2	中央制御室空気供給系1次減圧弁入口弁
④	中央制御室空気供給系出口止め弁
⑥	中央制御室空気供給系流量調節弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

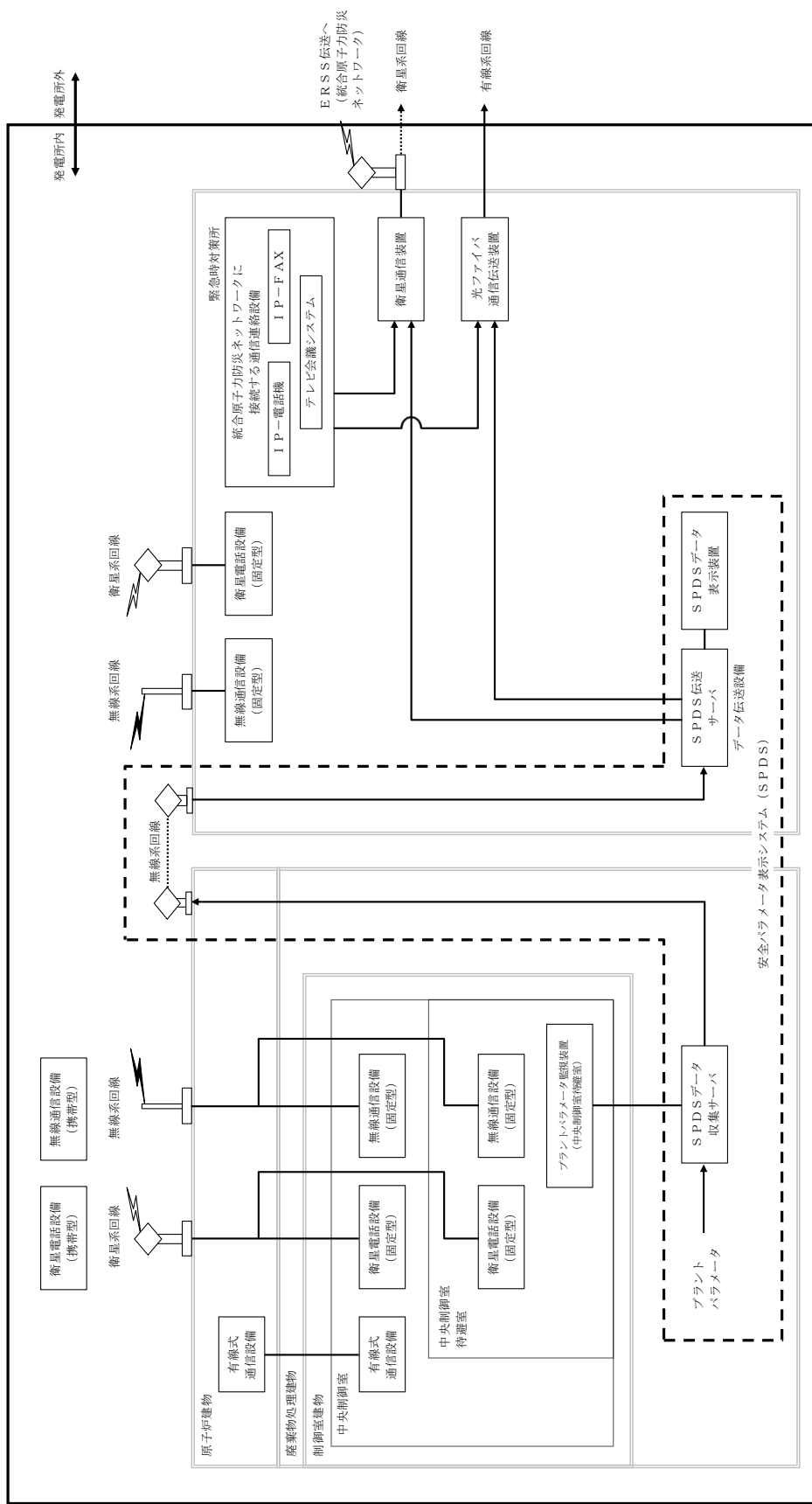
第 1.16-11 図 中央制御室待避室正圧化装置概要

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	
中央制御室待避室による居住性の確保	要員(数)	中央制御室加圧運転を開始						中央制御室待避室の加圧開始 ▽
		30分 加圧準備完了						
	現場運転員D及びE	中央制御室待避室の加圧準備操作						▽
	現場運転員D	LEDライト(ファンライト)及びフライトハイメー監視装置の設置及び起動						▽
	中央制御室運転員A	中央制御室待避室の加圧						▽
		ペンント実施予測時刻的20分前						
		5分 中央制御室待避室の加圧開始						
		ペンント実施予測時刻						

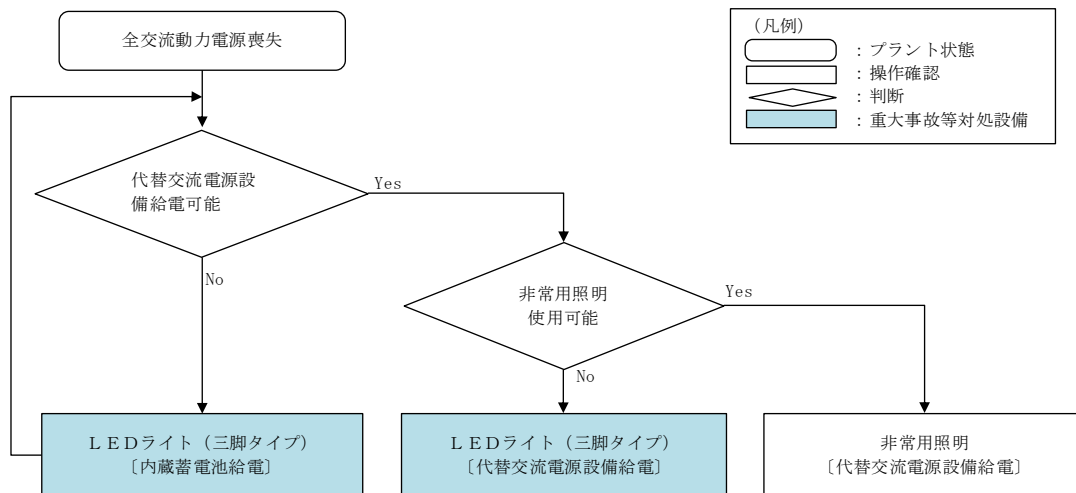
第 1.16-12 図 中央制御室待避室による居住性の確保のタイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	
手順の項目	10分 中央制御室の照明確保完了 ▽												
中央制御室の照明確保	要員(数)												
	現場運転員B												1
		LEDライト (三脚タイプ) の設置及び点灯											

第 1.16-13 図 中央制御室の照明確保 タイムチャート

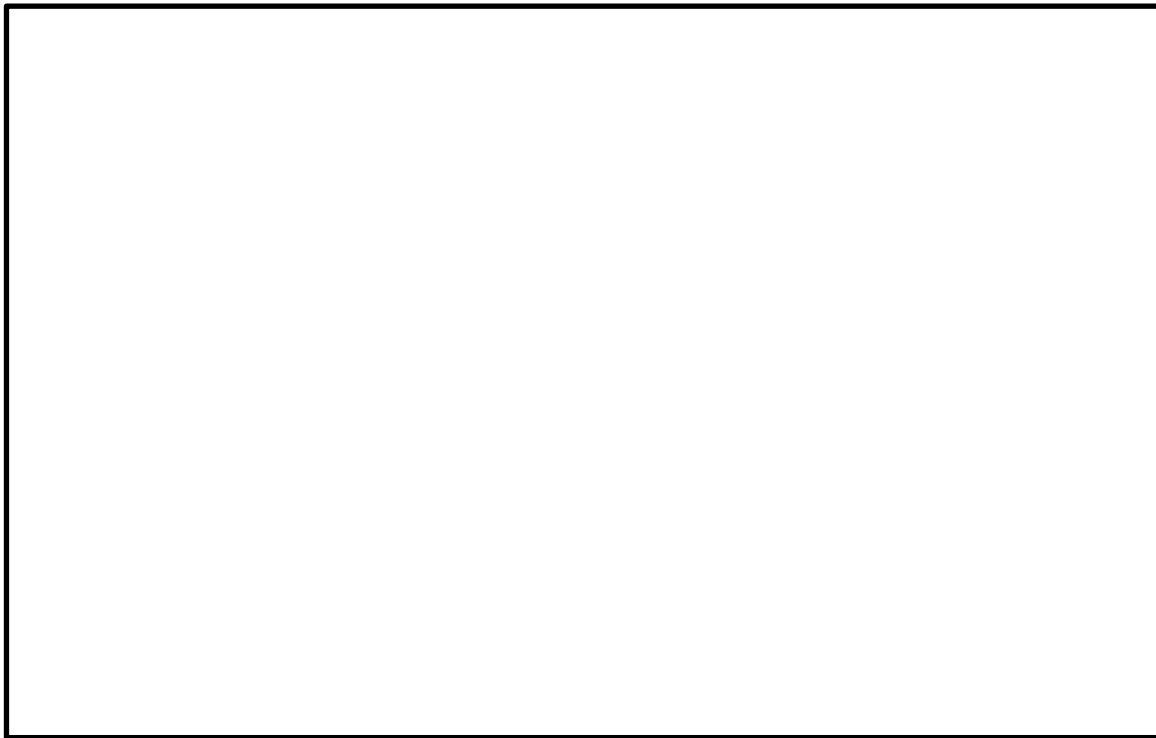


第 1.16-14 図 プラントパラメータ監視装置に関するデータ伝送の概要

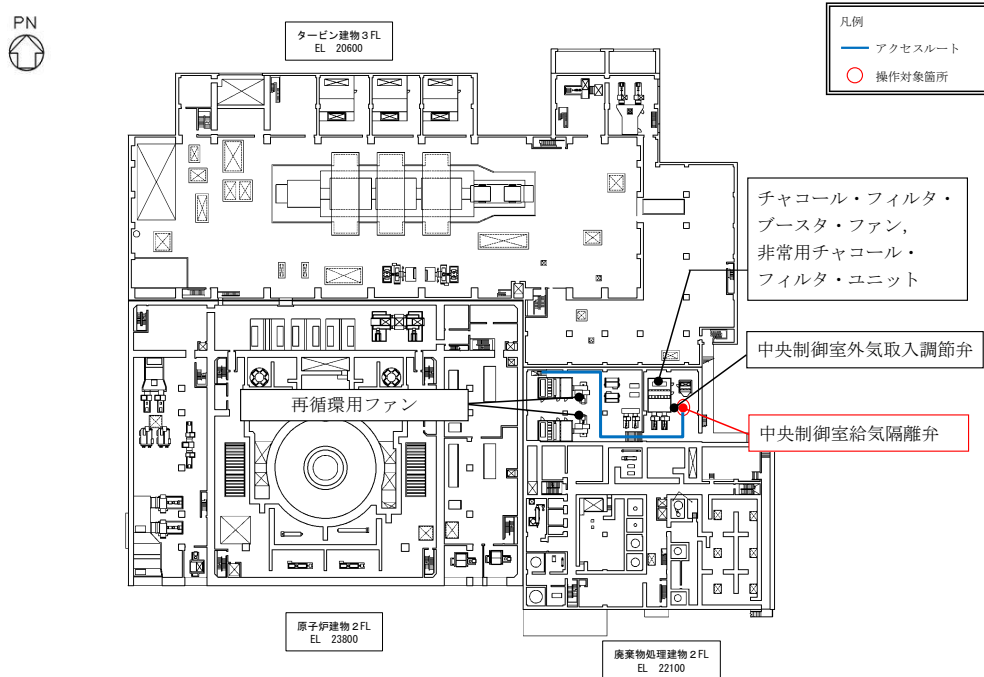


第 1.16-15 図 対応手段選択フローチャート

[制御室建物 4 階・廃棄物処理建物 1 階]



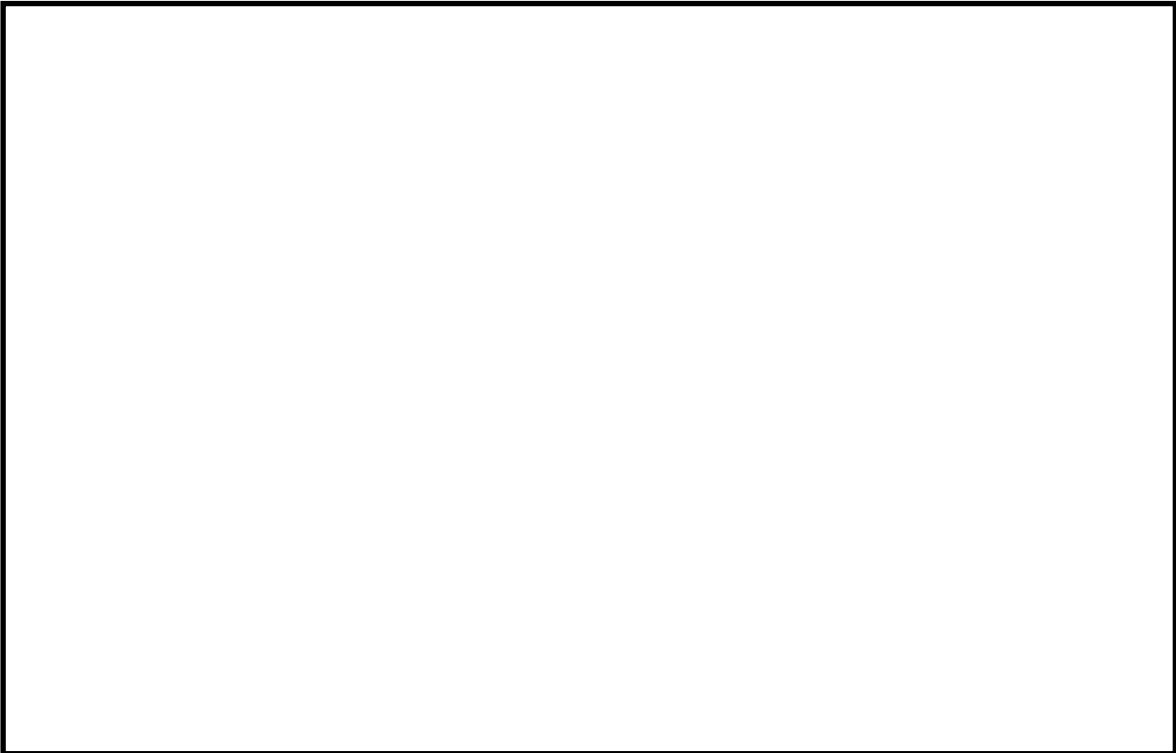
[廃棄物処理建物 2 階]



第 1.16-16 図 現場操作アクセスルート (中央制御室換気系隔離運転及び加圧運転)

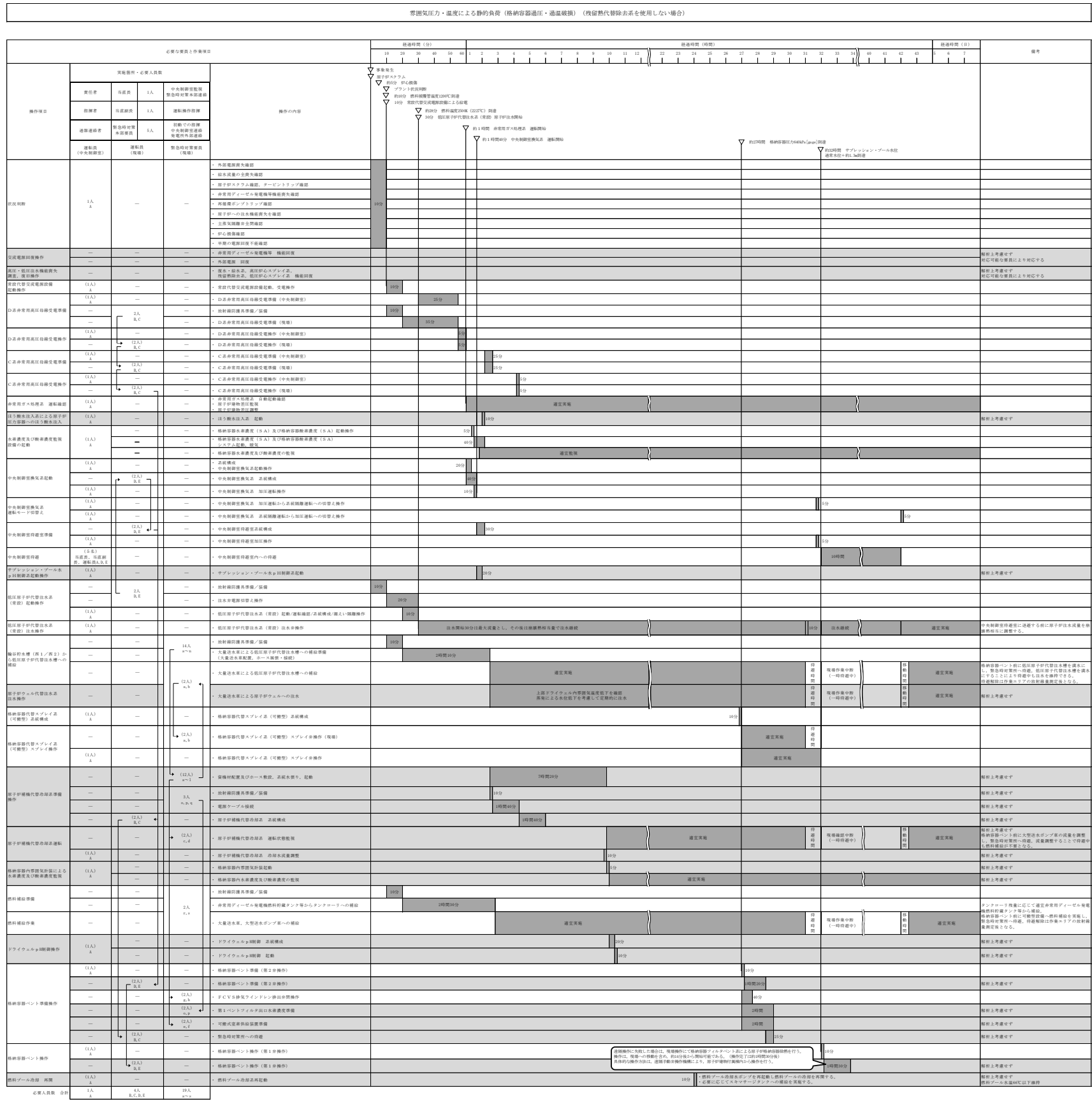
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[廃棄物処理建物 1 階・制御室建物 4 階]



第 1.16-17 図 現場操作アクセスルート（中央制御室待避室）

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。

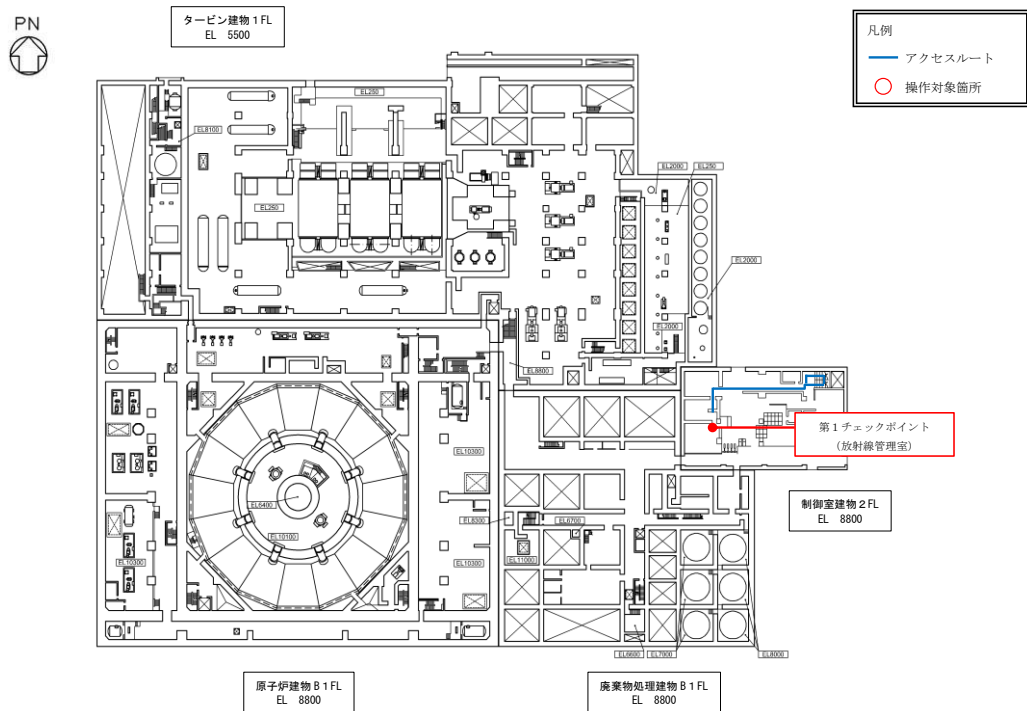


第 1.16-18 図 「冷却材喪失（大破断 LOCA）+ ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」シーケンス

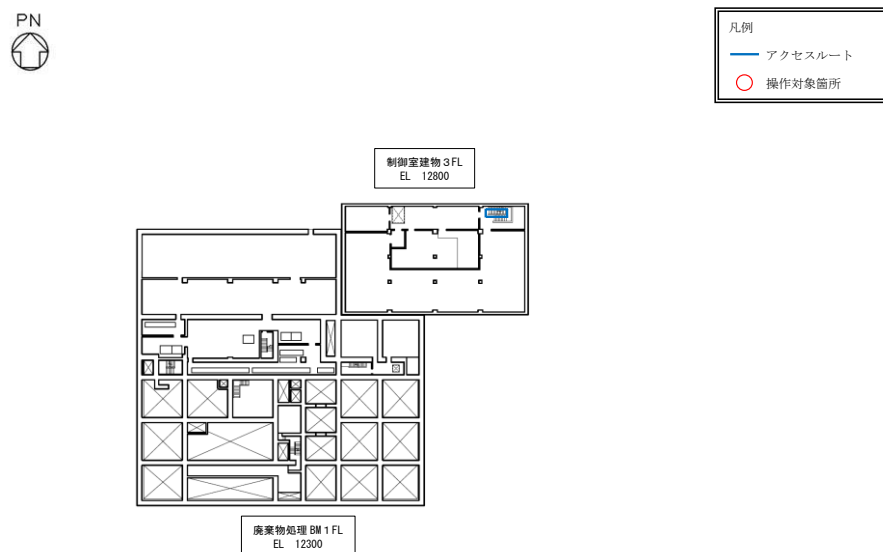
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考		
		15	30	45	60	75	90	105	120	135	150	165	180			
手順の項目	要員(敬)	チェン징ングエリア設置 2時間00分														
チェン징ングエリアの設置	緊急時対策要員 2	原機材準備														
		エリア設置														

第 1.16-19 図 チェン징ングエリア設置タイムチャート

[制御室建物 2 階]

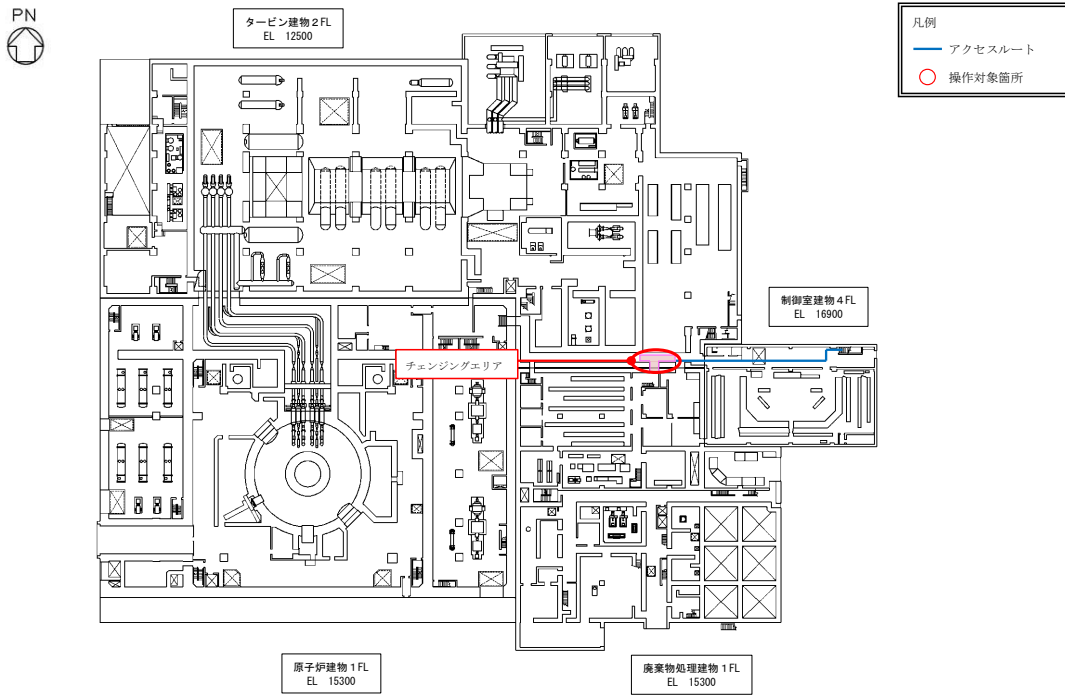


[制御室建物 3 階]

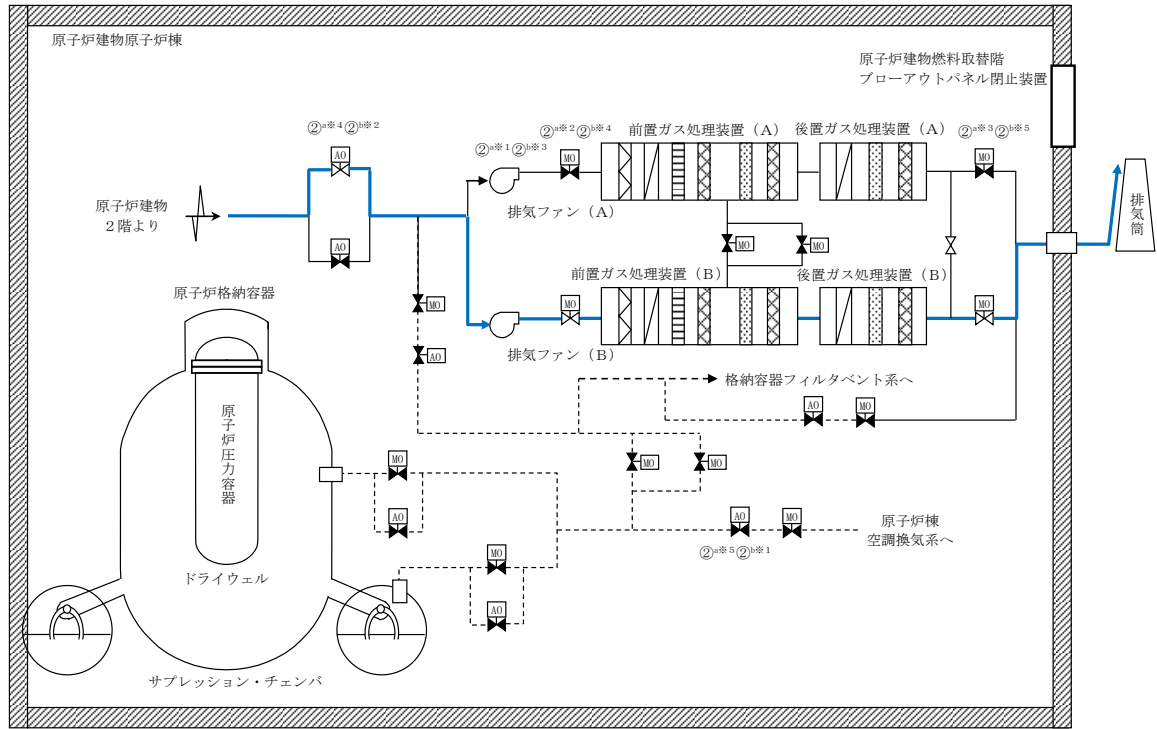


第 1.16-20 図 現場操作アクセスルート (チェンジングエリア) (1 / 2)

[制御室建物 4 階]



第 1.16-20 図 現場操作アクセスルート (チェンジングエリア) (2 / 2)



操作手順	名称
② ^a *1 ② ^b *3	排気ファン
② ^a *2 ② ^b *4	S G T 入口弁
② ^a *3 ② ^b *5	S G T 出口弁
② ^a *4 ② ^b *2	R / B 連絡弁
② ^a *5 ② ^b *1	R / B 給排気隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○^a*1~ : a は交流動力電源が正常の手順, b は全交流動力電源が喪失した場合を示す。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 1.16-21 図 非常用ガス処理系概要図 (運転時)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考			
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60				
手順の項目	要員(数)	交流電源確保	▽														
非常用ガス処理系起動手順 (全交流動力電源が喪失した場合)	1 中央制御室運転員A	10分 非常用ガス処理系起動	▽														
		非常用ガス処理系の手動起動操作															

第 1.16-23 図 非常用ガス処理系起動手順 タイムチャート (全交流動力電源が喪失した場合)

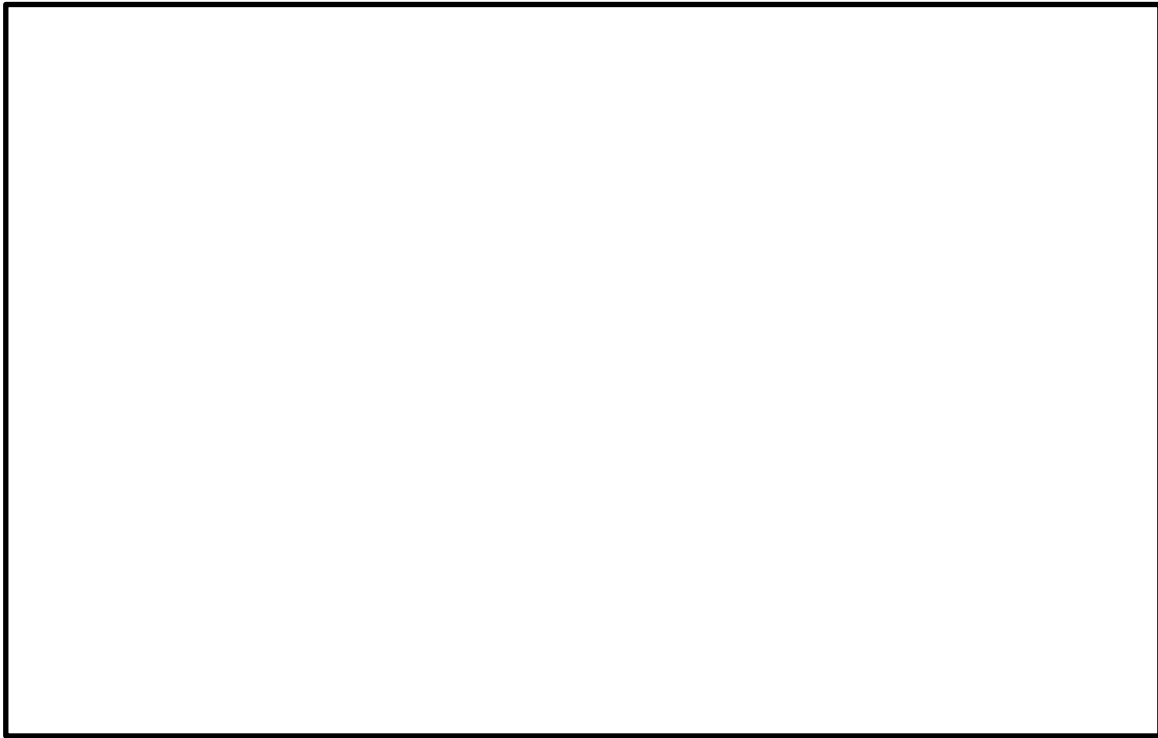
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		
手順の項目	交流電源確保 ▼ 5分 非常用ガス処理系停止													
非常用ガス処理系停止手順	要員(数)													
	中央制御室運転員A	1												

第 1.16-24 図 非常用ガス処理系停止手順 タイムチャート

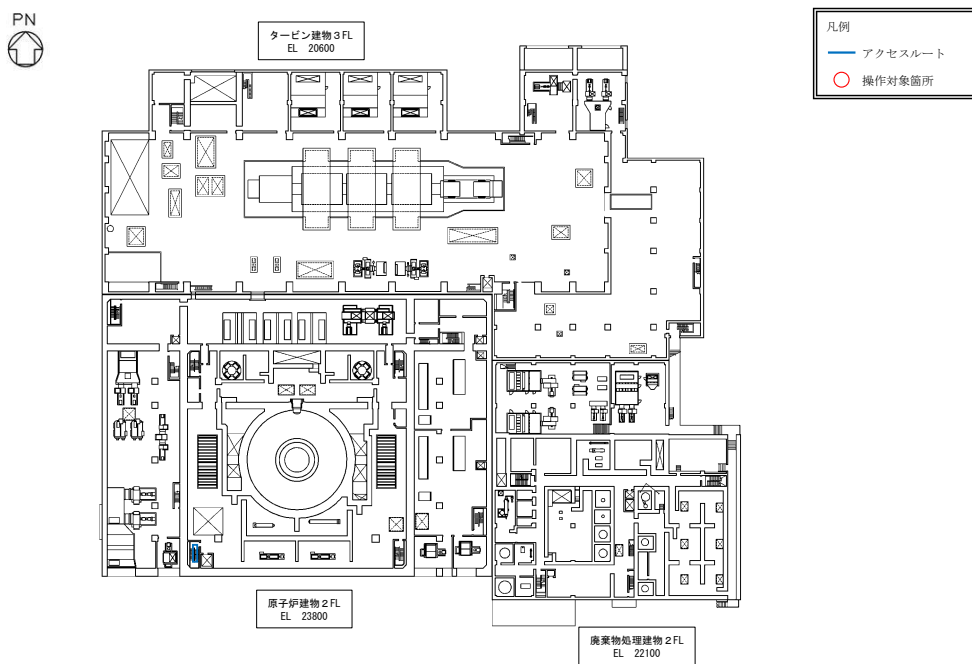
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		
手順の項目	5分 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止完了 ▽													
要員(数)														
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順 (中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止)	中央制御室運転員A	1												

第 1.16-25 図 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順 タイムチャート
(中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止)

[原子炉建物 1 階]



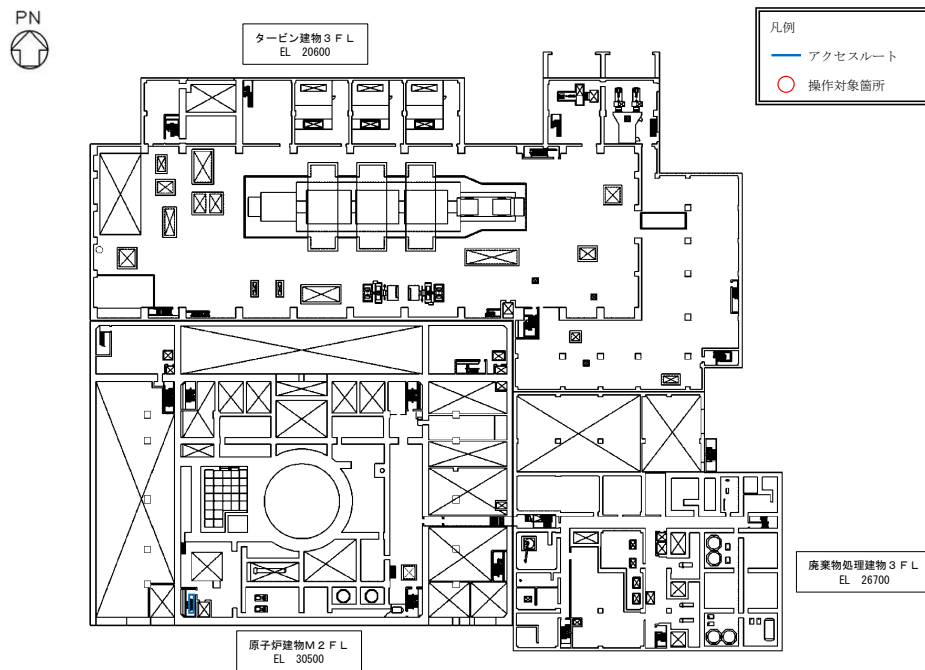
[原子炉建物 2 階]



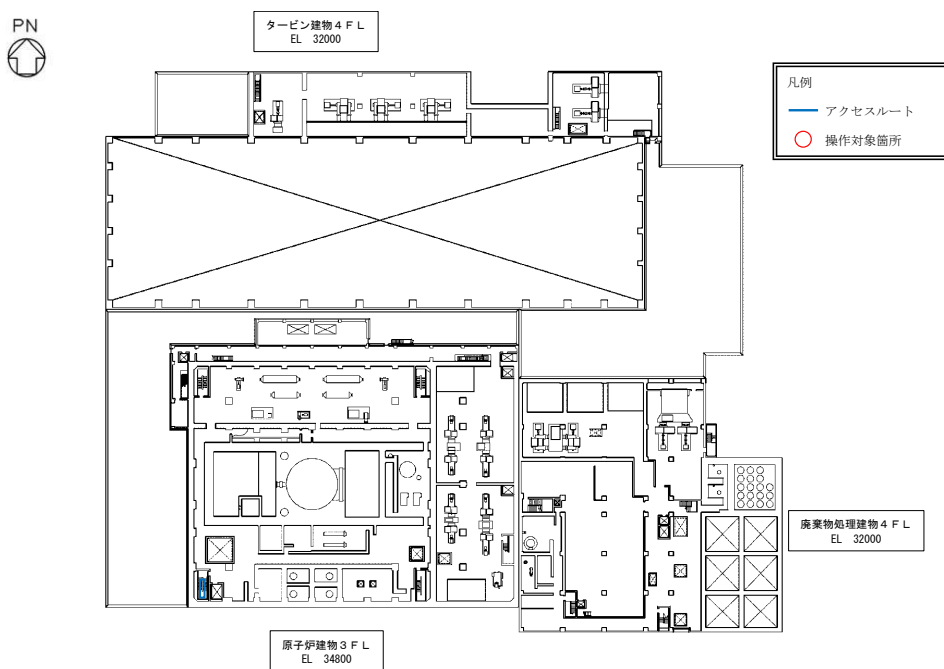
第 1.16-27 図 現場操作アクセスルート（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））（1 / 3）

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。

[原子炉建物中 2 階]

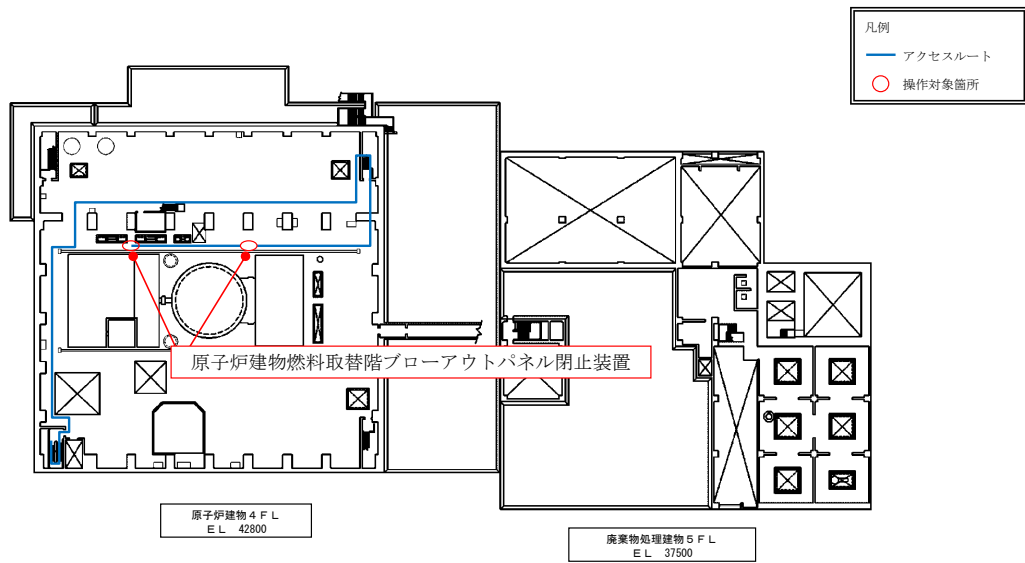


[原子炉建物 3 階]



第 1.16-27 図 現場操作アクセスルート (原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 (現場操作)) (2 / 3)

[原子炉建物 4 階]



第 1.16-27 図 現場操作アクセスルート（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））（3 / 3）

1.17 監視測定等に関する手順等

< 目次 >

1.17.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備
 - b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備
 - c. モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復の対応手段及び設備
 - d. 手順等

1.17.2 重大事故等時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

- (1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定
- (2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定
- (3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定
- (4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定
- (5) 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
- (6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (7) 可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
- (8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策
- (9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

1.17.2.2 風向，風速その他の気象条件の測定の手順等

- (1) 気象観測設備による気象観測項目の測定
- (2) 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定

1.17.2.3 モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
 - c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。
- 2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備を整備している。また、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備を整備している。ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.17.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うため対応手段と自主対策設備^{※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」第六十条及び「技術基準規則」第七十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

上記「(1) 対応手段と設備の選定の考え方」に基づき選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備、資機材及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順についての関係を第 1.17-1 表に整理する。

a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の放射線量を測定する手段がある。

放射線量の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・モニタリング・ポスト
- ・可搬式モニタリング・ポスト
- ・データ表示装置
- ・放射能測定装置（電離箱サーベイ・メータ）
- ・小型船舶

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の放射性物質の濃度を測定する手段がある。

放射性物質の濃度の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・放射能観測車
- ・放射能測定装置

（可搬式ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ， α ・ β 線サーベイ・メータ）

- ・小型船舶
- ・Ge核種分析装置
- ・GM計数装置
- ・ZnSシンチレーション計数装置

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

放射線量の測定に使用する設備のうち、可搬式モニタリング・ポスト、データ表示装置、放射能測定装置（電離箱サーベイ・メータ）及び小型船舶は、重大事故等対処設備として位置付ける。

また、放射性物質の濃度の測定に使用する設備のうち、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーション・

サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ)及び小型船舶は，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として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，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる。

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。

- ・モニタリング・ポスト
- ・放射能観測車
- ・Ge核種分析装置
- ・GM計数装置
- ・ZnSシンチレーション計数装置

耐震性は確保されていないが，健全性が確認できた場合において，重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量を測定するための手段として有効である。

b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定する手段がある。

風向，風速その他の気象条件の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・気象観測設備
- ・可搬式気象観測装置

- ・データ表示装置

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

風向，風速その他の気象条件の測定に使用する設備のうち，可搬式気象観測装置及びデータ表示装置は，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として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，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる。

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。

- ・気象観測設備

耐震性は確保されていないが，健全性が確認できた場合において，風向，風速その他の気象条件を測定するための手段として有効である。

c. モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復の対応手段及び設備

(a) 対応手段

電源を回復させるため，非常用ディーゼル発電機，モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機，並びに常設代替交流電源設備から給電する手段がある。

なお，モニタリング・ポストの電源を回復してもモニタリング・ポストの機能が回復しない場合は，可搬式モニタリング・ポスト及びデータ表示装置により代替測定する手段がある。

モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・非常用ディーゼル発電機

- ・無停電電源装置
- ・非常用発電機
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・可搬式モニタリング・ポスト
- ・データ表示装置

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬式モニタリング・ポスト及びデータ表示装置は、重大事故等対処設備として位置付ける。

非常用ディーゼル発電機は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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として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、全交流動力電源が喪失した場合においても、モニタリング・ポストの電源又は機能を回復し、発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる。

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。

- ・無停電電源装置
- ・非常用発電機

耐震性は確保されていないが、モニタリング・ポストの電源が喪失した場合に、常設代替交流電源設備から給電するまでの間のモニタリング・ポストの機能を維持するための手段として有効である。

d. 手順等

上記の「a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備」、「b. 風向、風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備」及び「c. モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復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。(第 1.17-1 表)

これらの手順は、放射線管理班^{※2}の対応として重大事故等時における原子力災害対策手順書(以下「EHP」という。)に定める。

※2 放射線管理班：緊急時対策要員のうち放射線管理班の班員をいう。

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 1.17-2 表, 第 1.17-3 表)

1. 17. 2 重大事故等時の手順等

1. 17. 2. 1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等時におけるモニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストを用いた放射線量の測定は、連続測定を行う。また、放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）の測定及び海上モニタリングの測定頻度は、1回/日以上とする。ただし、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。

得られた放射性物質の濃度及び放射線量並びに「1. 17. 2. 2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等」の気象データから放射能放出率を算出し、放出放射エネルギーを求める。

事故後の周辺汚染により、モニタリング・ポストでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため、モニタリング・ポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。

事故後の周辺汚染により、可搬式モニタリング・ポストでの放射線量の測定ができなくなることを避けるため、可搬式モニタリング・ポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。

事故後の周辺汚染により、放射性物質の濃度の測定ができなくなることを避けるため、検出器の周辺を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。

(1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定

モニタリング・ポストは、通常時から放射線量を連続測定しており、重大事故等時に放射線量の測定機能等が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は、モニタリング・ポスト局舎内で電磁的に記録し、約2ヶ月分保存する。また、モニタリング・ポストに

よる放射線量の測定は、自動的な連続測定であるため、手順を要するものではない。

なお、モニタリング・ポストが機能喪失した場合は、「(2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行う。

(2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定を行う。

また、原子力災害対策特別措置法第十条第一項に該当する事象若しくは原子力災害対策特別措置法第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生した場合、又は、原災法該当事象発生前であっても、放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合、モニタリング・ポストが設置されていない海側に可搬式モニタリング・ポストを3台配置し、放射線量の測定を行う。さらに、緊急時対策所の正圧化の判断のため、緊急時対策所付近に可搬式モニタリング・ポストを1台配置し、放射線量の測定を行う。

可搬式モニタリング・ポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第1.17-1図に示す。

可搬式モニタリング・ポストによる代替測定地点については、測定データの連続性を考慮し、各モニタリング・ポストに隣接した位置に配置することを原則とする。可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び保管場所を第1.17-2図に示す。

ただし、地震・火災等で配置位置にアクセスすることができない場合は、アクセスルート上の車両等で運搬できる範囲に配置位置を変更する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及びデータ状態を確認し、モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合。

また、海側及び緊急時対策所付近への配置については、当直副長が原災法該当事象が発生したと判断した場合、又は、原災法該当事象発生前であっても、放射線管理班長が放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合。

b. 操作手順

可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-3 図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定の開始を指示する。その際、放射線管理班長は、アクセスルート等の被災状況を考慮し、配置位置を決定する。
- ②放射線管理班員は、構内保管場所に保管してある可搬式モニタリング・ポストを車両等に積載し、配置位置まで運搬・配置し、測定を開始する。緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し、監視を開始する。なお、可搬式モニタリング・ポストを配置する際に、あらかじめ可搬式モニタリング・ポスト本体を養生シートにより養生することで、可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策を行う。
- ③放射線管理班員は、可搬式モニタリング・ポストの記録装置（電子メモリ）に測定データを記録し、保存する。なお、記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。
- ④放射線管理班員は、使用中に蓄電池の残量が少ない場合、予備の蓄電池と交換する。（蓄電池は連続 7 日以上使用可能である。なお、10 台の可搬式モニタリング・ポストの蓄電池を交換した場合の想定時間は、作業開始を判断してから移動時間を含めて 4 時間 50 分以内で可能である。）

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員 2 名にて実施した場合、連続して 10 台配置した場合は、作業開始を判断してから 6 時間 30 分以内で可能である。なお、モニタリング・ポストの代替測定（6 台）、海側の測定（3 台）及び正圧化判断用の測定（1 台）をそれぞれ別々実施した場合は、作業開始を判断してから、モニタリング・ポストの代替測定は 3 時間 50 分以内、海側の測定は 2 時間以内、正圧化判断用の測定は 1 時間以内で可能である。

車両等で配置位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置する。

また、円滑に作業できるように、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。

(3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。

放射能観測車は、通常時は構内保管場所に保管しており、重大事故等に測定機能等が喪失していない場合は、空気中の放射性物質の濃度を測定する。

なお、放射能観測車が機能喪失した場合は、「(4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」を行う。

a. 手順着手の判断基準

当直副長が原災法該当事象が発生したと判断した場合、又は、原災法該当事象発生前であっても、放射線管理班長が放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合。

b. 操作手順

放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-4 図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ②放射線管理班員は、放射線管理班長の指示した場所に放射能観測車を移動し、ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。
- ③放射線管理班員は、ダスト・よう素モニタによりダスト濃度及びよう素濃度を監視・測定する。
- ④放射線管理班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員 2 名にて実施した場合、一連の作業（1 箇所あたり）は、作業開始を判断してから 1 時間 30 分以内で可能である。

また、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。

(4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

重大事故等時に放射能観測車が機能喪失した場合、放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ、よう素モニタの代替として Na I シンチレーション・サーベイ・メータ、ダストモニタの代替として GM 汚染サーベイ・メータ）による空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。放射能測定装置により空気中の放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17-1 図に示す。放射能測定装置の保管場所を第 1.17-5 図に示す。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの使用可否、よう素モニタ及びダストモニタの指

示値を確認し、放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

b. 操作手順

放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-6 図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の開始を指示する。
- ②放射線管理班員は、放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及びGM汚染サーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③放射線管理班員は、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプリング、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及びGM汚染サーベイ・メータ）を車両等に積載し、放射線管理班長が指示した場所に運搬・移動し、可搬式ダスト・よう素サンプリングにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。
- ④放射線管理班員は、NaIシンチレーション・サーベイ・メータによりよう素濃度、GM汚染サーベイ・メータによりダスト濃度を監視・測定する。
- ⑤放射線管理班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員2名にて実施した場合、一連の作業（1箇所あたり）は、作業開始を判断してから1時間30分以内で可能である。

また、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。

(5) 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

重大事故等時に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ， α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）及び小型船舶により、放射性物質の濃度（空气中，水中，土壤中）及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための手順を整備する。

放射能測定装置の保管場所及び海水・排水試料採取場所を第 1.17-5 図に示す。

a. 放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の空气中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に，放射能測定装置により空气中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時，放射線管理班長が排気筒モニタの指示値及びデータ状態を確認し，排気筒モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合。

又は，排気筒モニタの測定機能が喪失しておらず，指示値に有意な変動を確認する等，放射線管理班長が発電用原子炉施設から気体状の放射性物質が放出されたおそれがあると判断した場合。

(b) 操作手順

放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-7 図に示す。

①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員に空气中の放射性物質濃度の測定の開始を指示する。

②放射線管理班員は，放射能測定装置（NaIシンチレーション・

サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ)の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池と交換する。

③放射線管理班員は，放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ）を車両等に積載し，放射線管理班長が指示した場所に運搬・移動し，可搬式ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし，試料を採取する。

④放射線管理班員は，必要に応じて前処理を行い，NaIシンチレーション・サーベイ・メータによりガンマ線，GM汚染サーベイ・メータによりベータ線， α ・ β 線サーベイ・メータによりアルファ線及びベータ線を放出する放射性物質の濃度（空气中）を監視・測定する。また，自主対策設備であるGe核種分析装置，GM計数装置，ZnSシンチレーション計数装置が健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。なお，測定は，重大事故等対処設備である放射能測定装置による測定を優先する。

⑤放射線管理班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，放射線管理班員2名にて実施した場合，一連の作業（1箇所あたり）は，作業開始を判断してから1時間40分以内で可能である。

また，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。

b. 放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から液体状の放射性物質が放出さ

れたおそれがある場合において発電所及びその周辺の水中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に、放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時、当直副長又は放射線管理班長が液体廃棄物処理系排水モニタの指示値及び警報表示を確認し、液体廃棄物処理系排水モニタの放射性物質の濃度の測定機能が喪失したと判断した場合。

又は、液体廃棄物処理系排水モニタの測定機能が喪失しておらず、指示値に有意な変動を確認する等、放射線管理班長が発電用原子炉施設から発電所の周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合。

(b) 操作手順

放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-8 図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に水中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ②放射線管理班員は、放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は、予備の乾電池と交換する。
- ③放射線管理班員は、放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ）を車両等に積載し、試料採取場所に運搬・移動し、採取用資機材を用いて海水等の試料を採取する。
- ④放射線管理班員は、必要に応じて前処理を行い、NaIシンチレーション・サーベイ・メータによりガンマ線、 α ・ β 線サーベイ・メータによりアルファ線及びベータ線を放出する放射性物質の濃度（水中）を監視・測定する。また、自主対策設備で

あるGe核種分析装置，GM計数装置，ZnSシンチレーション計数装置が健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。なお，測定は，重大事故等対処設備である放射能測定装置による測定を優先する。

⑤放射線管理班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，放射線管理班員2名にて実施した場合，一連の作業（1箇所あたり）は，作業開始を判断してから1時間20分以内で可能である。

また，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。

c. 放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合，放射能測定装置により土壌中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時，放射線管理班長が以下のいずれかにより気体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（プルーム通過後）。

- ・「(3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定」
- ・「(4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」
- ・「a. 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定」
- ・排気筒モニタ（測定機能が喪失していない場合）

(b) 操作手順

放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17-9図

に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に土壌中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ②放射線管理班員は、放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。
- ③放射線管理班員は、放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ及び α ・ β 線サーベイ・メータ）を車両等に積載し、放射線管理班長の指示した場所に運搬・移動し、試料を採取する。
- ④放射線管理班員は、必要に応じて前処理を行い、NaIシンチレーション・サーベイ・メータによりガンマ線、 α ・ β 線サーベイ・メータによりアルファ線及びベータ線を放出する放射性物質の濃度（土壌中）を監視・測定する。また、自主対策設備であるGe核種分析装置、GM計数装置、ZnSシンチレーション計数装置が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。なお、測定は、重大事故等対処設備である放射能測定装置による測定を優先する。
- ⑤放射線管理班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員2名にて実施した場合、一連の作業（1箇所あたり）は、作業開始を判断してから1時間30分以内で可能である。

また、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。

d. 海上モニタリング

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出された場合において発電所の周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合、小型船舶で周辺海域を移動し、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ， α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）により空气中及び水中の放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行う。

小型船舶の保管場所及び運搬ルートを第 1.17-10 図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等時，放射線管理班長が以下のいずれかにより気体状又は液体状の放射性物質が放出されたと判断した場合（プルーム通過後）。

- ・「(3) 放射能観測車による空气中の放射性物質の濃度の測定」
- ・「(4) 放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の代替測定」
- ・「a. 放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の測定」
- ・「b. 放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定」
- ・排気筒モニタ（測定機能が喪失していない場合）
- ・液体廃棄物処理系排水モニタ（測定機能が喪失していない場合）

(b) 操作手順

海上モニタリングについての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-11 図に示す。

- ①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員に海上モニタリングの開始を指示する。
- ②放射線管理班員は，放射能測定装置（NaIシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ， α ・ β 線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）の使用開始前に乾

電池の残量を確認し、少ない場合は予備の乾電池と交換する。

③放射線管理班員は、構内保管場所にある小型船舶を、車両に車載し、荷揚場へ移動する。

④放射線管理班員は、放射能測定装置等を小型船舶に積載し、小型船舶にて放射線管理班長の指示した場所に運搬・移動し、電離箱サーベイ・メータにより放射線量を測定する。可搬式ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。海水は、採取用資機材を用いて採取する。

⑤放射線管理班員は、必要に応じて前処理を行い、NaIシンチレーション・サーベイ・メータによりガンマ線、GM汚染サーベイ・メータによりベータ線、 α ・ β 線サーベイ・メータによりアルファ線及びベータ線を放出する放射性物質の濃度（空气中及び水中）を監視・測定する。また、自主対策設備であるGe核種分析装置、GM計数装置、ZnSシンチレーション計数装置が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。なお、測定は、重大事故等対処設備である放射能測定装置による測定を優先する。

⑥放射線管理班員は、測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員3名にて実施した場合、一連の作業は、作業開始を判断してから5時間20分以内（資機材準備等3時間40分以内、以降の作業は1箇所あたり1時間40分以内）で可能である。

また、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。

(6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染によりモニタリング・ポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため、モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が、モニタリング・ポストの指示値が安定している状態でモニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドレベルとモニタリング・ポストの指示値に有意な差があることを確認し、モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策が必要と判断した場合（プルーム通過後）。

b. 操作手順

モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-12 図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員にモニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策として、モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を指示する。
- ②放射線管理班員は、車両等によりモニタリング・ポストに移動し、検出器保護カバーの交換作業を行う。
- ③放射線管理班員は、モニタリング・ポストの周辺汚染を確認した場合、必要に応じてモニタリング・ポストの局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員 2 名にて実施した場合、モニタリング・ポスト 6 台分の検出器保護カバーの交換作業は、作業開始を判断してから 7 時間 20 分以内で可能である。

また、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。

(7) 可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため、可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が可搬式モニタリング・ポストの指示値が安定している状態で可搬式モニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドレベルと可搬式モニタリング・ポストの指示値に有意な差があることを確認し、可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策が必要と判断した場合（ブルーム通過後）。

b. 操作手順

可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-13 図に示す。

- ①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策として、可搬式モニタリング・ポストの養生シートの交換を指示する。
- ②放射線管理班員は、車両等により可搬式モニタリング・ポストに移動し、養生シートの交換作業を行う。
- ③放射線管理班員は、可搬式モニタリング・ポストの周辺汚染を確認した場合、必要に応じて除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員 2 名にて実施した場合、可搬式モニタリング・ポスト 10 台分の養生シートの交換作業は、作業開始を判断してから 4 時間以内で可能である。

また、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。

(8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し、放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合、放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策を行うための手順を整備する。

放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲む等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。

なお、放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲んだ場合でも放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、バックグラウンドレベルが低い場所に移動して、測定を行う。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時、放射線管理班長が放射能測定装置を使用する場所でバックグラウンドレベルの上昇により、放射能測定装置による測定ができなくなるおそれがあると判断した場合。

b. 操作手順

放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-14 図に示す。

①放射線管理班長は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班員に放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策として、放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する場合は、遮蔽材で囲む等の対策をとるよう指示する。

②放射線管理班員は、遮蔽材で囲む等の対策をとり、放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する。

③放射線管理班員は、②の対策でも測定不能となるおそれがある場合は、バックグラウンドレベルが低い場所に移動して、測定を行う。

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員2名にて実施した場合、遮蔽材で囲む等は、作業開始を判断してから30分以内で可能である。

また、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。

(9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。

また、原子力災害が発生した場合に他の原子力事業者との協力体制を構築するため原子力事業者間協力協定を締結し、環境放射線モニタリング等への要員の派遣、資機材の貸与等を受けることが可能である。

1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等時における気象観測設備及び可搬式気象観測装置による風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定を行う。

(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定

気象観測設備は、通常時から風向、風速その他の気象条件を連続測定しており、重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は、継続して気象観測項目を連続測定し、測定結果は記録紙に記録し、保存する。

また、気象観測設備による風向、風速その他の気象条件の測定は、自動的な連続測定であるため、手順を要するものではない。

なお、気象観測設備が機能喪失した場合は、「(2) 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定」を行う。

(2) 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定

重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合、可搬式気象観測装

置により発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17-1 図に示す。

可搬式気象観測装置による代替測定地点については，測定データの連続性を考慮し，発電所内を代表する気象観測設備の位置に配置することを原則とする。可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所を第 1.17-15 図に示す。

ただし，地震・火災等で配置位置にアクセスすることができない場合は，アクセスルート上の車両等で運搬できる範囲に配置位置を変更する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等時，放射線管理班長が緊急時対策所で気象観測設備の指示値を確認する等，気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

b. 操作手順

可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17-16 図に示す。

①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員に可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定の開始を指示する。その際，放射線管理班長は，アクセスルート等の被災状況を考慮し，配置位置を決定する。

②放射線管理班員は，構内保管場所に保管してある可搬式気象観測装置を車両等に積載し，配置位置まで運搬・設置し，測定を開始する。緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し，監視を開始する。

③放射線管理班員は，可搬式気象観測装置の記録装置(電子メモリ)に測定データを記録し，保存する。なお，記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

④放射線管理班員は，使用中に蓄電池の残量が少ない場合は，予備

の蓄電池と交換する。(蓄電池は連続 24 時間以上使用可能である。なお、1 台の可搬式気象観測装置の蓄電池を交換した場合の想定時間は、作業開始を判断してから移動時間も含めて 1 時間以内で可能である。)

c. 操作の成立性

上記の操作は、放射線管理班員 2 名にて実施した場合、一連の作業は、作業開始を判断してから 3 時間 10 分以内で可能である。

車両等で配置位置までの運搬ができない場合は、アクセスルート上に車両等で運搬し、配置する。

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

1.17.2.3 モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリング・ポストへ給電する。

モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機は、全交流動力電源喪失時に自動起動し、約 24 時間の間モニタリング・ポストへ給電することが可能である。常設代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わり、モニタリング・ポストに給電する。

モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態で代替交流電源設備から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。

なお、常設代替交流電源設備からによるモニタリング・ポストへの給電については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.17-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対心手段		対処設備		手順書
	放射線量の測定	放射線量の代替測定	モニタリング・ポスト 可搬式モニタリング・ポスト データ表示装置	自主対策設備 重大事故等 対処設備	
モニタリング・ポスト (放射線量の測定)	放射線量の測定	放射線量の代替測定	モニタリング・ポスト 可搬式モニタリング・ポスト データ表示装置	自主対策設備 重大事故等 対処設備	— 原子力災害対策手順書 「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定」
—	空気中の放射性物質の濃度の測定	空気中の放射性物質の濃度の代替測定	放射能観測車 採取装置：ダスト・よう素サンブラ 測定装置：よう素モニタ ：ダストモニタ	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」
放射能観測車 (空気中の放射性物質の濃度の測定)	空気中の放射性物質の濃度の測定	空気中の放射性物質の濃度の代替測定	放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンブラ 測定装置：NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ：GM汚染サーベイ・メータ	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」
—	気象観測項目の測定	気象観測項目の測定	気象観測設備 可搬式気象観測装置 データ表示装置	自主対策設備 重大事故等 対処設備	— 原子力災害対策手順書 「可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定」
気象観測設備 (風向、風速その他の気象条件の測定)	気象観測項目の代替測定	気象観測項目の代替測定	可搬式モニタリング・ポスト 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 「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定」 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度の測定」 「海上モニタリング測定」
—	放射線量の測定	放射線量の測定	放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンブラ 測定装置：NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ：GM汚染サーベイ・メータ ：α・β線サーベイ・メータ 小型船舶	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」
放射線量の測定 (空気中、水中、土壌中) の測定	放射線量の測定	放射線量の測定	放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンブラ 測定装置：NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ：GM汚染サーベイ・メータ ：α・β線サーベイ・メータ 小型船舶	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」
—	海上モニタリング	海上モニタリング	Ge核種分析装置 GM計数装置 ZnSシンチレーション計数装置	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海上モニタリング測定」
—	バックグラウンドの低減対策	バックグラウンドの低減対策	放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンブラ 測定装置：NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ：GM汚染サーベイ・メータ ：α・β線サーベイ・メータ ：電離箱サーベイ・メータ	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「海上モニタリング測定」
—	バックグラウンドの低減対策	バックグラウンドの低減対策	検出器保護カバー 養生シート 遮蔽材	資機材	原子力災害対策手順書 「モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策」 「可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策」 「放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策」
—	モニタリング・ポストの代替電源	モニタリング・ポストの代替電源	非常用ディーゼル発電機	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	—
—	モニタリング・ポストの代替交流電源か、 らの結電	モニタリング・ポストの代替交流電源か、 らの結電	無停電源装置 非常用発電機	自主対策設備	—
非常用ディーゼル発電機	モニタリング・ポストの代替交流電源か、 らの結電	モニタリング・ポストの代替交流電源か、 らの結電	常設代替交流電源設備 代替所内電気設備	重大事故等 対処設備	—※1

※1：全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備として使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.17-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 4)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等			
(1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定	判断基準	-	-
	操作	放射線量	モニタリング・ポスト 10~10 ⁸ (nGy/h)
(2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	判断基準	放射線量	モニタリング・ポスト 10~10 ⁸ (nGy/h)
	操作	放射線量	可搬式モニタリング・ポスト 10~10 ⁹ (nGy/h)
	判断基準	-	-
	操作	放射線量	可搬式モニタリング・ポスト 10~10 ⁹ (nGy/h)
(3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	-	-
	操作	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・よう素モニタ ・ダストモニタ 0~10 ⁶ -1 (count) 0~10 ⁹ -1 (count)
(4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	判断基準	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・よう素モニタ ・ダストモニタ 0~10 ⁶ -1 (count) 0~10 ⁹ -1 (count)
	操作	放射性物質の濃度	放射能測定装置 ・NaIシンチレーション・サーベイ・メータ ・GM汚染サーベイ・メータ 0~30k (s ⁻¹) 0~100k (min ⁻¹)

監視計器一覧(2/4)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)		
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等					
(5)放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	a. 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	判断基準 モニタ値	排気筒モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 (s^{-1}) : SCIN$ $10^{-3} \sim 10^4 (mSv/h) : IC$	
			モニタリング・ポスト	$10 \sim 10^8 (nGy/h)$	
		放射線量	可搬式モニタリング・ポスト	$10 \sim 10^9 (nGy/h)$	
			放射線量		
	操作	放射線量			
		放射性物質の濃度	・ Na I シンチレーション・サーベイ・メータ ・ GM汚染サーベイ・メータ ・ $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイ・メータ	$0 \sim 30k (s^{-1})$ $0 \sim 100k (min^{-1})$ $0 \sim 100k (min^{-1})$	
	b. 放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	判断基準 モニタ値	液体廃棄物処理系排水モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 (s^{-1})$	
			放射線量		
		操作	放射線量		
			放射性物質の濃度	・ Na I シンチレーション・サーベイ・メータ ・ $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイ・メータ	$0 \sim 30k (s^{-1})$ $0 \sim 100k (min^{-1})$
	c. 放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	判断基準 モニタ値	排気筒モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 (s^{-1}) : SCIN$ $10^{-3} \sim 10^4 (mSv/h) : IC$	
			モニタリング・ポスト	$10 \sim 10^8 (nGy/h)$	
放射線量		可搬式モニタリング・ポスト	$10 \sim 10^9 (nGy/h)$		
		放射線量			
操作	放射線量				
	放射性物質の濃度	・ Na I シンチレーション・サーベイ・メータ ・ $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイ・メータ	$0 \sim 30k (s^{-1})$ $0 \sim 100k (min^{-1})$		
d. 海上モニタリング	判断基準 モニタ値	排気筒モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 (s^{-1}) : SCIN$ $10^{-3} \sim 10^4 (mSv/h) : IC$		
		液体廃棄物処理系排水モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 (s^{-1})$		
		モニタリング・ポスト	$10 \sim 10^8 (nGy/h)$		
		可搬式モニタリング・ポスト	$10 \sim 10^9 (nGy/h)$		
	放射線量	電離箱サーベイ・メータ	$0.001 \sim 300 (mSv/h)$		
		放射線量			
操作	放射線量				
	放射性物質の濃度	・ Na I シンチレーション・サーベイ・メータ ・ GM汚染サーベイ・メータ ・ $\alpha \cdot \beta$ 線サーベイ・メータ	$0 \sim 30k (s^{-1})$ $0 \sim 100k (min^{-1})$ $0 \sim 100k (min^{-1})$		

監視計器一覧(3/4)

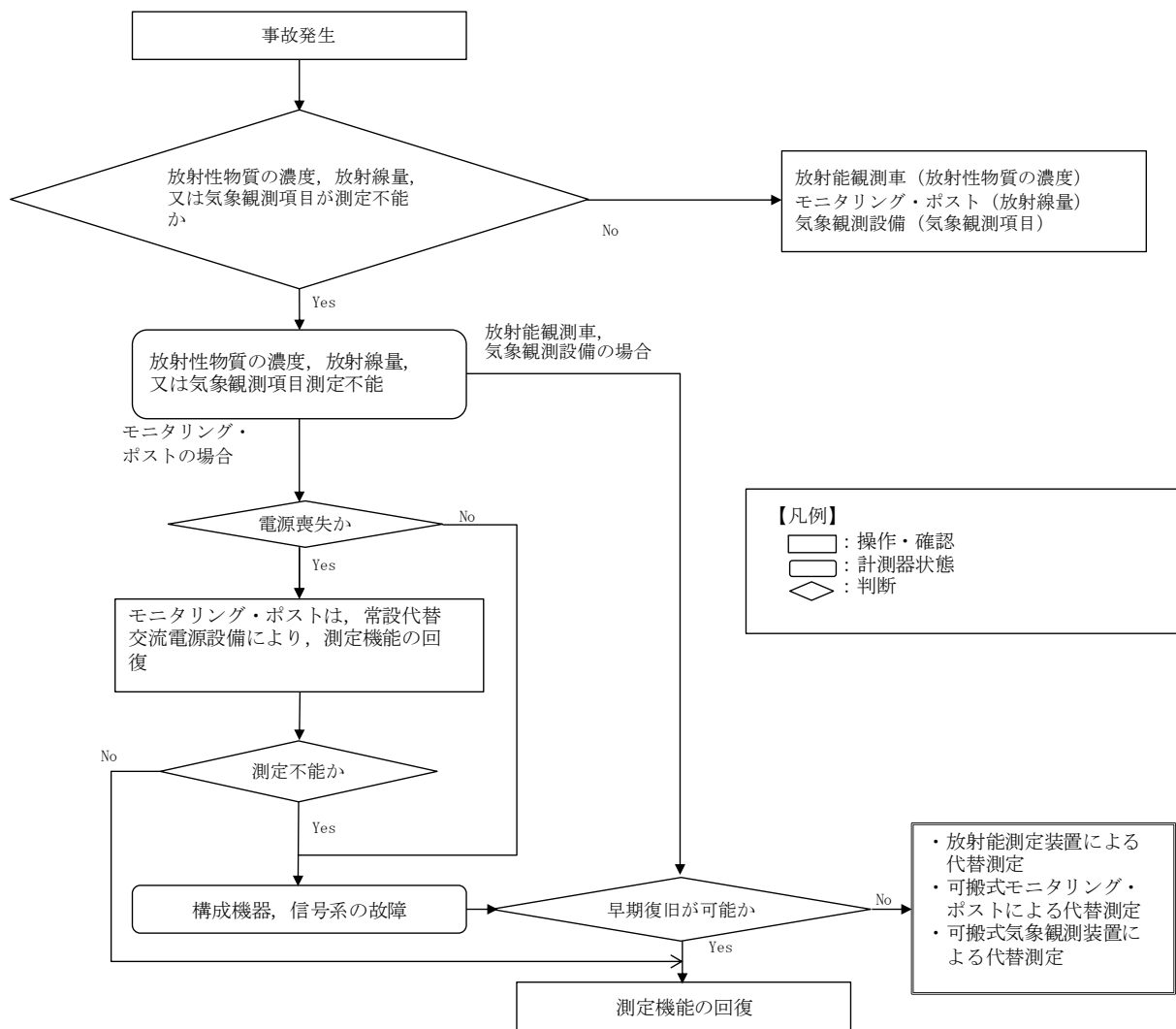
対応手段	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)
1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等			
(6) モニタリング・ポスト のバックグラウンド低減対 策	判断 基準	放射線量	・モニタリング・ポスト 10～10 ⁸ (nGy/h)
	操 作	放射線量	・モニタリング・ポスト 10～10 ⁸ (nGy/h)
(7) 可搬式モニタリング・ ポストのバックグラウンド 低減対策	判断 基準	放射線量	・可搬式モニタリング・ポスト 10～10 ⁹ (nGy/h)
	操 作	放射線量	・可搬式モニタリング・ポスト 10～10 ⁹ (nGy/h)
(8) 放射性物質の濃度の測 定時のバックグラウンド低 減対策	判断 基準	放射性物質の濃度	・NaI シンチレーション・サーベイ・メータ ・GM汚染サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ 0～30k(s ⁻¹) 0～100k(min-1) 0～100k(min-1)
	操 作	放射性物質の濃度	・NaI シンチレーション・サーベイ・メータ ・GM汚染サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ 0～30k(s ⁻¹) 0～100k(min-1) 0～100k(min-1)

監視計器一覧(4 / 4)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視パラメータ (計器)	計測範囲 (単位)
1.17.2.2 風向, 風速その他の気象条件の測定の手順等			
(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定	判断基準	—	—
	操作	風向, 風速 その他の気象条件	気象観測設備 ・風向 (地上高) ・風速 (地上高) ・日射量 ・放射収支量 ・雨量
(2) 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	判断基準	風向, 風速 その他の気象条件	気象観測設備 ・風向 (地上高) ・風速 (地上高) ・日射量 ・放射収支量 ・雨量
	操作	風向, 風速 その他の気象条件	可搬式気象観測装置 ・風向 (地上高) ・風速 (地上高) ・日射量 ・放射収支量 ・雨量
16 (方位) 0 ~ 30 (m/s) 0 ~ 1.429 (kW/m ²) -0.257 ~ 0.1 (kW/m ²) 0 ~ 80 (mm)	16 (方位) 0 ~ 30 (m/s) 0 ~ 1.429 (kW/m ²) -0.257 ~ 0.1 (kW/m ²) 0 ~ 80 (mm)	16 (方位) 0.4 ~ 90 (m/s) 0 ~ 1.4 (kW/m ²) -0.347 ~ 1.042 (kW/m ²) 0 ~ 100 (mm)	

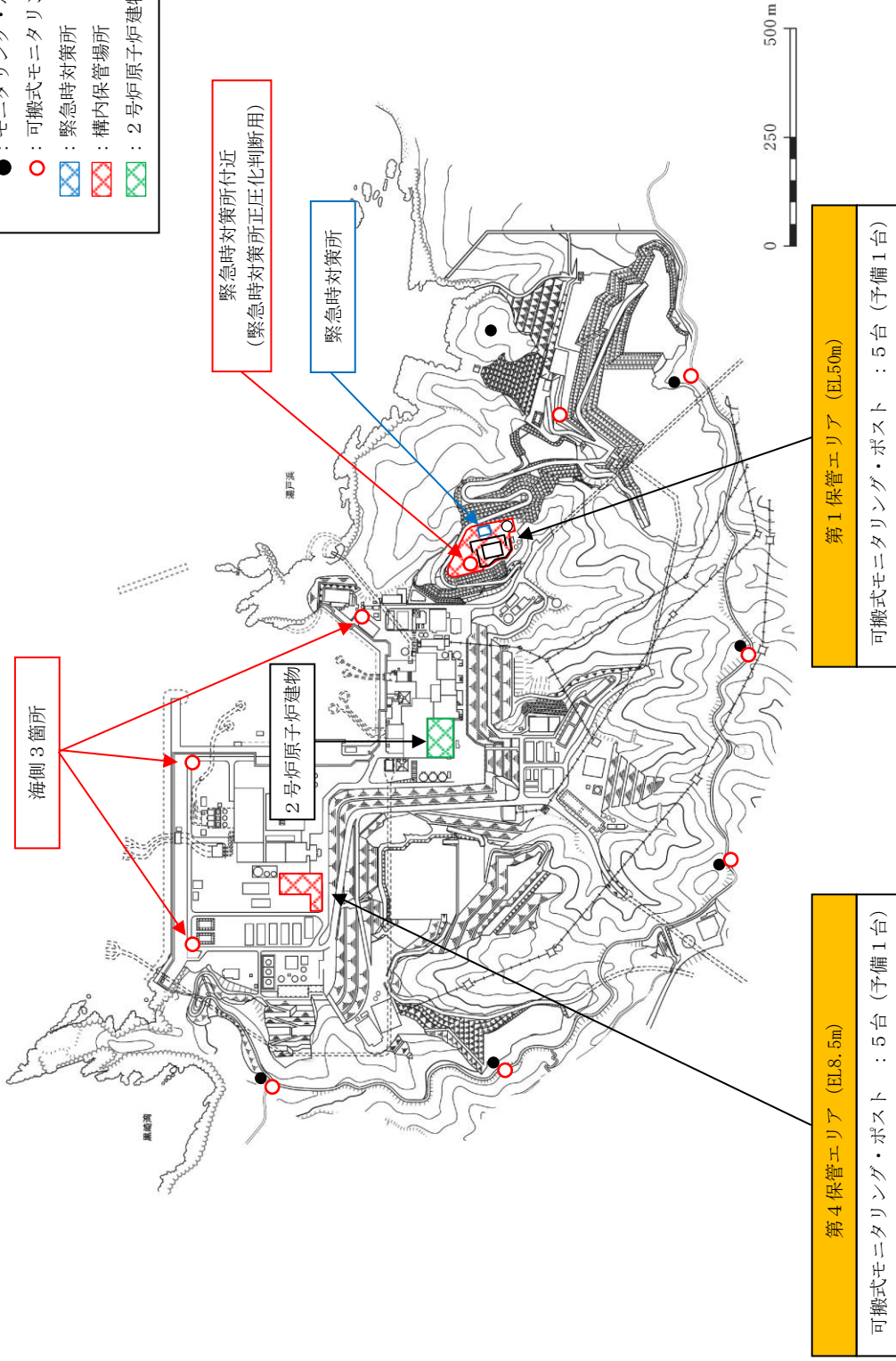
第 1.17-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.17】監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポスト	常設代替交流電源設備 C/C C系 C/C D系



第1.17-1図 放射性物質の濃度、放射線量及び気象観測項目の測定不能時対応手順

- 【凡例】
- : モニタリング・ポストの配置位置
 - : 可搬式モニタリング・ポストの配置位置
 - (斜線) : 緊急時対策所
 - (斜線) : 構内保管場所
 - (斜線) : 2号炉原子炉建物



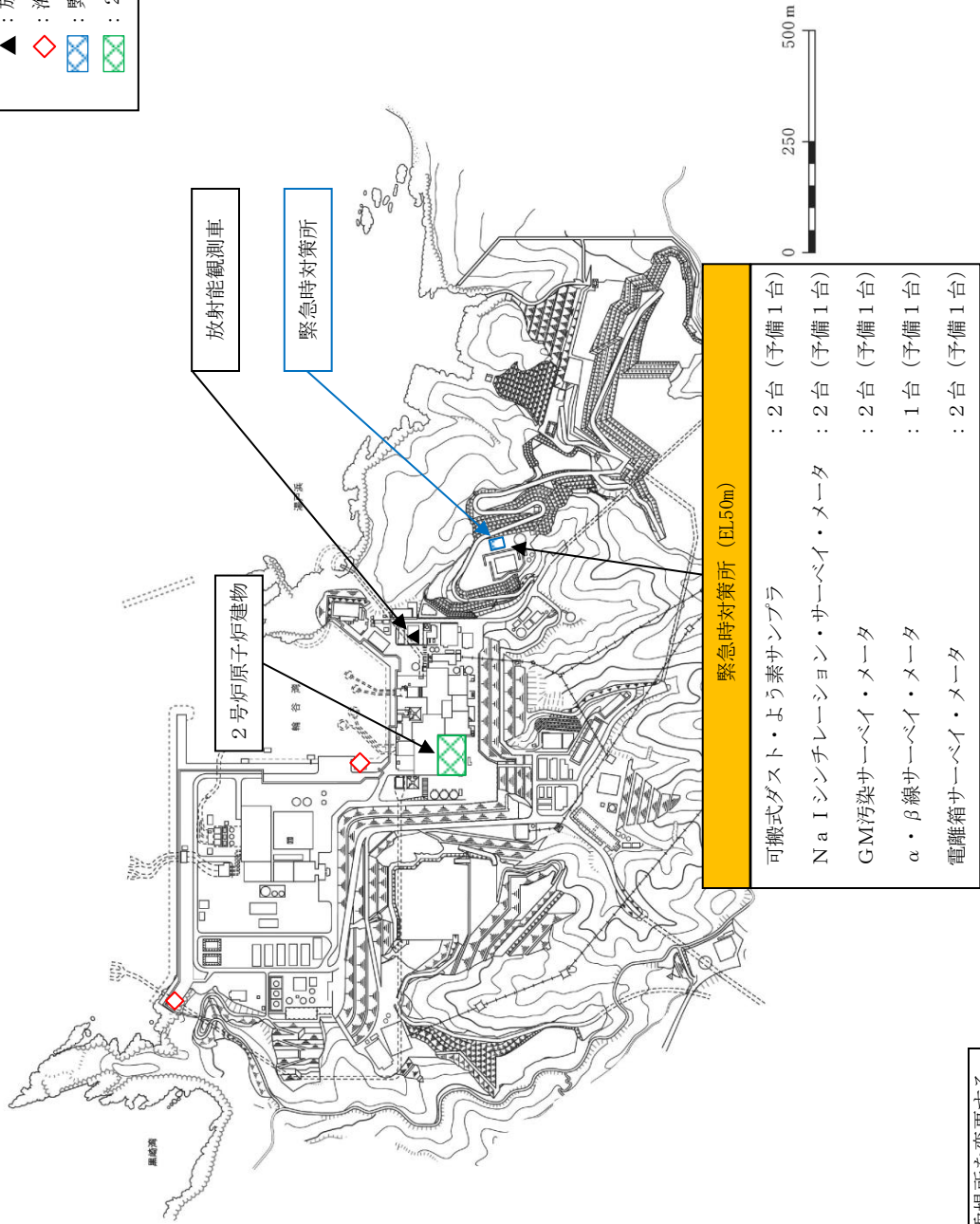
現場の状況により、配置位置を変更する。

第1.17-2図 可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び保管場所

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 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	要員(数)												緊急時対策所 の加圧判断 に用いる緊急時対策所付近 の可搬式モニタリング・ポ ストを優先して設置する。
	海側 海側 海側 3 1 2 正圧化												
	事前打ち合わせ												
	資機材準備												
	移動(第1保管エリア→緊急時対策所付近), 配置, 起動												
	移動(海側3→海側1), 配置, 起動												
	移動(海側1→海側2), 配置, 起動												
	移動(海側2→第4保管エリア), 資機材準備												
	移動(第4保管エリア→MP1), 配置, 起動												
	移動(MP1→MP2), 配置, 起動												
	移動(MP2→MP3), 配置, 起動												
	移動(MP3→MP4), 配置, 起動												
	移動(MP4→MP5), 配置, 起動												
	移動(MP5→MP6), 配置, 起動												
	MP: モニタリング・ポスト 正圧化: 緊急時対策所正圧化判断用												

第1.17-3図 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定のタイムチャート

- 【凡例】
- ▲ : 放射能観測車
 - ◇ : 海水・排水試料採取場所
 - ☒ : 緊急時対策所
 - ☒ : 2号炉原子炉建物

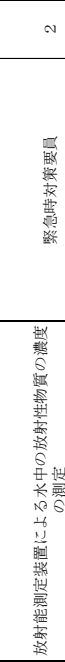
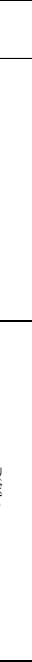


現場の状況により、採取場所を変更する。

第1.17-5図 放射能測定装置の保管場所及び海水・排水試料採取場所

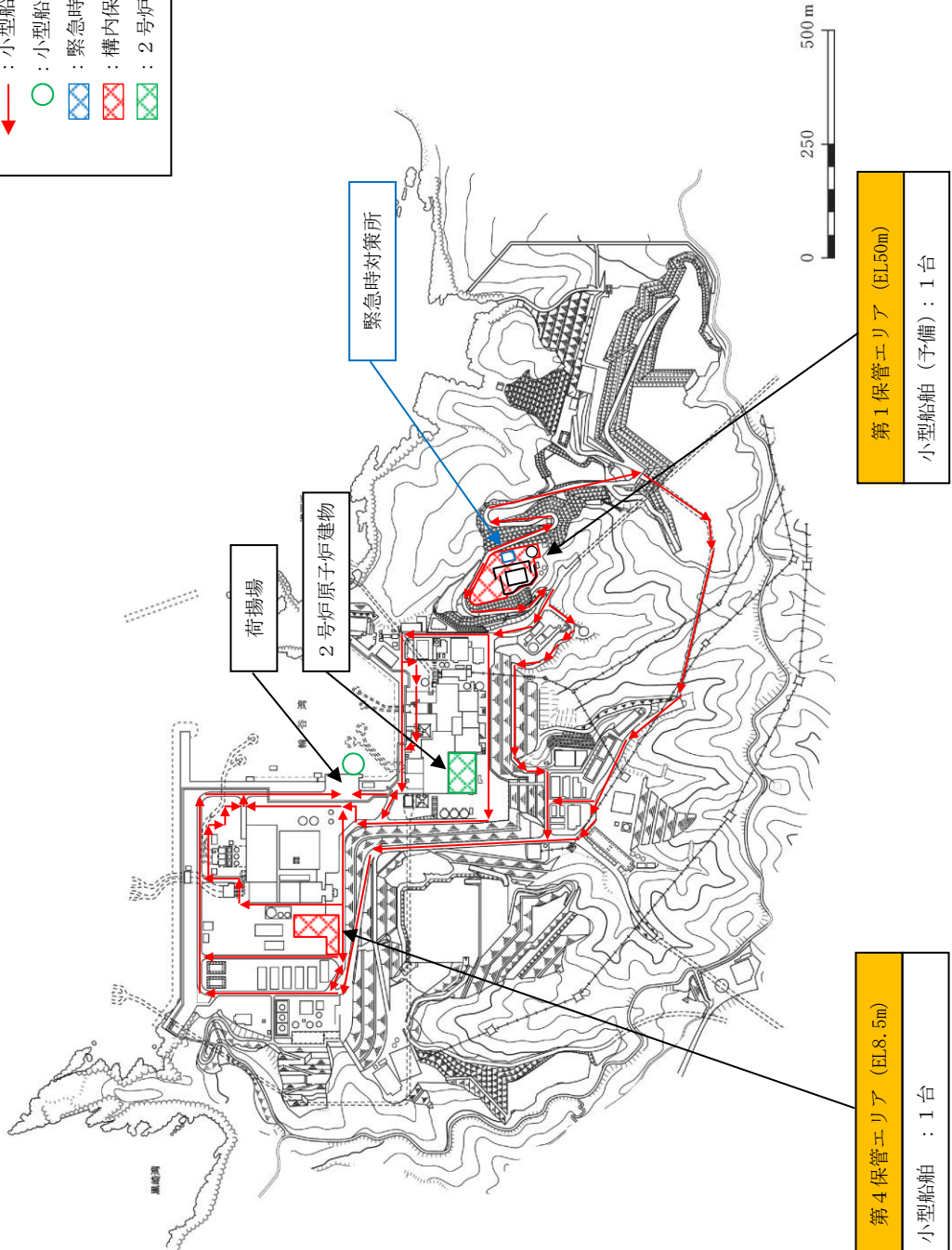
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	1時間40分 測定完了 ▽												
放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	要員(数)												
	緊急時対策要員	事前打ち合わせ											
		実験片準備, 移動 (緊急時対策所→サンプリング地点)											
		試料採取, 測定											

第1.17-7図 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定の実験チャート

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時間20分 測定完了 ▽												
放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	要員(数)	事前打ち合わせ											
	緊急時対策要員	2	 装置の準備, 移動 (緊急時対策所→サンプリング地点)  試料採取, 測定										

第1.17-8図 放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

- 【凡例】
- : 小型船舶運搬ルート
 - : 小型船舶使用場所 (着水場所)
 - ⊠ : 緊急時対策所
 - ⊞ : 構内保管場所
 - ⊞ : 2号炉原子炉建物



現場の状況により、小型船舶運搬ルートを変更する。

第1.17-10図 小型船舶の保管場所及び運搬ルート

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
手順の項目	要員(数)										
海上モニタリング	緊急時対策要員 3										
		事前打ち合わせ									
		移動 (緊急時対策所一第4保管エリア)									
		資機材準備 (小型船舶及び資機材積載、運搬、吊り降ろし)									
		移動 (モニタリング地点)									
		試料採取・海上サーベイ									
		移動 (測定場所)									
		測定									
	5時間20分 測定完了 ▽										
	3時間40分 船舶吊り降ろし完了 ▽										

第1.17-11図 海上モニタリングのタイムチャート

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	420	450	
モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	要員(数) 緊急時対策要員 2	事前打ち合わせ																
		資機材準備																
		移動 (緊急時対策所→MP1), 検出器保護カバー交換																
		移動 (MP1→MP2), 検出器保護カバー交換																
		移動 (MP2→MP3), 検出器保護カバー交換																
		移動 (MP3→MP4), 検出器保護カバー交換																
		移動 (MP4→MP5), 検出器保護カバー交換																
		移動 (MP5→MP6), 検出器保護カバー交換																
		MP: モニタリング・ポスト																

第1.17-12図 モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート

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					
可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	要員(数) 緊急時対策要員 2	正圧化	海側3	海側1	海側2	MP1	MP2	MP3	MP4	MP5	MP6	4時間		
		正圧化	海側3	海側1	海側2	MP1	MP2	MP3	MP4	MP5	MP6	4時間		
		事前打ち合わせ												
		資機材準備												
		移動 (緊急時対策所→緊急時対策所付近)												
		養生シート交換												
		移動 (緊急時対策所付近→海側3)												
		養生シート交換												
		移動 (海側3→海側1)												
		養生シート交換												
		移動 (海側1→海側2)												
		養生シート交換												
		移動 (海側2→MP1)												
		養生シート交換												
		移動 (MP1→MP2)												
		養生シート交換												
		移動 (MP2→MP3)												
		養生シート交換												
		移動 (MP3→MP4)												
		養生シート交換												
移動 (MP4→MP5)														
養生シート交換														
移動 (MP5→MP6)														
養生シート交換														

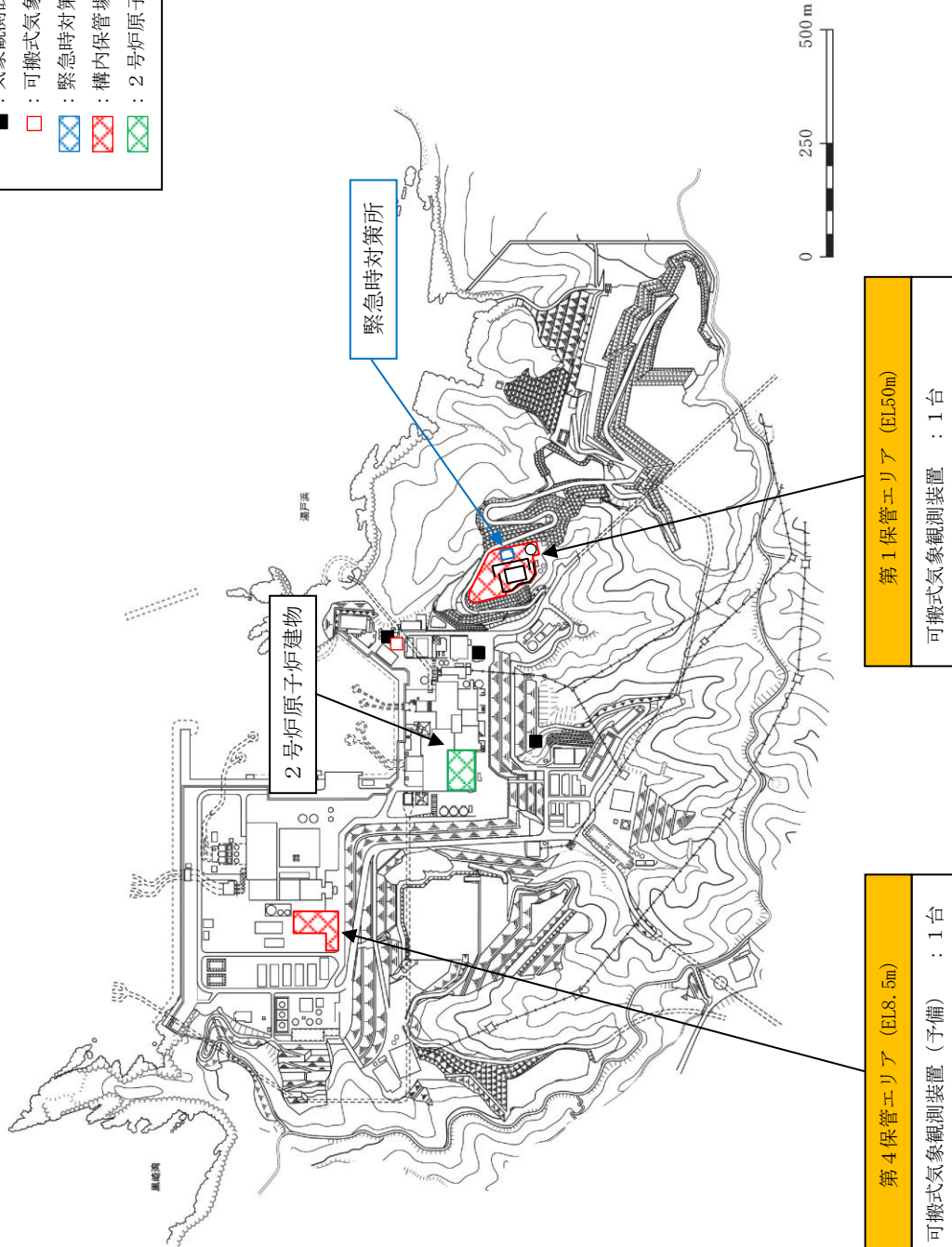
MP:モニタリング・ポスト
正圧化:緊急時対策所正圧化利用

第1.17-13図 可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート

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	
放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員 2			30分 以後、測定可能 ▽		
		事前打ち合わせ				
		遮蔽材等の準備				
				遮蔽材等の設置		

第1.17-14図 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策のタイムチャート

- 【凡例】
- : 気象観測設備の配置位置
 - : 可搬式気象観測装置の配置位置
 - ⊠ : 緊急時対策所
 - ⊞ : 構内保管場所
 - ⊟ : 2号炉原子炉建物



現場の状況により、配置位置を変更する。

第1.17-15図 可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所

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						
手順の項目	要員(数)	3時間10分以後、測定可能 ▽													
可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策要員 2	事前打ち合わせ													
		資機材準備、移動(緊急時対策所→第1保管エリア→気象観測設備近傍)													
															測定(風向、風速、日射量、放射収支量、雨量)

第1.17-16図 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定のタイムチャート

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

< 目 次 >

1.18.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備
 - b. 手順等

1.18.2 重大事故等時の手順等

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

- (1) 緊急時対策所立ち上げの手順
 - a. 緊急時対策所空気浄化送風機運転手順
 - b. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順
- (2) 「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象発生時の手順
 - a. 可搬式エリア放射線モニタの設置手順
 - b. 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による空気供給準備手順
 - c. その他の手順項目にて考慮する手順
- (3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等
 - a. 緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員及び運転員について
 - b. 緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順
 - c. 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順

1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等

(1) 安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備

(3) 通信連絡に関する手順等

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

(1) 放射線管理

a. 放射線管理用資機材の維持管理等

b. チェンジングエリアの設営及び運用手順

c. 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順

(2) 飲料水，食料等の維持管理

1.18.2.4 代替交流電源設備からの給電手順

(1) 緊急時対策所用発電機による給電

a. 緊急時対策所用発電機準備手順

b. 緊急時対策所用発電機起動手順

c. 緊急時対策所用発電機の切替え手順

d. 緊急時対策所用発電機への燃料給油手順

e. 緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持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 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
 - c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。
 - d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。
 - e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。
- 2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な設備及び資機材を整備する。ここでは、緊急時対策所の設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

なお、手順等については、今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

1.18.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまり，重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し，重大事故等に対処するために緊急時対策所を設置し必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に自主対策設備^{※1}及び資機材^{※2}を用いた対応手段を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上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。

※2 資機材：「対策の検討に必要な資料」，「放射線管理用資機材」及び「飲料水，食料等」については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

また，緊急時対策所の電源は，通常，2号炉の非常用低圧母線より給電されている。

この発電所からの給電が喪失した場合は，その機能を代替するための機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.18-1図）

選定した重大事故等対処設備により，「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく，「設置許可基準規則」第六十一条及び「技術基準規則」第七十六条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，並びに，審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材を以下に示す。

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，自主対策設備及び資機材と整備する手順についての関係を第 1.18-1 表に示す。

a. 重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において，環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護するため，緊急時対策所の居住性を確保する手段がある。

緊急時対策所の居住性を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所
- ・ 緊急時対策所遮蔽
- ・ 緊急時対策所空気浄化送風機
- ・ 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット
- ・ 緊急時対策所正圧化装置（配管・弁）
- ・ 緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁
- ・ 緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁）
- ・ 緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト
- ・ 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）
- ・ 可搬式エリア放射線モニタ
- ・ 可搬式モニタリング・ポスト
- ・ 酸素濃度計

- ・二酸化炭素濃度計
- ・差圧計

緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報を把握し，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡するための手段がある。

緊急時対策所の必要な情報を把握するための設備，通信連絡を行うための設備及び資機材は以下のとおり。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）※³
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・衛星電話設備（固定型）
- ・無線通信設備（携帯型）
- ・無線通信設備（固定型）
- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP－電話機及びIP－FAX）
- ・無線通信設備（屋外アンテナ）
- ・衛星通信装置
- ・衛星電話設備（屋外アンテナ）
- ・無線通信装置
- ・有線（建物内）（無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）
- ・有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの）
- ・有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの）
- ・対策の検討に必要な資料

※³ 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。

重大事故等に対処するために必要な数の要員を緊急時対策所内で収容するための手段がある。

必要な数の要員を収容するために必要な資機材は以下のとおり。

- ・放射線管理用資機材
- ・飲料水，食料等

緊急時対策所の電源として，代替交流電源設備からの給電を確保するための手段がある。

緊急時対策所の代替交流電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所用発電機
- ・可搬ケーブル
- ・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤
- ・緊急時対策所 低圧母線盤
- ・緊急時対策所用燃料地下タンク
- ・タンクローリ
- ・ホース
- ・緊急時対策所用発電機～緊急時対策所 低圧母線盤[電路]

(b) 重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材

審査基準及び基準規則に要求される緊急時対策所，緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁），緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト，緊急時対策所正圧化装置（空気ポンプ），緊急時対策所正圧化装置（配管・弁），緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁，酸素濃度計，差圧計，可搬式エリア放射線モニタ，可搬式モニタリング・ポスト，安全パラメータ表示システム（SPDS），無線通信設備（携帯型），無線通信設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），衛星電話設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，I

P-電話機及びI P-F A X), 無線通信設備(屋外アンテナ), 衛星電話設備(屋外アンテナ), 無線通信装置, 衛星通信装置, 有線(建物内)(無線通信設備(固定型), 衛星電話設備(固定型)に係るもの), 有線(建物内)(安全パラメータ表示システム(S P D S)に係るもの)及び有線(建物内)(統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの)は, 重大事故等対処設備として位置付ける。

二酸化炭素濃度は, 酸素濃度同様, 居住性に関する重要な制限要素であることから, 二酸化炭素濃度計は重大事故等対処設備として位置付ける。

機能喪失原因対策分析の結果により選定した, 緊急時対策所の代替交流電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち, 緊急時対策所用発電機, 可搬ケーブル, 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤, 緊急時対策所 低圧母線盤, 緊急時対策所用燃料地下タンク, タンクローリ, ホース及び緊急時対策所用発電機～緊急時対策所 低圧母線盤[電路]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おいて, 発電所外(社内外)との通信連絡を行うことが可能であることから, 以下の設備は自主対策設備として位置付ける。併せて, その理由を示す。

- ・ 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
- ・ 衛星電話設備(社内向)
- ・ テレビ会議システム(社内向)
- ・ 専用電話設備
- ・ 局線加入電話設備

上記の設備は、基準地震動 S_s による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所内外の通信連絡を行うための手段として有効である。

対策の検討に必要な資料、放射線管理用資機材、飲料水、食料等については、資機材であるため重大事故等対処設備としない。

b. 手順等

上記の a. により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、本部長^{※4}、復旧班^{※5}、放射線管理班^{※6}及び支援班^{※7}の対応として、「原子力災害対策手順書」等に定める。(第 1.18-1 表)

また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。(第 1.18-2 表, 第 1.18-3 表)

通信連絡設備において給電が必要となる設備は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

本部長が持っている権限のうち、その一部をあらかじめ復旧統括^{※8}、技術統括^{※9}、支援統括^{※10}に委譲している。

また、通常時における、原子力災害対策活動に必要な資料、放射線管理用資機材、飲料水、食料等の管理、運用については、技術部課長(技術)、廃止措置・環境管理部課長(放射線管理)及び総務課長^{※11}にて実施する。

※4 本部長：重大事故等発生時の原子力防災管理者（発電所長）又は代行者をいう。本部長にはそれを補佐する本部員を置く。

※5 復旧班：緊急時対策要員のうち復旧班の班員をいう。

※6 放射線管理班：緊急時対策要員のうち放射線管理班の班員をいう。

※7 支援班：緊急時対策要員のうち支援班の班員をいう。

※8 復旧統括：緊急時対策要員のうち復旧班の業務を統括する者を

いう。

- ※9 技術統括：緊急時対策要員のうち技術班，放射線管理班の業務を統括する者をいう。
- ※10 支援統括：緊急時対策要員のうち支援班，警備班の業務を統括する者をいう。
- ※11 技術部課長（技術），廃止措置・環境管理部課長（放射線管理）及び総務課長：通常時の発電所組織における各課の長をいう。

1. 18. 2 重大事故等時の手順等

1. 18. 2. 1 居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な対応手段として、緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット、緊急時対策所用発電機、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、緊急時対策所にとどまるために必要な居住性を確保する。

環境に放射性物質等が放出された場合、屋外に設置する可搬式モニタリング・ポストにより、緊急時対策所に向かって放出される放射性物質による放射線量を測定及び監視し、緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）により希ガス等の放射性物質の侵入を防止することで、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護する。

また、万が一、希ガス等の放射性物質が緊急時対策所内に侵入した場合においても、可搬式エリア放射線モニタにて測定及び監視し、対策をとることにより、緊急時対策所への放射性物質の侵入を低減する。

緊急時対策所内が事故対策のための活動に支障がない酸素濃度及び二酸化炭素濃度の範囲にあることを把握する。

これらを踏まえ事故状況の進展に応じた手順とする。

(1) 緊急時対策所立ち上げの手順

重大事故等が発生するおそれがある場合等^{※12}、緊急時対策所を使用し、緊急時対策本部を設置するための準備として、緊急時対策所を立ち上げるための手順を整備する。

※12 緊急時体制が発令され、緊急時対策本部が設置される場合として、
運転時の異常な過渡変化、設計基準事故も含める。

a. 緊急時対策所空気浄化送風機運転手順

緊急時体制が発令された場合、緊急時対策要員及び自衛消防隊は、緊急時対策所を拠点として活動を開始する。緊急時対策所で活動する

緊急時対策要員及び自衛消防隊の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため、緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

緊急時対策所空気浄化送風機を接続、起動し、必要な換気を確保するとともに、緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを通気することにより放射性物質の侵入を低減するための手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所を立ち上げる場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所立ち上げ時の緊急時対策所空気浄化送風機の運転手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（ブルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化）を第 1.18-2 図に、緊急時対策所空気浄化送風機運転手順のタイムチャートを第 1.18-3 図に、緊急時対策所空気浄化送風機、緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）の設置場所を第 1.18-4 図に示す。

①復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所空気浄化送風機の起動を指示する。

②復旧班は、使用側の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト及び電源を接続する。

③復旧班は、緊急時対策所常用換気空調系給気隔離ダンパを閉止し、使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを調整開とする。

④復旧班は、緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて使用側の緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

⑤復旧班は、緊急時対策所空気浄化送風機からの流量指示値を確

認し、必要により使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパにて流量を調整する。

⑥復旧班は、緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし、緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧 100Pa 以上、緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。

⑦復旧班は、待機側の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト及び電源を接続し、待機側を待機させる。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所付近において、復旧班 2 名で行い、作業開始を判断してから緊急時対策所空気浄化送風機起動完了まで 45 分以内、一連の作業完了まで 1 時間 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

b. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

緊急時対策所の使用を開始した場合、緊急時対策所の居住性確保の観点から、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所の使用を開始した場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順の概要は以下のとおり。測定箇所を第 1.18-5 図に示す。

①復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。

②復旧班は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内において、復旧班1名で行う。室内での測定のみであるため、速やかに対応が可能である。

(2) 「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象発生時の手順

a. 可搬式エリア放射線モニタの設置手順

原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に、緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため、緊急時対策所内に可搬式エリア放射線モニタを設置する手順を整備する。

さらに、緊急時対策所に設置した可搬式エリア放射線モニタは、緊急時対策所内への放射性物質等の侵入量を微量のうちに検知し、正圧化の判断を行うために使用する。

なお、可搬式モニタリング・ポスト等についても、緊急時対策所を加圧するための判断の一助とする。

(a) 手順着手の判断基準

2号当直副長が、「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生したと判断した場合。

(b) 操作手順

可搬式エリア放射線モニタを設置する手順の概要は以下のとおり。可搬式エリア放射線モニタ設置手順のタイムチャートを第 1.18-6 図に示す。

①技術統括は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班長に緊急時対策所内への可搬式エリア放射線モニタの設置を指示する。

②放射線管理班は、可搬式エリア放射線モニタを設置し、起動する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班 1 名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで 20 分以内で可能である。

b. 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による空気供給準備手順

緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成を行い、漏えい等がないことを確認し、切替えの準備を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

2号当直副長が、原災法該当事象が発生したと判断した場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による空気供給準備の手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（ブルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化）を第 1.18-2 図に、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による空気供給準備手順のタイムチャートを第 1.18-7 図に示す。

①復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成（緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）から出口止め弁まで）を指示する。

②復旧班は、緊急時対策所正圧化装置可搬型配管を接続する。

③復旧班は、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成（緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）から出口止め弁まで）を行い、各部の漏えい等がないことを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所付近において、復旧班 2 名で行い、作業開始を判断してから緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成完了まで 2 時間以内で

可能である。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

また、ヘッドライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

c. その他の手順項目にて考慮する手順

可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定手順は、「1.17 監視測定等に関する手順等」で整備する。

(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護し、居住性を確保するための手順を整備する。

a. 緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員及び運転員について

プルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員及び運転員は、休憩及び仮眠をとるための交替要員を考慮して、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名と、原子炉格納容器の破損等による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要員 23 名のうち中央制御室待避室にとどまる運転員 5 名を除く 18 名の合計 64 名と想定している。

プルーム放出のおそれがある場合、本部長は、この要員数を目安とし、最大収容可能人数（約 150 名）の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

b. 緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順

格納容器ベントを実施する場合に備え、緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）に切り替えることにより、緊急時対策所への外気の流入を遮断する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）による正圧化判断のフローチャートは第 1.18-8 図に示すとおりであり、以下の①、②のい

ずれかの場合。

①以下の【条件 1-1】及び【条件 1-2】が満たされた場合

【条件1-1】：2号炉の炉心損傷^{※13}及び格納容器破損の評価に必要なパラメータの監視不可

【条件1-2】：可搬式モニタリング・ポストの指示値が上昇し30mGy/hとなった場合^{※14}又は可搬式エリア放射線モニタの指示値が上昇し0.1mSv/hとなった場合

②以下の【条件 2-1-1】又は【条件 2-1-2】、及び【条件 2-2-1】又は【条件 2-2-2】が満たされた場合

【条件2-1-1】：2号炉にて炉心損傷^{※13}後にサプレッション・プール水位が通常水位+約1.2mに到達した場合

【条件2-1-2】：2号炉にて炉心損傷^{※13}後に格納容器破損徴候が発生した場合

【条件2-2-1】：格納容器ベント実施判断基準であるサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達の約20分前

【条件2-2-2】：可搬式モニタリング・ポストの指示値が上昇し30mGy/h^{※14}となった場合又は可搬式エリア放射線モニタの指示値が上昇し0.1mSv/hとなった場合

※13 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。

※14 格納容器破損防止の有効性評価「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しない場合）において想定するプルーム通過

時の敷地内の線量率よりも十分に低い値として30mGy/h
を設定。

(b) 操作手順

緊急時対策所にとどまる必要のない要員が発電所外へ一時退避し、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による加圧開始、緊急時対策所空気浄化送風機を停止する手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（プルーム通過中：緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による正圧化）を第 1.18-9-1 図に、緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による加圧手順のタイムチャートを第 1.18-10 図に示す。

また、緊急時対策所の見取り図を第 1.18-11 図に示す。

①本部長は、技術班が実施する事象進展予測等から、格納容器ベントに備え、緊急時対策所にとどまる現場要員の移動及びとどまる必要のない要員が発電所からの一時退避に関する判断を行う^{※15}。

- ※15
- ・技術班が実施する事象進展予測から、炉心損傷^{※13}後の格納容器ベントの実施予測時刻が5時間後以内になると判明した場合。
 - ・技術班が実施する事象進展予測から、炉心損傷^{※13}後の格納容器ベントより先に格納容器内の水素濃度・酸素濃度が可燃限界に近づき、水素ガス・酸素ガスの放出の実施予測時刻が5時間後以内になると判明した場合で、放出される放射性物質、風向き等から本部長が退避を必要と判断した場合。
 - ・事象進展の予測ができず、炉心損傷^{※13}後の格納容器ベントに備え、本部長が退避を必要と判断した場合。
 - ・不測の事態が発生し、放射性物質の放出に備え、本部長が退避を必要と判断した場合。

※13 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本部長は、プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる要員と、発電所から一時退避する要員とを明確にする。
- ③本部長は、発電所から一時退避する要員の退避に係る体制、連絡手段、移動手段を確保させ、緊急時対策所への現場要員の移動に併せて、放射性物質による影響の少ないと想定される場所（原子力事業所災害対策支援拠点等）への退避を指示する。
- ④本部長は、手順着手の判断基準に基づき、復旧統括へ緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧開始及び緊急時対策所空気浄化送風機の停止を指示する。
- ⑤本部長は、格納容器ベント実施の前には、緊急時対策所にとどまる要員がすべて緊急時対策所に戻って来ていることの確認を行う。
- ⑥復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急時対策所内の加圧を指示する。
- ⑦復旧班は、緊急時対策所内に設置されている緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の2次圧力調節弁入口弁を開とし、流量調節弁にて流量を調整する。
- ⑧復旧班は、緊急時対策所チェン징ングエリア排気隔離ダンパを緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧時の開度まで閉（調整開）とするとともに緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを閉とする。
- ⑨復旧班は、緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて

緊急時対策所空気浄化送風機を停止する。

- ⑩復旧班は、緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし、緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧100Pa以上、緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所において、復旧班5名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで5分以内で可能である。

c. 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順

周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合にプルーム通過後の緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

可搬式モニタリング・ポスト又は可搬式エリア放射線モニタの線量率の指示値が上昇した後に、減少に転じ、更に線量率が安定な状態になり、周辺環境中の放射性物質が十分減少し、可搬式モニタリング・ポストの値が 0.5mGy/h^{*16} を下回った場合。

※16 保守的に 0.5mGy/h を 0.5mSv/h として換算し、仮に7日間被ばくし続けたとした場合の被ばく線量は 84mSv ($0.5\text{mSv/h} \times 168\text{h}$) となる。これは、 100mSv に対して余裕があり、また、緊急時対策所の居住性評価における 1.7mSv に加えた場合でも 100mSv を超えることのない値として設定。

(b) 操作手順

緊急時対策所の正圧化について、緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による給気から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（プルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧

化)を第 1.18-2 図に、緊急時対策所正圧化装置(空気ボンベ)から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順のタイムチャートを第 1.18-12 図に示す。

- ①復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所正圧化装置(空気ボンベ)から緊急時対策所空気浄化送風機への切替えを指示する。
- ②復旧班は、緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。
- ③復旧班は、緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを調整開とし、流量を調整する。
- ④復旧班は、緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし、緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧 100Pa 以上、緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。
- ⑤復旧班は、緊急時対策所正圧化装置(空気ボンベ)の 2 次圧力調節弁入口弁を閉とする。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所において、復旧班 5 名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで 5 分以内で可能である。

1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等

重大事故等が発生した場合において、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム(S P D S)及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。

また、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所に整備する。

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備によ

り、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を使用する。

(1) 安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順

重大事故等が発生した場合、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

緊急時対策所を立ち上げる場合。

b. 操作手順

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置によりプラントパラメータを監視する手順の概要は以下のとおり。必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備系統概要図を第 1.18-13 図に示す。

なお、SPDS伝送サーバについては、常時伝送が行われており、操作は必要ない。

①プラント監視班は、手順着手の判断基準に基づき、SPDSデータ表示装置の接続を確認する。

②プラント監視班は、SPDSデータ表示装置にて、各パラメータを監視する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内においてプラント監視班1名で行う。室内でのSPDSデータ表示装置の接続確認等のみであるため、短時間での対応が可能である。

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備

重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し、資料が更新された場合には資料の差替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

(3) 通信連絡に関する手順等

重大事故等時において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本社、国、自治体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。

重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧を第 1.18-4 表に、必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備系統概要図を第 1.18-13 図に示す。

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用方法等、必要な手順の詳細は、「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員として、92 名を収容する。

なお、プルーム通過中において、緊急時対策所にとどまる要員は 64 名である。

要員の収容にあたっては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員との輻輳を避けるレイアウトとなるように考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようにトイレや休憩スペース等を整備するとともに、収容する要員に必要な放射線管理を行うための資機材、飲料水、食料等を整備し、維持、管理する。

(1) 放射線管理

a. 放射線管理用資機材の維持管理等

緊急時対策所には、7 日間外部からの支援がなくとも重大事故等に

対処する要員が使用する十分な数量の装備(汚染防護服,個人線量計,全面マスク等)及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに,通常時から維持,管理し,重大事故等時には,防護具等の使用及び管理を適切に運用し,十分な放射線管理を行う。

放射線管理班長は,重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の被ばく線量管理を行うため,個人線量計を常時装着させるとともに線量評価を行う。また,作業に必要な放射線管理用資機材を用いて作業現場の線量率測定等を行う。

b. チェンジングエリアの設営及び運用手順

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において,緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため,モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設営する手順を整備する。

チェンジングエリアには,防護具を脱衣する脱衣エリア,放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア,汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け,放射線管理班が汚染検査及び除染を行うとともに,チェンジングエリアの汚染管理を行う。

除染エリアは,サーベイエリアに隣接して設置されており,除染はウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが,拭き取りにて除染ができない場合は,簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は,必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。

チェンジングエリアは,速やかな設営作業を可能とするよう,平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくとともに運用に必要な資機材を配備しておく。

(a) 手順着手の判断基準

2号当直副長が,原災法該当事象が発生したと判断した後,技術統括が,事象進展の状況(炉心損傷を判断した場合^{※13}等),参集済

みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して、チェンジングエリアの設営を行うと判断した場合。

※13 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。

(b) 操作手順

チェンジングエリアを設営するための手順の概要は以下のとおり。
チェンジングエリア設営のタイムチャートを第1.18-14図に示す。

- ①技術統括は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班長に緊急時対策所の出入口付近に、チェンジングエリアの設営を指示する。
- ②放射線管理班は、チェンジングエリア用資機材の設置状態、床・壁の養生状態を確認し、必要に応じて補修する。
- ③放射線管理班は、粘着マットの保護シートの剥離及び装備回収箱へポリ袋の取り付けを行う。
- ④放射線管理班は、GM汚染サーベイ・メータを設置する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班1名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能である。

c. 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは、7日間は交換なしで連続使用できる設計であるが、故障する等、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合に、待機側を起動し、切替えを実施する手順を整備する。

緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユ

ユニットは、緊急時対策所に2系統設置しており、故障等を考慮しても、切替え等を行うことにより、数ヶ月間使用可能とする。

なお、使用済緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が高い場合は、フィルタ交換による被ばくを避けるため、放射線量が減衰して下がるまで、適切な遮蔽が設置されているその場所で一時保管する。

(a) 手順着手の判断基準

運転中の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットが故障する等、切替えが必要となった場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを待機側に切り替える手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの待機側への切替え）を第1.18-9-2図に、緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順のタイムチャートを第1.18-15図に示す。

- ①復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替えを指示する。
- ②復旧班は、緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて待機側の緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。
- ③復旧班は、待機側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを調整開とし、流量を調整する。
- ④復旧班は、使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを閉とする。
- ⑤復旧班は、緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて使用側の緊急時対策所空気浄化送風機を停止する。
- ⑥復旧班は、緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及

び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし、緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧 100Pa 以上、緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策所内において、復旧班 3 名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで 6 分以内で可能である。

円滑に作業ができるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(2) 飲料水、食料等の維持管理

重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後、少なくとも外部からの支援なしに 7 日間、活動するために必要な飲料水、食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理する。

支援班長は、重大事故等が発生した場合には、飲料水、食料等の支給を適切に運用する。

放射線管理班長は、緊急時対策所内での飲食等の管理として、適切な頻度で緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度の測定を行い、飲食しても問題ない環境であることを確認する。

ただし、緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度が目安（ 1×10^{-3} Bq/cm³ 未満）よりも高くなった場合であっても、本部長の判断により、必要に応じて飲食を行う。

また、重大事故等が発生した場合、緊急時対策所内の室温・湿度が維持できるよう予備のエアコン等を保管し、管理を適切に行う。

1. 18. 2. 4 代替交流電源設備からの給電手順

(1) 緊急時対策所用発電機による給電

a. 緊急時対策所用発電機準備手順

緊急時対策所用発電機を起動するための準備として、可搬ケーブルの接続を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所を立ち上げる場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所と緊急時対策所用発電機を可搬ケーブルにて接続する手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所給電系統概要図を第 1.18-16 図に、緊急時対策所用発電機準備手順のタイムチャートを第 1.18-17 図に示す。

①復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所用発電機の準備を指示する。

②復旧班は、緊急時対策所用発電機と緊急時対策所 発電機接続プラグ盤間に可搬ケーブルを敷設し、可搬ケーブル接続を行い、絶縁抵抗測定により回路の健全性を確認する。これらは 2 台共に実施する。可搬ケーブル接続後、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤の遮断器を「入」操作する。

③復旧班は、給電する回路に異常がないことを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、復旧班 3 名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで 40 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

また、ヘッドライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

b. 緊急時対策所用発電機起動手順

緊急時体制が発令された場合、緊急時対策要員及び自衛消防隊は、緊急時対策本部を拠点として活動を開始する。

緊急時対策所の必要な負荷は、2号炉の非常用低圧母線より受電されるが、同母線より受電できない場合は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機から給電する。

緊急時対策所で、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機に

よる給電手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

外部電源、常用母線及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合で、早期の電源回復が不能の場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所用発電機により電源を給電する手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所給電系統概要図を第1.18-16図に、緊急時対策所用発電機起動手順のタイムチャートを第1.18-18図に示す。

- ①復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所用発電機の起動を指示する。
- ②復旧班は、緊急時対策所用発電機の配備場所まで移動し、燃料油量を確認した上で、緊急時対策所用発電機を起動する。
- ③復旧班は、緊急時対策所 低圧母線盤まで移動し、緊急時対策所 低圧母線盤のすべての遮断器を「切」にし、緊急時対策所用発電機からの受電遮断器を「入」にする。
- ④復旧班は、給電した緊急時対策所低圧母線の電圧確認を行う。
- ⑤復旧班は、緊急時対策所 低圧母線盤の必要な負荷への遮断器を「入」とし、給電を開始する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、復旧班3名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能である。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

c. 緊急時対策所用発電機の切替え手順

2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合において、早期の電源回復が不能の場合で、緊急時対策所用発電機を運転した際は、燃料給油のため緊急時対策所用発電機を切り替える必要があり、その手順

を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

燃料給油等のため、運転中の緊急時対策所用発電機の停止が必要となった場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所用発電機の切替え手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所用発電機の切替え手順のタイムチャートを第1.18-19図に示す。

- ①復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所用発電機の切替えを指示する。
- ②復旧班は、緊急時対策所（通信・電気室）又は緊急時対策所用発電機の設置場所へ移動し、待機側の緊急時対策所用発電機を起動する。
- ③復旧班は、緊急時対策所（通信・電気室）又は緊急時対策所用発電機の設置場所で使用側の緊急時対策所用発電機を停止する。
- ④復旧班は、待機側の緊急時対策所用発電機の起動確認を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、復旧班2名で行い、作業開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能である。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

d. 緊急時対策所用発電機への燃料給油手順

2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合において、早期の電源回復が不能の場合で、緊急時対策所用発電機を運転した際は、燃料給油が必要となる。

緊急時対策所用発電機には、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへ燃料を補給し、緊急時対策所用発電機に給油する。

緊急時対策所用発電機へ給油する手順を整備する。

また、重大事故等時7日間運転を継続するために必要な燃料の備蓄量として、緊急時対策所用燃料地下タンク（約45m³）を管理する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所用発電機を運転した場合において、緊急時対策所用発電機の燃料油量を確認した上で運転開始後、負荷運転時における燃料給油手順着手時間^{※17}に達した場合。

※17 緊急時対策所の必要な負荷運転時における燃料給油作業着手時間及び給油間隔の目安は以下のとおり。

- ・運転開始後18時間（その後約36時間ごとに給油）

(b) 操作手順

緊急時対策所用発電機への燃料給油手順の概要は以下のとおり。
緊急時対策所用発電機への燃料給油概要図を第1.18-20図に、緊急時対策所用発電機への燃料給油手順のタイムチャートを第1.18-21図に示す。

- ①復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリによる緊急時対策所用発電機への燃料給油を指示する。
- ②復旧班は、緊急時対策所用燃料地下タンクから緊急時対策所用発電機への燃料給油作業の準備を行う。
- ③復旧班は、タンクローリを保管エリアから緊急時対策所用燃料地下タンク近傍に移動させ、燃料の補給を行う。
- ④復旧班は、タンクローリを緊急時対策所用発電機の近傍に移動させ、緊急時対策所用発電機への燃料給油を実施する。
- ⑤復旧班は、緊急時対策所用発電機の燃料油量を確認し、負荷運転時の燃料給油間隔を目安に、以降③、④を繰り返し燃料の給油を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、復旧班 2 名で行い、作業開始を判断してから 1 回の燃料給油に係る一連の作業完了まで 2 時間 50 分以内で可能である。なお、タンクローリに残油がある場合には、30 分以内で可能である。

緊急時対策所用発電機の燃料消費率は、実負荷にて起動から燃料の枯渇までの時間を 42 時間以上と想定しており、枯渇までに燃料給油を実施する。

円滑に作業できるように、アクセスルートを確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

e. 緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順

緊急時対策所用発電機を運転した場合で、緊急時対策所用発電機が 2 台損傷した際は、緊急時対策所用発電機（予備）との切替えが必要となる。緊急時対策所用発電機が 2 台損傷した場合の緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所用発電機を運転した場合で、緊急時対策所用発電機 2 台の損傷のため緊急時対策所用発電機（予備）への切替えが必要となった場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所用発電機を予備に切り替える手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順のタイムチャートを第 1.18－22 図に示す。

- ①復旧統括は、手順着手の判断基準に基づき、復旧班長に緊急時対策所用発電機（予備）への切替えを指示する。
- ②復旧班は、使用中の緊急時対策所用発電機設置場所へ移動し、当該電源設備が起動不可であることを確認する。
- ③復旧班は、緊急時対策所用発電機（予備）の保管場所へ移動し、緊急時対策所用発電機（予備）の外観点検を実施する。
- ④復旧班は、緊急時対策所用発電機（予備）を緊急時対策所北側

へ移動する。

- ⑤復旧班は，緊急時対策所用発電機（予備）と緊急時対策所 発電機接続プラグ盤間に可搬ケーブルを敷設し，可搬ケーブル接続を行う。
- ⑥復旧班は，絶縁抵抗測定により電路の健全性を確認し，遮断器の「入」操作を実施する。
- ⑦復旧統括は，「1.18.2.4(1) c. 緊急時対策所用発電機の切替え手順」の手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策所用発電機（予備）からの給電を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，復旧班3名で行い，作業開始を判断してから一連の作業完了まで3時間15分以内で可能である。

円滑に作業できるように，アクセスルートを確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

第1.18-1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

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
—	—	居住性の確保	緊急時対策所 緊急時対策所遮蔽 緊急時対策所空気浄化送風機 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 緊急時対策所正圧化装置（配管・弁） 緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁 緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁） 緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ） 可搬式エリア放射線モニタ 可搬式モニタリング・ポスト ^{*1} 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 差圧計	重大事故等対処設備 原子力災害対策手順書 「緊急時対策所空気浄化装置運転」 「緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定」 「緊急時対策本部内可搬式エリア放射線モニタ設置手順」 「緊急時対策所空気ボンベ加圧設備による空気供給準備」 「緊急時対策所空気浄化装置から緊急時対策所空気ボンベ加圧設備への切替」 「緊急時対策所空気ボンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置への切替」 緊急時対策所運用手順書
			安全パラメータ表示システム（SPDS） 衛星電話設備（携帯型） ^{*2} 衛星電話設備（固定型） ^{*2} 無線通信設備（携帯型） ^{*2} 無線通信設備（固定型） ^{*2} 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ^{*2} 無線通信設備（屋外アンテナ） ^{*2} 衛星通信装置 ^{*2} 衛星電話設備（屋外アンテナ） ^{*2} 無線通信装置 ^{*2} 有線（建物内）（無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）に係るもの） ^{*2} 有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの） 有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの） ^{*2}	重大事故等対処設備 原子力災害対策手順書 「安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視」 「重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備」
			所内通信連絡設備（警報装置を含む。） ^{*2} 電力保安通信用電話設備 ^{*2} 衛星電話設備（社内向） ^{*2} テレビ会議システム（社内向） ^{*2} 専用電話設備 ^{*2} 局線加入電話設備 ^{*2}	自主対策設備
			対策の検討に必要な資料 ^{*3}	資機材
—	—	必要な数の要員の収容	放射線管理用資機材 ^{*3} 飲料水、食料等 ^{*3}	資機材 原子力災害対策手順書 「放射線管理用資機材の維持管理等」 「緊急時対策所チェンジングエリアの設営及び運用」 「緊急時対策所空気浄化装置の待機側への切替」 緊急時対策所運用手順書
			緊急時対策所全交流動力電源	代替交流電源設備からの給電 緊急時対策所用発電機 可搬ケーブル 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 緊急時対策所 低圧母線盤 緊急時対策所用燃料地下タンク タンクローリ ホース 緊急時対策所用発電機～緊急時対策所 低圧母線盤[電路]

※1：手順は「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

※2：手順は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

※3：「対策の検討に必要な資料」、「放射線管理用資機材」及び「飲料水、食料等」については資機材であるため、重大事故等対処設備としない。

第1.18-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/2)

対応手段	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ (計器)
1.18.2.1 居住性を確保するための手順等			
(1)緊急時対策所立ち上げの手順 a. 緊急時対策所空気浄化送風機運転手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所空気浄化送風機運転	空気浄化設備系空気浄化設備給気風量 差圧計
(1)緊急時対策所立ち上げの手順 b. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
(2)「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象発生時の手順 a. 可搬式エリア放射線モニタの設置手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所内の空間線量率	可搬式エリア放射線モニタ
(3)重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 b. 緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順	判断基準	緊急時対策所内の空間線量率	可搬式エリア放射線モニタ
		緊急時対策所周辺の空間線量率	可搬式モニタリング・ポスト
		サブプレッション・プール水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内のガンマ線線量率	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)
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
	操作	緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンペ) による加圧	緊急時対策所換気空調系空気ポンペ加圧設備空気供給流量 差圧計
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
(3)重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 c. 緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンペ) から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順	判断基準	緊急時対策所内の空間線量率	可搬式エリア放射線モニタ
		緊急時対策所周辺の空間線量率	可搬式モニタリング・ポスト
	操作	緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンペ) から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え	空気浄化設備系空気浄化設備給気風量 差圧計
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計

第1.18-2表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(2/2)

対応手段	重大事故等の対応に 必要となる監視項目		監視パラメータ (計器)
1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等			
(1)放射線管理 c. 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え	空気浄化設備系空気浄化設備給気風量 差圧計
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
1.18.2.4 代替交流電源設備からの給電手順			
(1)緊急時対策所用発電機による給電 b. 緊急時対策所用発電機起動手順	判断基準	緊急時対策所電源	緊急時対策所母線電圧
	操作	緊急時対策所用発電機の起動	緊急時対策所用発電機燃料油量 緊急時対策所用発電機電圧 緊急時対策所用発電機電流 緊急時対策所用発電機周波数
		緊急時対策所電源	緊急時対策所母線電圧
(1)緊急時対策所用発電機による給電 c. 緊急時対策所用発電機の切替え手順	判断基準	—	—
	操作	緊急時対策所用発電機の切替え	緊急時対策所用発電機電圧 緊急時対策所用発電機電流 緊急時対策所用発電機周波数
		緊急時対策所電源	緊急時対策所母線電圧
(1)緊急時対策所用発電機による給電 d. 緊急時対策所用発電機への燃料給油手順	判断基準	緊急時対策所用発電機の燃料残量	緊急時対策所用発電機燃料油量
	操作	緊急時対策所用発電機への燃料給油	緊急時対策所用発電機燃料油量

第1.18-3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備*	給電元 給電母線
<p>【1.18】 緊急時対策所の居住性等に関する手順等</p>	緊急時対策所空気浄化送風機	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	衛星電話設備（固定型）	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	無線通信設備（固定型）	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	SPDS 伝送サーバ	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	SPDS データ表示装置	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線

※ 通信連絡設備における給電対象設備は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

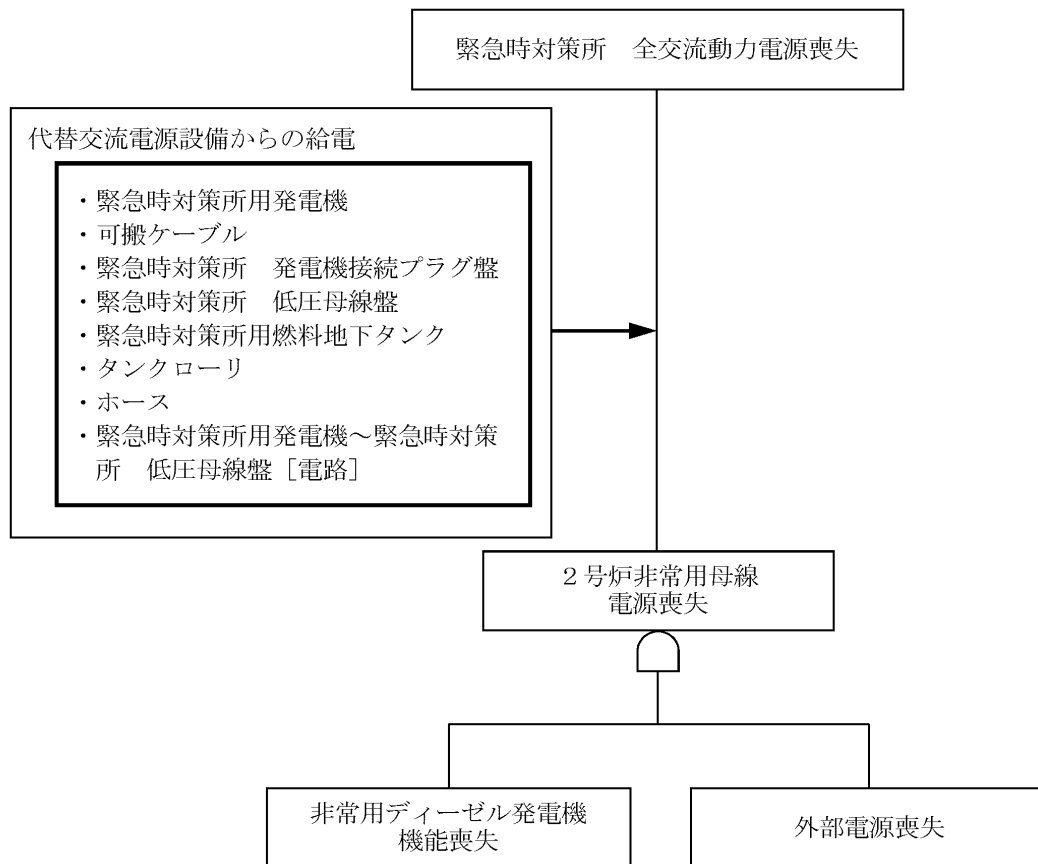
第1.18-4表 重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧

対応設備	
無線通信設備	無線通信設備（携帯型）
	無線通信設備（固定型）
衛星電話設備	衛星電話設備（携帯型）
	衛星電話設備（固定型）
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム
	I P - 電話機
	I P - F A X

凡例

◡ : AND条件

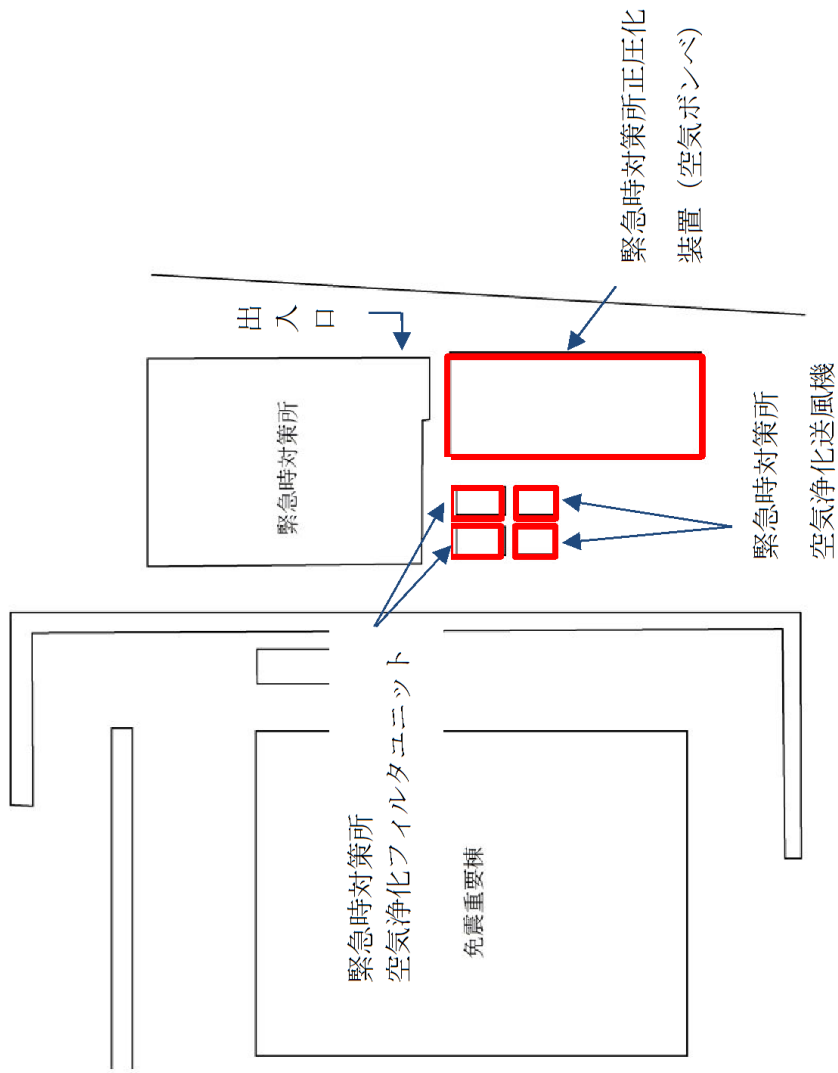
➡ : 代替手段による対応



第1.18-1図 機能喪失原因対策分析

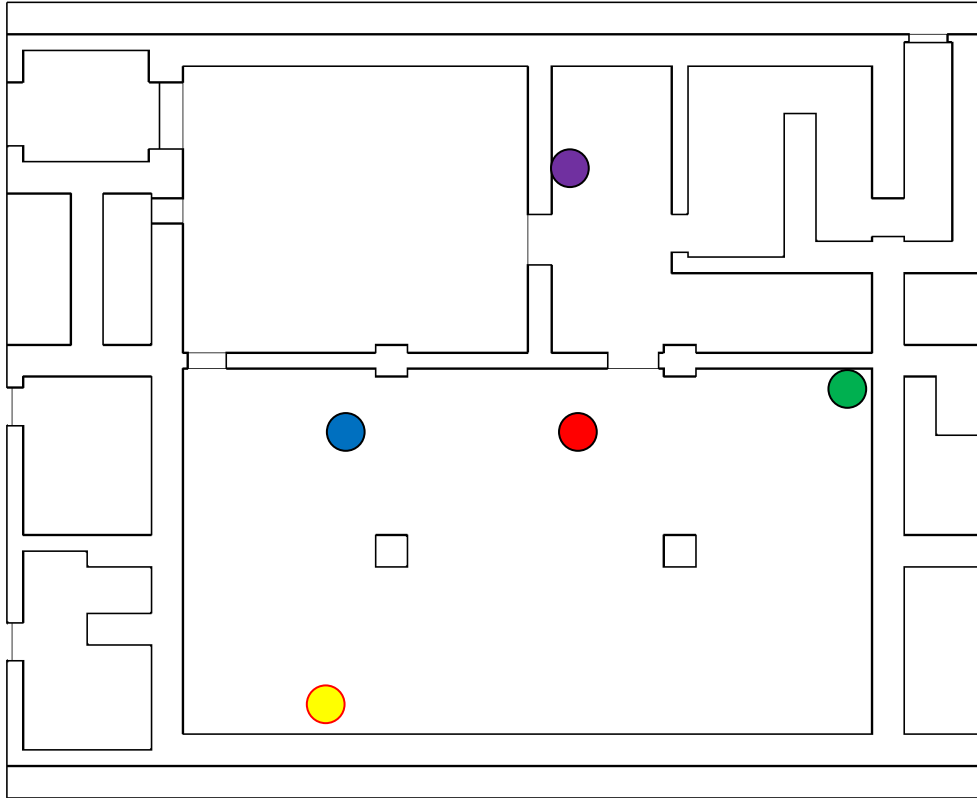
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	使用側空気浄化送風機起動完了 45分												待機側接続完了 1時間30分
緊急時対策要員	使用側可搬型ダクト・電源接続												
	給気隔離ダンプ操作												
	空気浄化送風機起動, 給気流量調整, 本部・チェンジンクエリア圧力調整												
	待機側可搬ダクト運搬接続・電源接続												

第1.18-3図 緊急時対策所空気浄化送風機運転 タイムチャート



第1.18-4図 緊急時対策所空気浄化送風機, 緊急時対策所空気浄化ユニット及び

緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンプ) 設置場所



【凡例】

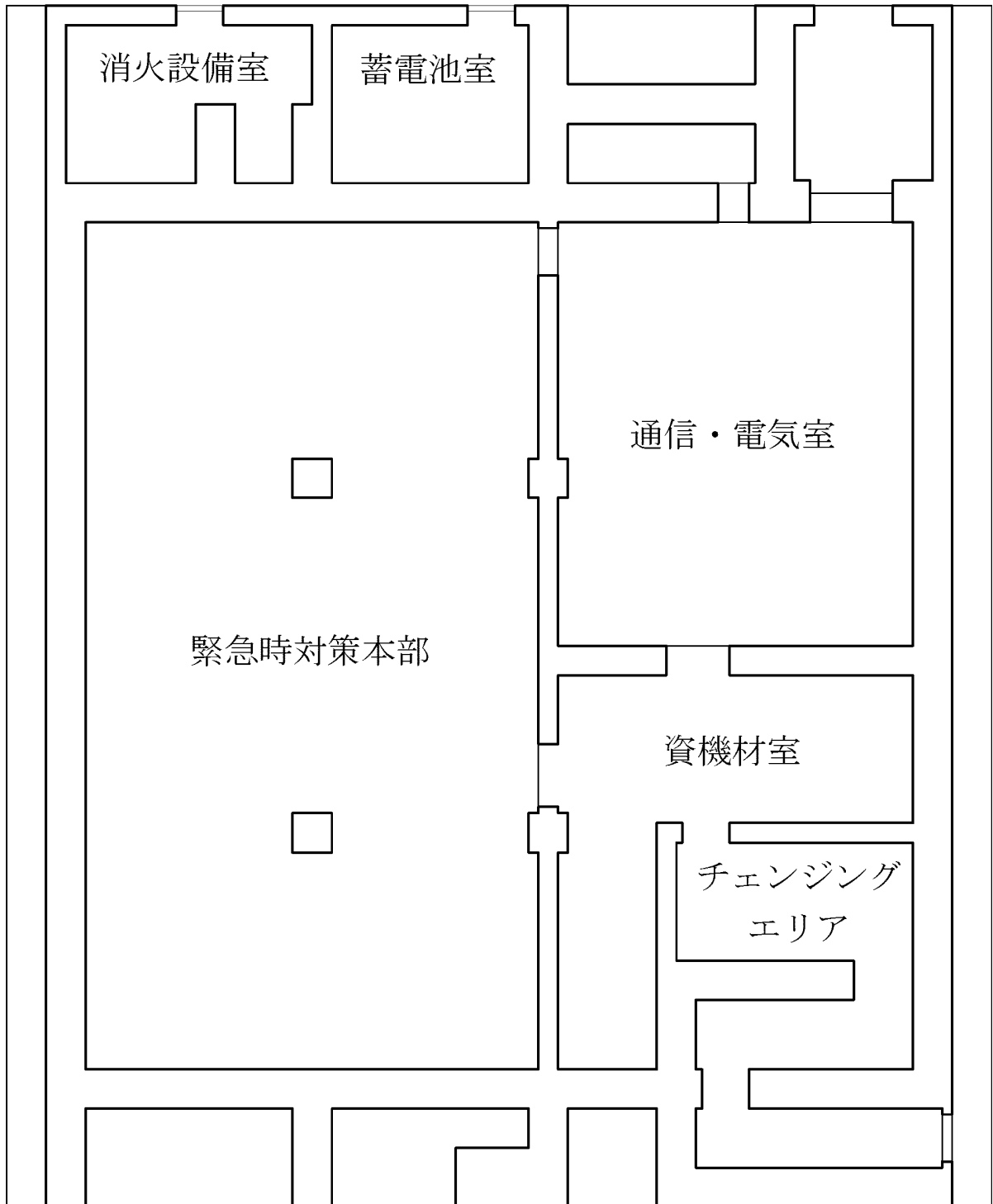
- : 酸素濃度計, 二酸化炭素濃度計 保管場所
- : 可搬式エア放射線モニタ 保管場所
- : 酸素濃度, 二酸化炭素濃度 測定箇所
- : 可搬式エア放射線モニタ 測定箇所
- : 差圧計 設置箇所

緊急時対策所平面図

第1.18-5図 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定点

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンベ) による加圧	要員(数) 緊急時対策要員	緊急時対策所加圧開始 5分													
		1	2次圧調整弁入口弁開操作, 給気流量調整												
		1	給気調整ダンプ開操作												
		2	チェンジングエリア排気調整ダンプ閉 (調整開) 操作 本部・チェンジングエリア圧力調整												
		1	空気浄化送風機停止												
			↑												

第1.18-10図 緊急時対策所正圧化装置 (空気ポンベ) による加圧 タイムチャート

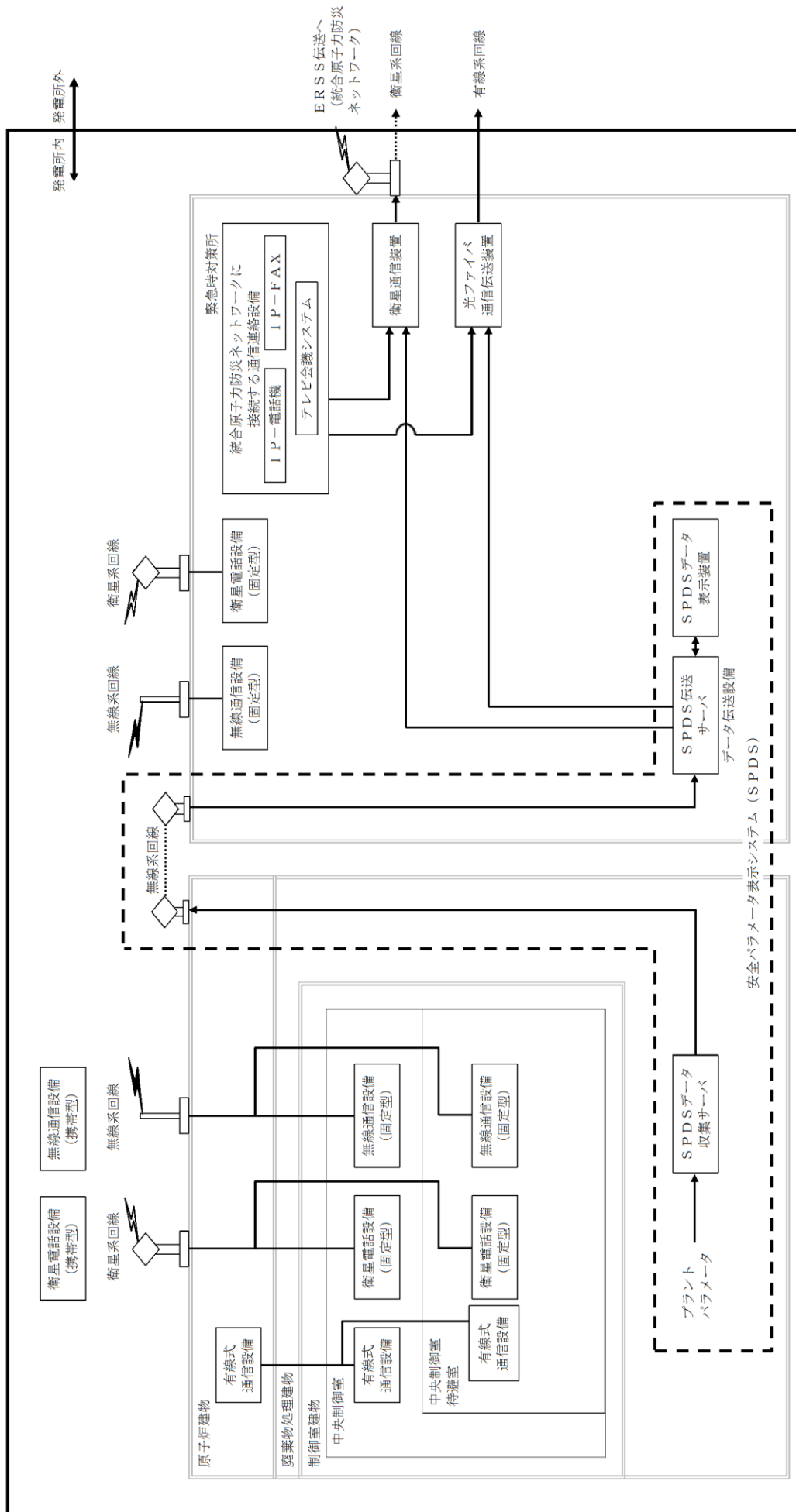


第 1.18-11 図 緊急時対策所 見取り図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え	要員(数) 緊急時対策要員	空気浄化送風機への切替え完了 5分													
		1	空気浄化送風機起動												
		1	給気流量調整												
		2	本部・チェンジングエリア圧力調整												
		1	2次圧力調整弁入口弁閉操作												

第 1.18-12 図 緊急時対策所正圧化装置（空気ポンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え

タイムチャート



第1.18-13図 必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備 系統概要図

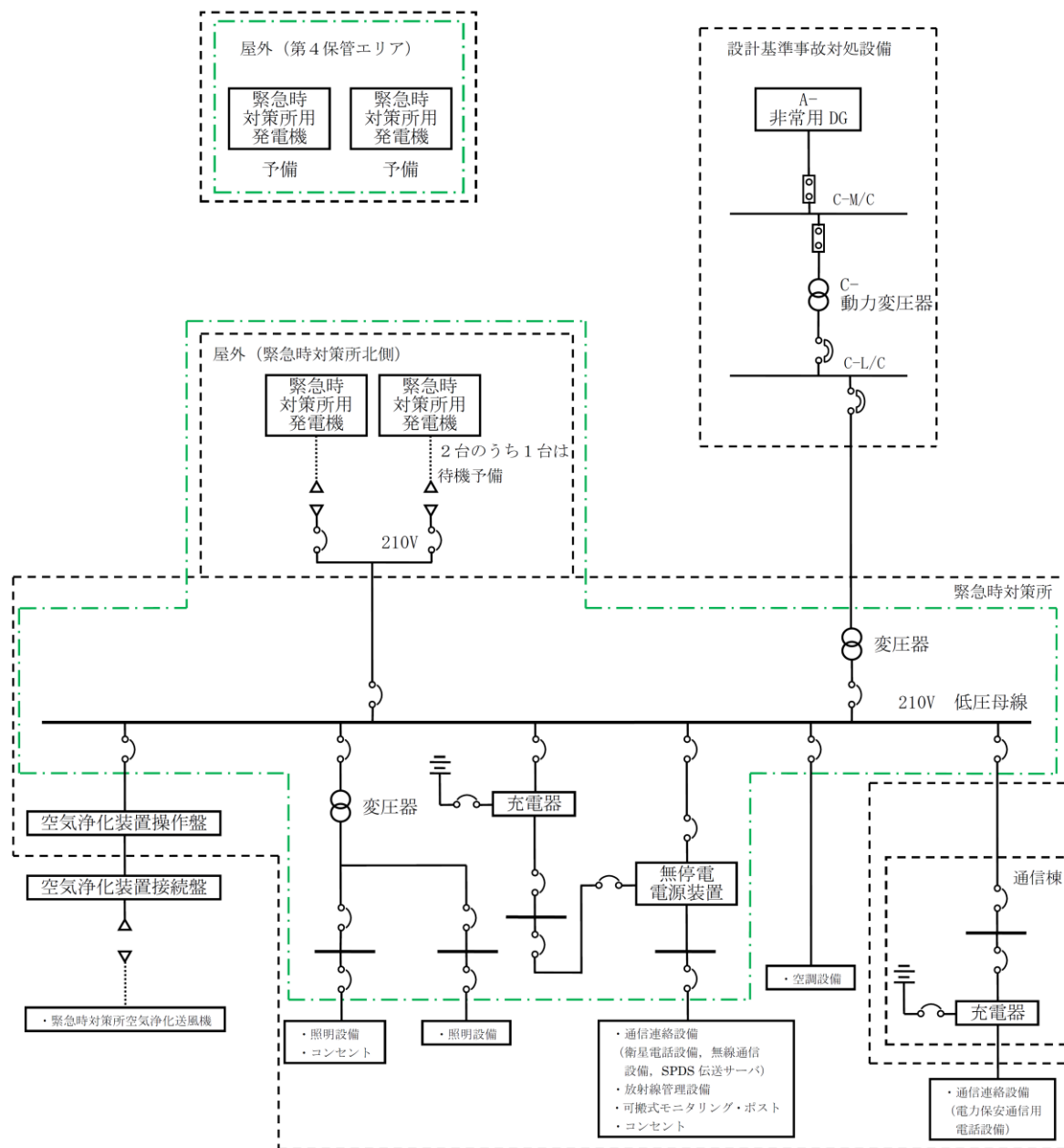
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
手順の項目	要員(数)	チェン징ングエリア設置完了 20分												
緊急時対策所チェン징ングエリアの設置	緊急時対策要員 1	エリア状況確認												
		エリア設置												

第1.18-14図 緊急時対策所チェン징ングエリアの設置 タイムチャート

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12				
手順の項目	要員(数)	空気浄化送風機待機側への切替え完了 6分															
緊急時対策所空気浄化送風機及び 緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの 切替え	1	空気浄化送風機起動 (待機側)															
		空気浄化送風機停止 (使用側)															
	2	給気隔離ダンパ操作, 給気流量調整															
		本館・チェン징ングエリア圧力調整															

第 1.18-15 図 緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え

タイムチャート



- 【凡例】**
- ⏏ : 高圧遮断器
 - ⏏ : 低圧遮断器
 - ⏏ : 配線用遮断器
 - ⏏ : 重大事故等対処設備のうち電源設備
 - ⏏ : 可搬ケーブルのコネクタ
 - M/C : メタルクラッド開閉装置
 - L/C : ロードセンタ

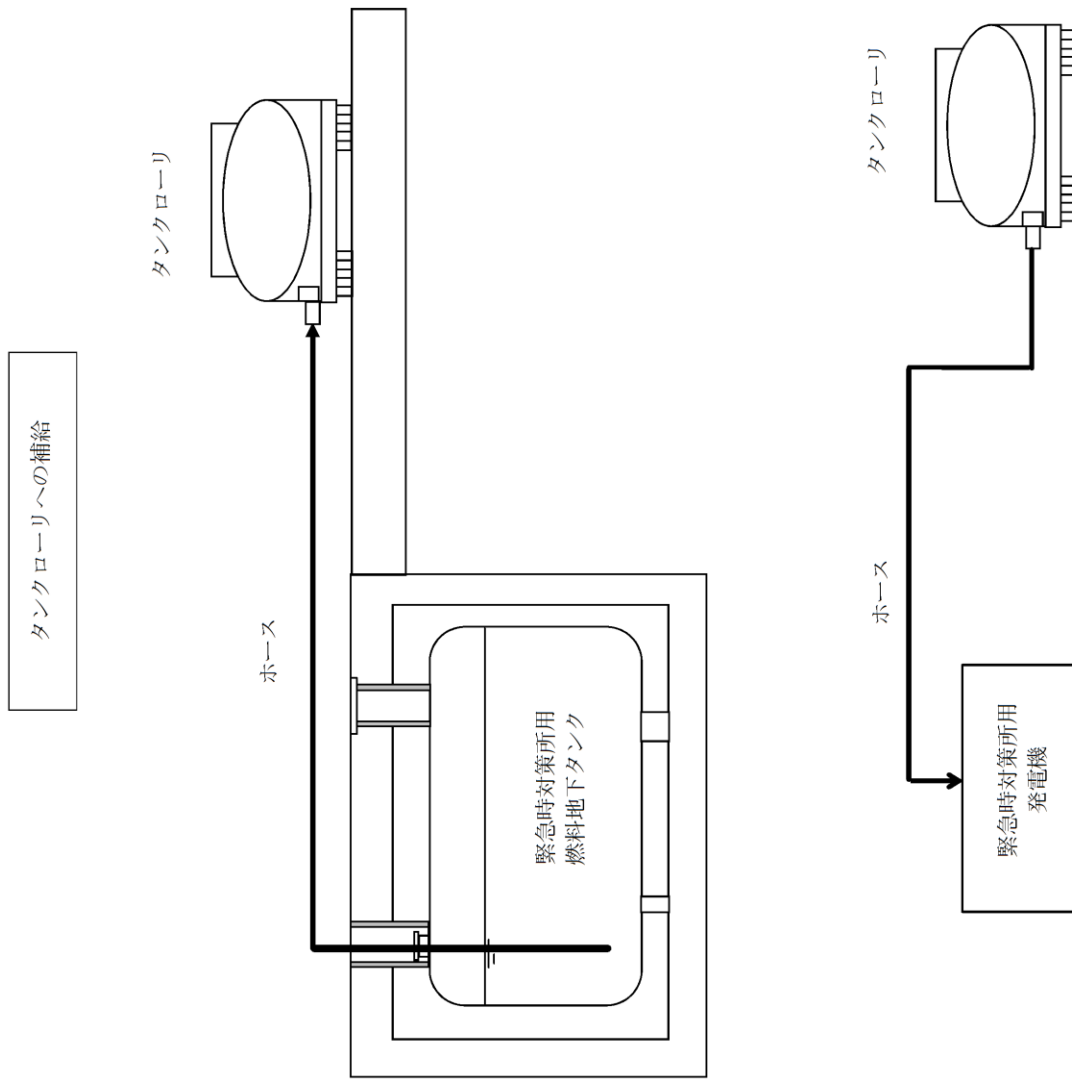
第1.18-16図 緊急時対策所 給電系統概要図

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)	緊急時対策所用発電機起動完了 20分																
緊急時対策所用発電機起動	緊急時対策要員 3	発電機起動準備(移動)																
		発電機起動																
		緊急時対策所受電操作(移動含む)																

第1.18-18図 緊急時対策所用発電機起動 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	緊急時対策所用発電機の切替え完了 20分												
要員(数)													
緊急時対策所用発電機の切替え	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 100%;"> <p>発電機設置場所への移動</p> <p>使用中発電機 (A) 停止前確認</p> <p>待機中発電機 (B) 起動、起動後確認、並列、並列後確認</p> <p>使用中発電機 (A) 停止</p> </div> <div style="width: 100%; text-align: right;"> <p>↑</p> </div> </div>												

第1.18-19図 緊急時対策所用発電機の切替え タイムチャート



第1.18-20図 緊急時対策所用発電機への燃料給油 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	240	
手順の項目	要員(数)	緊急時対策所用発電機への燃料給油完了 2時間50分												
緊急時対策所用発電機への燃料給油	緊急時対策要員	<div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100%; height: 20px; background-color: #00aaff; margin-bottom: 5px;"></div> <div style="font-size: 8px; margin-left: 5px;">機材運搬, タンクローリ接続, 燃料抜き取り (移動含む)</div> </div> <div style="display: flex; align-items: center;"> <div style="width: 100%; height: 20px; background-color: #e0e0e0; margin-bottom: 5px;"></div> <div style="font-size: 8px; margin-left: 5px;">燃料給油, 片付け</div> </div>												

第1.18-21図 緊急時対策所用発電機への燃料給油 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)	20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		260	280	
緊急時対策所用発電機(予備)の切替え	3 緊急時対策要員																

緊急時対策所用発電機(予備)の切替え完了 3時間15分

緊急時対策所用発電機起動不可確認(移動含む)
 緊急時対策所用発電機(予備)点検(移動含む)
 緊急時対策所用発電機(予備)移動
 緊急時対策所用発電機(予備)点検(移動含む)
 緊急時対策所用発電機(予備)移動
 ケーブル敷設(接続, 絶縁抵抗測定, 遮断器操作含む)

第1.18-22図 緊急時対策所用発電機(予備)の切替え タイムチャート

1.19 通信連絡に関する手順等

< 目次 >

1.19.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果

1.19.2 重大事故等時の手順等

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

- (1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

- (1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。
 - b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、必要な対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.19.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、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により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第六十二条及び「技術基準規則」第七十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備、自主対策設備及び整備する手順についての関係を第1.19-1表、第1.19-2表に示す。

a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、

パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・無線通信設備（固定型）
- ・無線通信設備（携帯型）
- ・有線式通信設備
- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）※²
- ・無線通信設備（屋外アンテナ）
- ・衛星電話設備（屋外アンテナ）
- ・無線通信装置
- ・有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）
- ・有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの）
- ・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

※² 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。

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は，代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・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

- ・ 緊急時対策所用発電機
- ・ 緊急時対策所用燃料地下タンク
- ・ タンクローリ
- ・ ホース
- ・ 緊急時対策所 低圧母線盤
- ・ 緊急時対策所 発電機接続プラグ盤
- ・ 可搬ケーブル

また、重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては、非常用交流電源設備がある。

(b) 重大事故等対処設備及び自主対策設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所内の通信連絡を行うための設備のうち、衛星電話設備（固定型）、衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備（固定型）、無線通信設備（携帯型）、有線式通信設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）、無線通信設備（屋外アンテナ）、衛星電話設備（屋外アンテナ）、無線通信装置、有線（建物内）（有線式通信設備、無線通信設備（固定型）、衛星電話設備（固定型）に係るもの）、有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの）、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、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用燃料地下タンク、タンクローリ、ホース、緊急時対策所 低圧母線盤、緊急時対策所 発電機接続プラグ盤及び可搬ケーブルは、重大事故等対処設備と位置付ける（第 1.19-1 図）。

設計基準事故対処設備である、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備において、発電所内の通信連絡を行うことが可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。併せてその理由を示す。

- ・ 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

上記の設備は、設計基準対象施設であり基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。

- b. 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

- (a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム（E R S S）等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・衛星電話設備（固定型）
- ・衛星電話設備（携帯型）
- ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
- ・データ伝送設備^{※3}
- ・衛星電話設備（屋外アンテナ）
- ・衛星通信装置
- ・有線（建物内）（衛星電話設備（固定型）に係るもの）
- ・有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、データ伝送設備に係るもの）
- ・電力保安通信用電話設備
- ・局線加入電話設備
- ・テレビ会議システム（社内向）
- ・専用電話設備

- ・衛星電話設備（社内向）

※3 データ伝送設備は，S P D S 伝送サーバにより構成される。
発電所外（社内外）との通信連絡を行うために必要な設備は，代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・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
- ・緊急時対策所用発電機
- ・緊急時対策所用燃料地下タンク
- ・タンクローリ
- ・ホース
- ・緊急時対策所 低圧母線盤
- ・緊急時対策所 発電機接続プラグ盤
- ・可搬ケーブル

また，重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては，非常用交流電源設備がある。

(b) 重大事故等対処設備及び自主対策設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備のうち，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，データ伝送設備，衛星電話設備（屋外アンテナ），衛星通信装置，有線（建物内）（衛星電話設備（固定型）に係るもの），有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，データ伝送設備に係るもの），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，緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用燃料地下タンク，タンクローリ，ホース，緊急時対策所 低圧母線盤，緊急時対策所 発電機接続プラグ盤及び可搬ケー

ブルは、重大事故等対処設備として位置付ける。（第 1.19-1 図）

設計基準事故対処設備である、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備において、発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能であることから、以下の設備は自主対策設備として位置付ける。併せてその理由を示す。

- ・ 電力保安通信用電話設備
- ・ 局線加入電話設備
- ・ テレビ会議システム（社内向）
- ・ 専用電話設備
- ・ 衛星電話設備（社内向）

上記の設備は、設計基準対象施設であり基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所外（社内外）の通信連絡を行うための手段として有効である。

c. 手順等

上記 a. 及び b. 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、緊急時対策要員^{※4}及び自衛消防隊の対応として原子力災害対策手順書に定める（第1.19-1表, 第1.19-2表）。

また、給電が必要となる設備についても整備する（第1.19-3表）。

※4 緊急時対策要員：重大事故等時において発電所にて原子力災害対策活動を行う要員。

1. 19. 2 重大事故等時の手順等

1. 19. 2. 1 発電所内の通信連絡

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

また、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、発電所内の必要な場所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する。

重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）により、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星電話設備、無線通信設備、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を使用する手順を整備する。

また、安全パラメータ表示システム（SPDS）により、緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（SPDS）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話設備

中央制御室及び中央制御室待避室の運転員並びに緊急時対策所の緊急時対策要員及び自衛消防隊は、衛星電話設備（固定型）を使用する。現場（屋外）の緊急時対策要員、自衛消防隊及び放射能観測

車でモニタリングを行う緊急時対策要員は、衛星電話設備（携帯型）を使用する。これらの衛星電話設備を用いて相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i 衛星電話設備（固定型）

(i) 中央制御室及び中央制御室待避室で使用する場合

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

(ii) 緊急時対策所で使用する場合

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、保管場所から使用場所へ運搬する。

②敷設済みの電話線を接続する。

③一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii 衛星電話設備（携帯型）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、屋外で電源を「入」操作し、電波の受信状態を確認する。

②充電式電池の残量が少ない場合は、別の端末又は予備の充電式電池と交換する。

③一般の携帯型電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

④使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は、別の端末又は予備の充電式電池と交換する。

⑤使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 無線通信設備

中央制御室及び中央制御室待避室の運転員並びに緊急時対策所の緊急時対策要員及び自衛消防隊は、無線通信設備（固定型）を使用する。現場（屋外）の緊急時対策要員及び自衛消防隊は、無線通信

設備（携帯型）を使用する。これらの無線通信設備を用いて相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i 無線通信設備（固定型）

(i) 中央制御室及び中央制御室待避室で使用する場合

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、使用前に取り決めた通話チャンネルに設定したうえで通話ボタンを押し、連絡する。

(ii) 緊急時対策所で使用する場合

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、保管場所から使用場所へ運搬する。

②電源アダプタをコンセントへ接続し、敷設済みの電話線を接続する。

③使用前に取り決めた通話チャンネルに設定したうえで通話ボタンを押し、連絡する。

ii 無線通信設備（携帯型）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、屋外で電源を「入」操作し、電波の受信状態を確認する。

②充電式電池の残量が少ない場合は、別の端末又は予備の充電式電池と交換する。

③使用前に取り決めた通話チャンネルに設定したうえで、通話ボタンを押し、連絡する。

④使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は、別の端末又は予備の充電式電池と交換する。

⑤使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(c) 有線式通信設備

中央制御室及び中央制御室待避室の運転員並びに現場（屋内）の運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊は、有線式通信設備を使用する。これらの有線式通信設備を用いて相互に通信連絡を行うため

の対応として、以下の手順がある。

i 有線式通信設備

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、使用する有線式通信機とともに予備の乾電池を携行する。
- ②使用場所にて、最寄りの壁面に設置されている専用接続端子と有線式通信機を接続する。通信連絡を必要とする場所が専用接続端子と遠い場合は、必要に応じて中継コードを使用する。
- ③呼出ボタンを押し（スイッチ操作）、相手先を呼出し、連絡する。
- ④使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。

(d) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

SPDSデータ収集サーバ及びSPDS伝送サーバにより、緊急時対策所のSPDSデータ表示装置へ、必要なデータの伝送を行うための対応として、以下の手順がある。

i SPDSデータ収集サーバ及びSPDS伝送サーバ

常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。なお、中央制御室等で警報を常時監視する。

ii SPDSデータ表示装置

操作手順は、「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。

(e) 所内通信連絡設備（警報装置を含む。）

中央制御室の運転員、緊急時対策所の緊急時対策要員及び自衛消防隊並びに現場（屋内）の運転員、現場（屋内外）の緊急時対策要員及び自衛消防隊は、ハンドセットステーションを使用する。これらのハンドセットステーションを用いて、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i ハンドセットステーション

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、受話器を持ち上げ、使用チャンネルを選択し、連絡する。

(f) 電力保安通信用電話設備

中央制御室の運転員、緊急時対策所の緊急時対策要員及び自衛消防隊並びに現場（屋内）の運転員、現場（屋内外）の緊急時対策要員及び自衛消防隊は、電力保安通信用電話設備である固定電話機、PHS 端末及びFAXを使用する。

これらの固定電話機、PHS 端末及びFAXを用いて相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i 固定電話機、PHS 端末及びFAX

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機、携帯型電話機又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

- ②PHS 端末の充電式電池の残量がなくなった場合は、充電を行うとともに、別の端末又は予備の充電式電池と交換する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備、無線通信設備、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は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

有線式通信設備は、使用場所において有線式通信機と中継コード及び専用接続端子を容易かつ確実に接続可能とするとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、緊急時対策所との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は、屋内外で使用が可能であり、通常時から使用する自主対策設備の所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備を使用する。

また、緊急時対策所の緊急時対策要員は、重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。

なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有するため、通信連絡設備（発電所内）を使用する。

直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信連絡設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合は、現場（屋内）と中央制御室との連絡には所内通信連絡設備（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を使用する。現場（屋外）と緊急時対策所との連絡には所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備及び無線通信設備を使用する。中央制御室と緊急時対策所との連絡には所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）を使用する。中央制御室待避室と緊急時対策所との連絡には衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）を使用する。また、放射能観測車と緊急時対策所との連絡には衛星電話設備を使用する。現場（屋外）間の連絡に

は、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備（携帯型）及び無線通信設備（携帯型）を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所で共有する場合。

b. 操作手順

操作手順については、「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

通信連絡設備（発電所内）により、特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有することを可能とする。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信連絡設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合は、屋内外で使用が可能であり、通常時から使用する自主対策設備の所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備を使用する。

なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を

行う。

また、データ伝送設備により、国の緊急時対策支援システム（E R S S）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有する。

重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）により、中央制御室の運転員及び緊急時対策所の緊急時対策要員が、本社、国、自治体、その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行うために、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を使用する手順を整備する。

また、データ伝送設備により、国の緊急時対策支援システム（E R S S）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、データ伝送設備を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話設備

緊急時対策所の緊急時対策要員は、衛星電話設備（固定型）を使用し、本社、国、自治体、その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）へ通信連絡を行う。また、所外関係箇所（社内向）の緊急時対策要員は、衛星電話設備（携帯型）を使用し緊急時対策所へ通信連絡を行う。これらの衛星電話設備を用いて相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i 衛星電話設備（固定型）

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、保管場所から使用場所へ運搬する。

- ②敷設済みの電話線を接続する。
- ③一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

ii 衛星電話設備（携帯型）

- ①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，屋外で電源を「入」操作し，電波の受信状態を確認する。
- ②充電式電池の残量が少ない場合は，別の端末又は予備の充電式電池と交換する。
- ③一般の携帯型電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。
- ④使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は，別の端末又は予備の充電式電池と交換する。
- ⑤使用後は，屋外で電源を「切」操作する。

(b) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

緊急時対策所の緊急時対策要員は，統合原子力防災ネットワークに接続するテレビ会議システム，I P－電話機及びI P－F A Xを使用し，本社，国及び自治体へ通信連絡を行う。これらの統合原子力防災ネットワークに接続するテレビ会議システム，I P－電話機及びI P－F A Xを用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

i テレビ会議システム

- ①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後，テレビ会議システムの待受け画面を確認し，通信が可能な状態とする。
- ②操作端末により，通信先と接続する。
- ③使用後は，テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

ii I P－電話機

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

iii I P－F A X

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般のF A Xと同様の操作により、通信先の電話番号等をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

(c) データ伝送設備

S P D S 伝送サーバにより、国の緊急時対策支援システム（E R S S）等へ、必要なデータの伝送を行うための対応として、以下の手順がある。

i S P D S 伝送サーバ

常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。なお、中央制御室等で警報を常時監視する。

(d) 電力保安通信用電話設備

緊急時対策所の緊急時対策要員は、固定電話機、P H S 端末及びF A Xを使用し、本社、国、自治体、その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）へ通信連絡を行う。

固定電話機、P H S 端末及びF A Xを用いて、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i 固定電話機、P H S 端末及びF A X

①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機、携帯型電話機又はF A Xと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

②P H S 端末の充電式電池の残量がなくなった場合は、別の端末又は予備の充電式電池と交換する。

(e) 局線加入電話設備

緊急時対策所の緊急時対策要員は、固定電話機及びFAXを使用し、本社、国、自治体、その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）へ通信連絡を行う。

固定電話機及びFAXを用いて、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i 固定電話機及びFAX

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機又はFAX（パソコンによるFAX送信を含む。）と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

(f) テレビ会議システム（社内向）

緊急時対策所の緊急時対策要員は、テレビ会議システム（社内向）を使用し、本社へ通信連絡を行う。テレビ会議システム（社内向）を用いて、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i テレビ会議システム（社内向）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。
- ②操作端末により、通信先と接続する。
- ③使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

(g) 専用電話設備

中央制御室の運転員及び緊急時対策所の緊急時対策要員は、専用電話設備（ホットライン）を使用し、本社、自治体、その他関係機関等へ通信連絡を行う。専用電話設備（ホットライン）を用いて、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i 専用電話設備（ホットライン）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、通信先の呼出ボタンを押し、連絡する。

(h) 衛星電話設備（社内向）

緊急時対策所の緊急時対策要員は、衛星社内電話機及び衛星テレビ会議システム（社内向）を使用し、本社へ通信連絡を行う。衛星社内電話機及び衛星テレビ会議システム（社内向）を用いて、相互に通信連絡を行うための対応として、以下の手順がある。

i 衛星社内電話機

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii 衛星テレビ会議システム（社内向）

- ①手順着手の判断基準に基づき、通信連絡を行う場合は、テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。
- ②操作端末により、通信先と接続する。
- ③使用後は、テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，テレビ会議システム（社内向），局線加入電話設備，専用電話設備，電力保安通信用電話設備及び衛星電話設備（社内向）は，特別な技量を要することなく，容易に操作が可能であるとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d. 重大事故等時の対応手段の選択

中央制御室の運転員が，本社及びその他関係機関等との間で通信連

絡を行う場合、自主対策設備の専用電話設備を使用する。

緊急時対策所の緊急時対策要員が、本社との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話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使用する。国との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備を使用する。自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備及び専用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備を使用する。所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。

また、緊急時対策所の緊急時対策要員は、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、データ伝送設備を使用する。

なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有するため、通信連絡設備（発電所外）を使用する。

直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信連絡設備（発電所外）により発電所

外（社内外）の必要な場所で共有する場合は、緊急時対策所と本社との連絡には局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備，衛星電話設備（社内向），衛星電話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使用する。国との連絡には局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備，衛星電話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使用する。自治体，その他関係機関等との連絡には局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備，専用電話設備，衛星電話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使用する。所外関係箇所（社内向）との連絡には局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備及び衛星電話設備を使用する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信連絡設備（発電所外）により，発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合。

b．操作手順

操作手順については，「1.19.2.2(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c．操作の成立性

通信連絡設備（発電所外）により，特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所での共有を可能とする。

d．重大事故等時の対応手段の選択

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信連絡設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共

有する場合、本社との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話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使用する。国との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の局線加入電話設備及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備を使用する。自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備及び専用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備を使用する。所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、自主対策設備の局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。

なお、優先順位については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電する。

給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

衛星電話設備（携帯型）、無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備は、充電式電池又は乾電池を使用する。

充電式電池を用いるものについては、別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電式電池は、緊

急時対策所の電源から充電する。乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより7日間以上継続しての通話を可能とする。

第1.19-1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

(発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
—	—	発電所内の通信連絡	衛星電話設備（固定型）※ ¹	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「発電所内外の通信連絡手順」
			無線通信設備（固定型）※ ¹		
			衛星電話設備（携帯型）		
			無線通信設備（携帯型）		
			有線式通信設備		
			安全パラメータ表示システム（SPDS）※ ¹		
			無線通信設備（屋外アンテナ）		
			衛星電話設備（屋外アンテナ）		
			無線通信装置		
			有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）		
			有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（SPDS）に係るもの）		
			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			
全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	常設代替交流電源設備※ ²	重大事故等対処設備	—	
		可搬型代替交流電源設備※ ²			
		代替所内電気設備※ ²			
		緊急時対策所用発電機※ ³			
		緊急時対策所用燃料地下タンク※ ³			
		タンクローリ※ ³			
		ホース※ ³			
		緊急時対策所 低圧母線盤※ ³			
		緊急時対策所 発電機接続プラグ盤※ ³			
		可搬ケーブル※ ³			

※¹：代替電源設備から給電する。

※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「1.18 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1.19-2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
 (発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
—	—	発電所外(社内外)の通信連絡	衛星電話設備(固定型) ^{*1}	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書「発電所内外の通信連絡手順」
			衛星電話設備(携帯型)		
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ^{*1}					
データ伝送設備 ^{*1}					
衛星電話設備(屋外アンテナ)					
衛星通信装置					
有線(建物内)(衛星電話設備(固定型)に係るもの)					
有線(建物内)(統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備, データ伝送設備に係るものに係るもの)					
電力保安通信用電話設備	自主対策設備		原子力災害対策手順書「発電所内外の通信連絡手順」		
局線加入電話設備					
衛星電話設備(社内向)					
テレビ会議システム(社内向)					
専用電話設備					
全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	常設代替交流電源設備 ^{*2}	重大事故等対処設備	—	
		可搬型代替交流電源設備 ^{*2}			
		代替所内電気設備 ^{*2}			
		緊急時対策所用発電機 ^{*3}			
		緊急時対策所用燃料地下タンク ^{*3}			
		タンクローリ ^{*3}			
		ホース ^{*3}			
		緊急時対策所 低圧母線盤 ^{*3}			
		緊急時対策所 発電機接続プラグ盤 ^{*3}			
		可搬ケーブル ^{*3}			

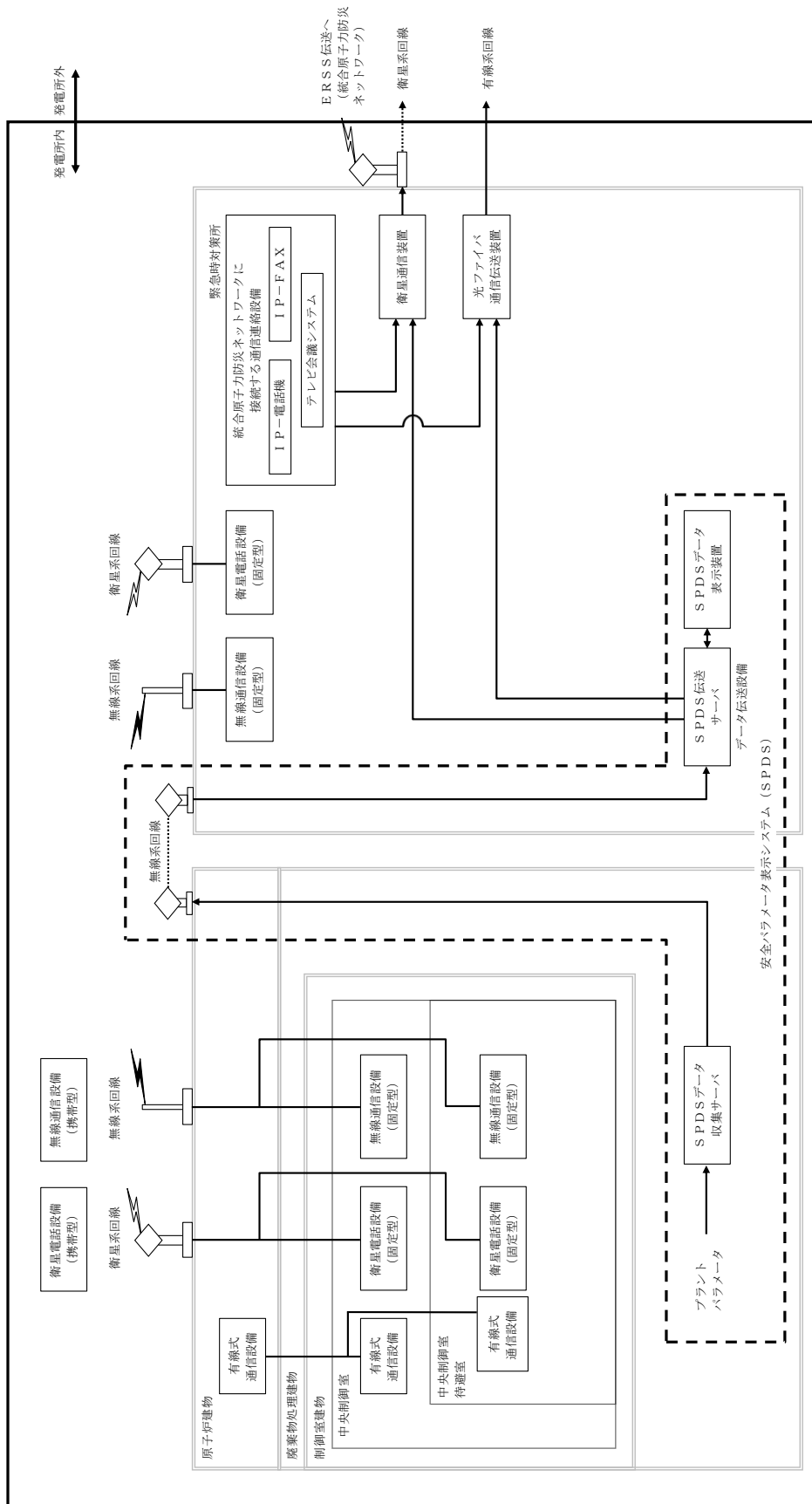
※1: 代替電源設備から給電する。

※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「1.18 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1.19-3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
【1.19】 通信連絡に関する手順等	衛星電話設備（固定型）		常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C D系 SA-C/C
			緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	無線通信設備（固定型）		常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C/C C系 SA-C/C
			緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	統合原子力防災ネットワークに接続する 通信連絡設備		緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	安全パラメータ表示システム（SPDS）	SPDSデータ 収集サーバ	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
		SPDS伝送サ ーバ	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
		SPDSデータ 表示装置	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	データ伝送設備（発電所外）		緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線



第1.19-1図 通信連絡設備の系統概要図