1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

＜　目　次　＞

1.11.1　対応手段と設備の選定
(1)対応手段と設備の選定の考え方
(2)対応手段と設備の選定の結果
a.使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備
(a)燃料プール代替注水
(b)漏えい抑制
(c)重大事故等対処設備と自主対策設備
b.使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備
(a)燃料プールスプレイ
(b)漏えい緩和
(c)大気への拡散抑制
(d)重大事故等対処設備と自主対策設備
c.重大事故等発生時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備
(a)使用済燃料プールの監視
(b)代替電源による給電
(c)重大事故等対処設備
d.重大事故等発生時における使用済燃料プールの除熱のための対応手段及び設備
(a)復旧
(b)重大事故等対処設備
e.手順等
1.11.2　重大事故等発生時の手順
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順
(1)燃料プール代替注水
a.燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
b.燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水（淡水／海水）
c.消火系による使用済燃料プールへの注水

(2)漏えい抑制

a.サイフォン効果による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制

1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1)燃料プールスプレイ

a.燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水／海水）

(2)漏えい緩和

a.使用済燃料プール漏えい緩和

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

(1)使用済燃料プールの状態監視

a.使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動

b.代替電源による給電

1.11.2.4　重大事故等発生時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順

(1)復旧

a.燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱

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　重大事故等発生時の対応手段の選択

添付資料 1.11.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料 1.11.2　対応手段として選定した設備の電源構成図
添付資料 1.11.3　重大事故対策の成立性
1. 消火系による使用済燃料プール注水
2. 使用済燃料プール漏えい隔離
3. 燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ（淡水／海水）
4. 燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ（淡水／海水）
5. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動
6. 燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱
添付資料 1.11.4　解釈一覧
1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

【要求事項】

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

2　発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第 1306193　号（平成２５年６月１９日原子力規制委員会決定））第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。

2　第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

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

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

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

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

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

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

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

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

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内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している。

ここでは，これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.11.1　対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

使用済燃料プールを冷却及び補給するための設計基準対象施設として，燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系を設置している。

また，使用済燃料プールへ補給するための設備として，復水補給水系及びサプレッションプール浄化系（非常時補給モード）を設置している。

これらの冷却及び補給機能が故障等により喪失した場合，又は使用済燃料プールに接続する配管の破断等による使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合は，その機能を代替するために，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（図 1.11.1）。

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

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

なお，重大事故等対処設備の選定にあたっては，以下を原則とする。

- 配管等の静的機器については，確率論的リスク評価において使用している故障率が動的機器の故障率と比較して十分低いことから，故障（破断，漏えい等）は想定しないものとする。
- ポンプ等の動的機器については，設備に故障がない限り新たに駆動源を確保できればその機能を復旧できるものとする。よって，電源喪失によるポンプ機能喪失を想定した場合でも，新たに電源を確保できれば当該ポンプの再起動を可能とする。なお，動的機器のうち手動操作も可能な弁については，現場での操作も可能とする。

重大事故等対処設備の他に，柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主

対策設備※1を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下，「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十四条及び技術基準規則第六十九条（以下，「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

なお，機能喪失を想定する設計基準対象施設，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.11.1 に整理する。

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

(a) 燃料プール代替注水

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

ⅰ. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。なお，常設スプレイヘッダを使用した使用済

燃料プールへの注水は，淡水貯水池から防火水槽へ補給した淡水を使用する手段だけでなく，防火水槽へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

・可搬型代替注水ポンプ（A-1級）
・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
・防火水槽
・ホース
・SFP接続口
・燃料プール代替注水系（常設）配管・弁
・常設スプレイヘッダ
・使用済燃料プール
・燃料補給設備

ⅱ.燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。なお，可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水は，淡水貯水池から防火水槽へ補給した淡水を使用する手段だけでなく，防火水槽へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

・可搬型代替注水ポンプ（A-1級）
・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
・防火水槽
・ホース
・SFP接続口
・可搬型スプレイヘッダ
・使用済燃料プール
・燃料補給設備

ⅲ.消火系による使用済燃料プールへの注水

消火系による使用済燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

・ディーゼル駆動消火ポンプ
・ろ過水タンク
・消火系配管・弁
・復水補給水系配管・弁

・残留熱除去系配管・弁
・燃料プール冷却浄化系配管・弁
・使用済燃料プール
・常設代替交流電源設備
・可搬型代替交流電源設備
・燃料補給設備

(b)漏えい抑制

使用済燃料プールに接続する配管の破断等により，使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン効果による使用済燃料プール水漏えいが発生した場合に，使用済燃料プールのサイフォン防止機能を有するサイフォンブレーク孔によりサイフォン効果の継続を防止するとともに，現場手動弁の隔離操作により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。

・サイフォン防止機能

(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，可搬型代替注水ポンプ（A-1級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース，SFP接続口，燃料プール代替注水系（常設）配管・弁，常設スプレイヘッダ，可搬型スプレイヘッダ，使用済燃料プール及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

漏えい抑制で使用する設備のうち，サイフォン防止機能は重大事故等対処設備として位置づける。また，重大事故等発生時には現場手動弁による隔離操作を合わせて実施する。

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

（添付資料1.11.1）

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

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

・ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク

耐震性は確保されていないが，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）と同等の機能（流量）を有することから，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，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮へいし，及び臨界を防止する手段として有効である。

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時，使用済燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和し，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. 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。なお，常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイは，淡水貯水池から防火水槽へ補給した淡水を使用する手段だけでなく，防火水槽へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

・可搬型代替注水ポンプ（A-1級）
・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
・防火水槽
・ホース
・SFP接続口
・燃料プール代替注水系（常設）配管・弁
・常設スプレイヘッダ
・使用済燃料プール
・燃料補給設備

ⅱ. 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。なお，可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイは，淡水貯水池から防火水槽へ補給した淡水を使用する手段だけでなく，防火水槽へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

・可搬型代替注水ポンプ（A-1級）
・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
・防火水槽
・ホース
・SFP接続口
・可搬型スプレイヘッダ
・使用済燃料プール
・燃料補給設備

(b)漏えい緩和

使用済燃料プール内側から漏えいしている場合に，シール材を張り付けたステンレス鋼板を使用済燃料プール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)大気への拡散抑制

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

大気への拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

・大容量送水車
・ホース
・放水砲
・燃料補給設備

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

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プールスプレイで使用する設備のうち，可搬型代替注水ポンプ（A-1級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース，SFP接続口，燃料プール代替注水系（常設）配管・弁，常設スプレイヘッダ，可搬型スプレイヘッダ，使用済燃料プール及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

大気への放射性物質拡散抑制で使用する設備のうち，大容量送水車，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づける。

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

（添付資料1.11.1）

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

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

・シール材，接着剤，ステンレス鋼板，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使用済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抑制として有効である。

c. 重大事故等発生時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 使用済燃料プールの監視

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

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）

(b)代替電源による給電

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において，使用済燃料プールの状態を監視するため，代替電源設備により使用済燃料プール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
・所内蓄電式直流電源設備
・可搬型直流電源設備

(c)重大事故等対処設備

使用済燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）のうち，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）は重大事故等対処設備として位置づける。

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，所内蓄電式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づける。

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

（添付資料1.11.1）

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

d. 重大事故等発生時における使用済燃料プールの除熱のための対応手段及び設備

(a)復旧

設計基準対象施設である燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できない場合には，常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで燃料プール冷却浄化系を復旧

し，使用済燃料プールを除熱する手段がある。

ｉ．燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱

燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱で使用する設備は以下のとおり。

・燃料プール冷却浄化系ポンプ
・使用済燃料プール
・燃料プール冷却浄化系配管・弁・熱交換器・スキマサージタンク・ディフューザ
・原子炉補機冷却系
・代替原子炉補機冷却系
・非常用取水設備
・常設代替交流電源設備
・燃料補給設備

(b) 重大事故等対処設備

燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱で使用する設備のうち，燃料プール冷却浄化系ポンプ，使用済燃料プール，燃料プール冷却浄化系配管・弁・熱交換器・スキマサージタンク・ディフューザ，代替原子炉補機冷却系，常設代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。また，原子炉補機冷却系及び非常用取水設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により，燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できない場合においても，燃料プール冷却浄化系を復旧し，使用済燃料プールを除熱することができる。

e. 手順等

上記「a. 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」，「b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」，「c. 重大事故等発生時における使用済燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 重大事故等発生時における使用済燃料プールの除

熱のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下，「EOP」という。）及び多様なハザード対応手順に定める（表1.11.1）。

また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（表1.11.2，表1.11.3）。

（添付資料 1.11.2）

1.11.2　重大事故等発生時の手順

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

(1)燃料プール代替注水

a.燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，代替淡水源又は海水を水源とし，可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへの注水を行う。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台又は(A-2級)1台により，常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級)及び(A-2級)で送水が可能となるよう準備を行うが，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の準備ができない場合には，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)で常設スプレイヘッダより使用済燃料プールへの注水を実施する。

(a)手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合，燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系(燃料プール冷却モード)が全台停止※1した場合又は使用済燃料プール水位低警報若しくは燃料プール温度高警報が発生した場合。

※1:「燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系(燃料プール冷却モード)が全台停止」の確認は，状態表示及び警報表示により確認する。

(b)操作手順

手順の対応フローを図1.11.2に，概要図を図1.11.4に，タイムチャートを図1.11.5に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水の準備開始を指示する。

②中央制御室運転員A及びBは，「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動手順」により冷却装置の起動が完了していること及び監視カメラにて使用済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

ール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水の準備として可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配備及びホース接続を依頼する。

④緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配備及びホース接続を行い，可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水準備完了について緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑤当直長は当直副長からの依頼に基づき，燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水の開始を緊急時対策本部へ依頼する。

⑥当直副長は，中央制御室運転員に燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水による使用済燃料プール注水状況について，監視カメラ及び使用済燃料プール水位温度記録による確認を指示する。

⑦緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)起動後，使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁又は使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁のどちらかを開操作して送水流量を規定流量に調整し，送水開始について緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑧中央制御室運転員A及びBは，使用済燃料プールへの注水が開始されたことを監視カメラ及び使用済燃料プール水位温度記録により確認し，当直副長に報告する。

⑨当直長は，当直副長からの依頼に基づき，燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

⑩当直長は，当直副長からの依頼に基づき，使用済燃料プール水位が，監視カメラ及び使用済燃料プール水位温度記録の確認により，使用済燃料プール水位低レベル到達後は水位を維持するよう可搬型代替注水ポンプの間欠運転又は現場での流量調整を緊急時対策本部へ依頼する。

(c)操作の成立性

上記の現場操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員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水源と送水ルートの特定～可搬型注水ポンプの配置～送水準備～使用済燃料プール注水専用接続口使用による可搬型注水ポンプによる注水まで

80分以内で可能である。

なお，プラント停止中の運転員の体制においては，中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，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。

（添付資料1.11.3-3）

b.燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水（淡水/海水）

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，使用済燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水を行う。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台又は（A-2級）1台により，可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水が可能である。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び（A-2級）で送水が可能となるよう準備を行うが，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）の準備ができない場合には，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）で可搬型スプレイヘッダより使用済燃料プールへの注水を実施する。

(a)手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合，燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（燃料プール冷却モード）が全台停止※1した場合又は使用済燃料プール水位低警報若しくは燃料プール温度高警報が発生した場合で，常設スプレイヘッダが使用できない場合。

※1:「燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系（燃料プール冷却モード）が全台停止」の確認は，状態表示及び警報表示により確認する。

(b)操作手順

手順の対応フローを図1.11.2に，概要図を図1.11.8に，タイムチャートを図1.11.9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代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水の準備開始を指示する。

②中央制御室運転員A及びBは，「1.11.2.3(1)a．使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動手順」により冷却装置の起動が完了していること及び監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

③[a]原子炉建屋南側貫通接続口使用の場合

当直長は当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水準備として可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配備及びホース接続を依頼する。

③[b]原子炉建屋扉からの接続の場合

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配備，ホース接続及び原子炉建屋扉外側の防潮扉の開放を依頼する。

④[a]原子炉建屋南側貫通接続口使用の場合

現場運転員C及びDは，燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水の系統構成として，原子炉建屋1階南側貫通接続口より南東側階段を経由して原子炉建屋4階オペフロまでホース展開を行い，原子炉建屋4階オペフロにて可搬型スプレイヘッダを設置しホースと接続する。

④[b]原子炉建屋扉からの接続の場合

現場運転員C及びDは，原子炉建屋扉内側より北西側階段を経由して原子炉建屋4階オペフロまでホース展開を行い，原子炉建屋4階オペフロにて可搬型スプレイヘッダを設置しホースと接続する。

⑤[a]原子炉建屋南側貫通接続口使用の場合

現場運転員C及びDは，燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水の系統構成として，復水補給水系原子炉建屋内南側貫通接続元弁の全開操作を実施する。

⑤[b]原子炉建屋扉からの接続の場合

現場運転員C及びDは，可搬型代替注水ポンプとのホース接続のために原子炉建屋扉の開放を実施する。

緊急時対策要員は，原子炉建屋へのホース展開のために建屋扉外側の防潮扉開放を実施し，展開されているホースへ接続を実施する。

⑥緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の配備及びホース接続を行い，可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水準備完了について緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑦当直長は当直副長からの依頼に基づき，燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水の開始を緊急時対策本部へ依頼する。

⑧当直副長は，中央制御室運転員に燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水状況について監視カメラ及び使用済燃料プール水位温度記録による確認を指示する。

⑨[a]原子炉建屋南側貫通接続口使用の場合

緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)起動後，復水補給水系建屋東側貫通接続口元弁を開操作して送水流量を規定流量に調整し，送水開始について緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑨[b]原子炉建屋扉からの接続の場合

緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)起動後，送水流量を規定流量に調整し，送水開始について緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑩中央制御室運転員A及びBは，使用済燃料プールへの注水が開始されたことを監視カメラ及び使用済燃料プール水位温度記録により確認し，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，燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール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，使用済燃料プール水位が，監視カメラ及び使用済燃料プール水位温度記録の確認により，使用済燃料プール水位低レベル到達後は水位を維持するよう可搬型代替注水ポンプの間欠運転又は現場での流量調整を緊急時対策本部へ依頼する。

(c)操作の成立性

上記の現場操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び緊急時対策要員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代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘ

ッダを使用した使用済燃料プール注水開始までの所要時間は下記のとおり。

南側貫通接続口使用の場合:約 80 分

原子炉建屋扉からの接続の場合:約 90 分

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。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。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，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。

(添付資料1.11.3-4)

c. 消火系による使用済燃料プールへの注水

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，ディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料プール注水を行う。ろ過水タンクを水源とし，残留熱除去系洗浄水ラインにより残留熱除去系最大熱負荷ラインを経由して使用済燃料プールへの注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合，燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系(燃料プール冷却モード)が全台停止※1した場合又は使用済燃料プール水位低警報若しくは燃料プール温度高警報が発生した場合で，可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水ができず，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:「燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系(燃料プール冷却モード)が全台停止」の確認は，状態表示及び警報表示により確認する。

※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

(b) 操作手順

消火系による使用済燃料プール注水手順の概要は以下のとおり。手

順の対応フローを図1.11.2に，概要図を図1.11.12に，タイムチャートを図1.11.13に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に消火系による使用済燃料プール注水の準備開始を指示する。

②当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に消火系による使用済燃料プール注水準備のためディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。

③現場運転員C及びDは，消火系による使用済燃料プール注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。

④中央制御室運転員A及びBは，消火系による使用済燃料プール注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

⑤中央制御室運転員A及びBは，復水補給水系バイパス流防止として復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。

⑥中央制御室運転員A及びBは，消火系による使用済燃料プール注水の系統構成として，復水補給水系消火系第一，第二連絡弁の全開操作及び残留熱除去系燃料プール側第一出口弁(B)，第二出口弁の全開操作を実施し，当直副長に消火系による使用済燃料プール注水の準備完了を報告する。

⑦緊急時対策要員は，ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了について緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑧当直長は，当直副長からの依頼に基づき，消火系による使用済燃料プール注水開始を緊急時対策本部へ報告する。

⑨当直副長は，中央制御室運転員に消火系による使用済燃料プール注水開始を指示する。

⑩中央制御室運転員A及びBは，残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)の全開操作を実施する。

⑪中央制御室運転員A及びBは，使用済燃料プールへの注水が開始されたことを監視カメラ，残留熱除去系(B)注入配管の流量の上昇，使用済燃料プール水位温度記録により確認し，当直副長に報告するとともに使用済燃料プール水位を，使用済燃料プール水位低レベル以上に維持する。

⑫当直長は，当直副長からの依頼に基づき，消火系による使用済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。

(c)操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから消火系による使用済燃料プール注水開始まで約30分で可能である。

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

（添付資料1.11.3-1）

(2)漏えい抑制

a.サイフォン効果による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制

使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン効果によりプール水漏えいが発生した場合，サイフォンブレーク孔位置までプール水位が低下した時点で，サイフォンブレーク孔からの空気の流入によりサイフォン効果の継続が停止することでプール水の流出が停止することを確認し，現場の手動弁操作により破断箇所を系統から隔離する。

また，サイフォンブレーク孔の機能が喪失した場合は，サイフォン効果が継続することから，隔離により使用済燃料プール水の流出を停止させる。

(a)手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合又は使用済燃料プール水位低警報若しくはスキマサージタンク水位低警報の発生を確認した場合。

(b)操作手順

サイフォン効果による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.11.2，図1.11.3に，概要図を図1.11.14に，タイムチャートを図1.11.15に示す。

有効性評価想定事故2　残留熱除去系(最大熱負荷運転モード)運転時における配管からの漏えい発生の例。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に使用済燃料プール水位低下の要因の調査を指示する。

②中央制御室運転員A及びBは，使用済燃料プールの漏えいを示す警報(使用済燃料プールライナードレン漏えい大，使用済燃料プール

ゲート/RPV・PCV間漏えい大)の発生の有無を確認する。

③中央制御室運転員A及びBは，要因調査の結果から漏えいの発生している残留熱除去系(最大熱負荷モード)の運転を停止し，隔離可能な電動弁にて隔離操作を実施する。

④当直副長は，中央制御室運転員に残留熱除去系(最大熱負荷モード)の運転の停止及び電動弁での隔離操作後，使用済燃料プール水位がサイフォンブレーク孔露出水位付近で安定することの確認を指示する。

⑤中央制御室運転員A及びBは，使用済燃料プール水位温度記録及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて使用済燃料プール水位を監視し，サイフォンブレーク孔露出水位付近での水位低下状況を当直副長に報告する

⑥当直副長は，使用済燃料プール水位の低下が継続している場合，サイフォン効果が継続していると判断し，現場運転員に現場での隔離操作を指示する。

⑦現場運転員C及びDは，破断箇所を系統から隔離するため，現場での手動操作による燃料プール浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁の全閉操作を実施するとともに，隔離による漏えいの停止を確認する。

⑧中央制御室運転員A及びBは，現場での隔離操作によってサイフォン効果が停止し，使用済燃料プール水位が安定したことを確認する。

また，使用済燃料プール水位を使用済燃料プール水位低レベル以上に注水し維持する。

(注水手段及び手順については，1.11.2.1(1)燃料プール代替注水の操作手順と同様である。)

(c)操作の成立性

上記の現場操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してからサイフォン効果による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制まで90分以内で可能である。

なお，プラント停止中の運転員の体制においては，中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。

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

1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

(1)燃料プールスプレイ

a.燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し，使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により，常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。

なお，可搬型代替注水ポンプは(A-2級)2台を並列に連結し，更に(A-1級)1台を直列に連結して使用する。(接続方法を図1.11.5に示す。)

(a)手順着手の判断基準

使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TVモニタにて確認した場合又は使用済燃料プール水位が水位低警報レベルまで低下し，かつ使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。

(b)操作手順

燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図 1.11.2 に，概要図を図 1.11.6 に，タイムチャートを図 1.11.7 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代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイの準備開始を指示する。

②中央制御室運転員A及びBは，「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動手順」により冷却装置の起動が完了していること及び監視カメラにて使用済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代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイの準備として可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)の配備及びホース接続を依頼する。

④緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)と(A-2級)を図1.11.5に示す接続方法となるよう配備及びホース接続を行い，可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)による送水準備完了について緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑤当直長は当直副長からの依頼に基づき，燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイの開始を緊急時対策本部へ依頼する。

⑥当直副長は，中央制御室運転員に燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイによる使用済燃料プールスプレイ状況について，監視カメラによる確認を指示する。

⑦緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)起動後，使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁又は使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁のどちらかを開操作して送水流量を規定流量に調整し，送水開始について緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑧中央制御室運転員A及びBは，使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料貯蔵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使用済燃料プール内の燃料へ均等にスプレイされている状態及び使用済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。

⑨当直長は，当直副長からの依頼に基づき，燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c)操作の成立性

上記の現場操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員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水源と送水ルートの特定～可搬型代替注水ポンプの配置～送水準備～使用済燃料プール注水専用接続口使用による可搬型代替注水ポンプによるスプレイまで95分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，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。

（添付資料1.11.3-3）

b.燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ（淡水/海水）

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより，使用済燃料プール水位が異常に低下し，使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位が維持できない場合に常設スプレイヘッダを優先して使用するが，外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台及び（A-2級）1台，又は（A-2級）2台により，可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止する。

なお，可搬型代替注水ポンプは（A-1級）1台及び（A-2級）1台を直列に連結，又は（A-2級）2台を直列に連結して使用する。（接続方法を図1.11.9に示す。）

(a)手順着手の判断基準

使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TVモニタにて確認した場合又は使用済燃料プール水位が水位低警報レベルまで低下し，かつ使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合で，常設スプレイヘッダが使用できない場合。

(b)操作手順

（可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台及び（A-2級）1台使用した場合）

燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.11.2に，概要図を図1.11.10に，タイムチャートを図1.11.11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代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイの準備開始を指示する。

②中央制御室運転員A及びBは，「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動手順」により冷却装置の起動が完了していること及び監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

③[a]原子炉建屋南側貫通接続口使用の場合

当直長は当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ準備として可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)の配備及びホース接続を依頼する。

③[b]原子炉建屋扉からの接続の場合

可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)の配備，ホース接続及び原子炉建屋扉外側の防潮扉の開放を依頼する。

④[a]原子炉建屋南側貫通接続口使用の場合

現場運転員C及びDは，燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成として，原子炉建屋1階南側貫通接続口より南東側階段を経由して原子炉建屋4階オペフロまでホース展開を行い，原子炉建屋4階オペフロにて可搬型スプレイヘッダを設置しホースと接続する。

④[b]原子炉建屋扉からの接続の場合

現場運転員C及びDは，原子炉建屋扉内側より北西側階段を経由して原子炉建屋4階オペフロまでホース展開を行い，原子炉建屋4階オペフロにて可搬型スプレイヘッダを設置しホースと接続する。

⑤[a]原子炉建屋南側貫通接続口使用の場合

現場運転員C及びDは，燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイの系統構成として，復水補給水系原子炉建屋内南側貫通接続元弁の全開操作を実施する。

⑤[b]原子炉建屋扉からの接続の場合

現場運転員C及びDは，可搬型代替注水ポンプとのホース接続のために原子炉建屋扉の開放を実施する。

緊急時対策要員は，原子炉建屋へのホース展開のために建屋扉外側の防潮扉開放を実施し，展開されているホースへ接続を実施する。

⑥緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)と(A-2級)が直列となるよう配備及びホース接続を行い，可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)による送水準備完了について緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑦当直長は当直副長からの依頼に基づき，燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイの開始を緊急時対策本部へ依頼する。

⑧当直副長は，中央制御室運転員に燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイの確認を指示する。

⑨[a]原子炉建屋南側貫通接続口使用の場合

緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)起動後，復水補給水系建屋東側貫通接続口元弁を開操作して送水流量を規定流量に調整し，送水開始について緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑨[b]原子炉建屋扉からの接続の場合

緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)起動後，送水流量を規定流量に調整し，送水開始について緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑩中央制御室運転員A及びBは，使用済燃料プールへのスプレイが開始されたことを使用済燃料貯蔵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使用済燃料プール内の燃料へ均等にスプレイされている状態及び使用済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，燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c)操作の成立性

上記の現場操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び緊急時対策要員3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代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ開始までの所要時間は下記のとおり。

南側貫通接続口使用の場合:約95分

原子炉建屋扉からの接続の場合:約105分

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。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。可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具であり，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。

(2)漏えい緩和

a.使用済燃料プール漏えい緩和

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

(a)手順着手の判断基準

使用済燃料プールの異常な水位低下を中央制御室にて確認可能な TV モニタにて確認した場合又は使用済燃料プール水位が水位低警報レベルまで低下し，かつ使用済燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合で，使用済燃料プールエリアへアクセスできる場合。

(b)操作手順

使用済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。タイムチャートを図 1.11.16 に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，当直長を経由して資機材を用いた使用済燃料プールからの漏えい緩和措置の開始を緊急時対策本部に依頼する。

②中央制御室運転員A及びBは，「1.11.2.3(1)a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動手順」により冷却装置の起動が完了していること及び監視カメラにて使用済燃料プールが視認できることを確認する。

③緊急時対策要員は，ステンレス鋼板にシール材を接着させ，吊り降ろし用のロープを取り付けた後，貫通穴付近まで吊り下げ，手すり等に固縛・固定し，操作完了について緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

④中央制御室運転員A及びBは，使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを，使用済燃料貯蔵プール監視カメラにて確認し，当直副長に報告する。

⑤当直長は当直副長からの依頼に基づき，使用済燃料プールからの漏えい量が減少したことを緊急時対策本部へ報告する。

(c)操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 2 名及び緊急時対策要員 4 名により

作業を実施する。作業開始を判断してから使用済燃料プールからの漏えい緩和操作完了まで約2時間で可能である。

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

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

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

なお，使用済燃料貯蔵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。

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

また，使用済燃料プールの温度，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，非常用所内電源から給電され，交流又は直流電源が必要な場合には，代替電源設備から電源が給電される。これらの監視設備を用いた使用済燃料プールの監視は運転員が行う。

(1)使用済燃料プールの状態監視

通常時の使用済燃料プールの状態監視は，使用済燃料プール水位警報検出器（フロート式），使用済燃料プール温度及び燃料貯蔵プールエリア放射線モニタにより実施する。

重大事故等発生時においては，重大事故等対処設備である使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プール水位，水温，上部空間線量率及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は，常設設備であり設置を必要としない。また，通常時より常時監視が可能な設備であり，継続的に監視を実施する。

燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)の機能が喪失している場合は，あらかじめ評価(使用済燃料配置変更毎に行う空間線量率評価)し把握した相関(減衰率)関係により使用済燃料プール空間線量率を推定する。

a. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料プールの水位低下を中央制御室にて確認可能なTVモニタにて確認した場合，燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系(燃料プール冷却モード)が全台停止※1した場合又は使用済燃料プール水位低警報若しくは燃料プール温度高警報が発生した場合。

※1「燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系(燃料プール冷却モード)が全台停止」の確認は，状態表示及び警報表示により確認する。

(b) 操作手順(設備未設置のため変更の可能性あり)

使用済燃料プールの状態監視に必要な監視カメラの空冷装置の起動手順の概要は以下のとおり。また，概要図を図1.11.17にタイムチャートを図1.11.18に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に使用済燃料貯蔵プール監視カメラの空冷装置の起動準備を指示する。

②中央制御室運転員A及びBは，監視カメラにて使用済燃料プールが視認できること及び空冷装置起動に必要な電源が確保されていることを確認する。

③現場運転員C及びDは，監視カメラ空冷装置出口弁の全開操作後，空冷装置を起動する。

④中央制御室運転員A及びBは，使用済燃料貯蔵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，1ユニット当たり中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動まで約20分で可能である。

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

(添付資料1.11.3-5)

b. 代替電源による給電

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

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

1.11.2.4　重大事故等発生時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順

(1) 復旧

a. 燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱

全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱機能の喪失が発生した場合，常設代替交流電源設備により燃料プール冷却浄化系の電源を復旧し，原子炉補機冷却系若しくは代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を実施する。なお，水源であるスキマサージタンクへの補給については，「1.11.2.1(1)燃料プール代替注水」と同様の手順にて実施する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，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，燃料プール冷却浄化系ポンプが使用可能な状態※1に復旧された場合。

※1：設備に異常がなく，電源，水源（スキマサージタンク）及び原子炉補機冷却系若しくは代替原子炉補機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）

燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.11.2に，概要図を図1.11.19に，タイムチャートを図1.11.20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冷却浄化系による使用済燃料プール除熱の準備開始を指示する。

②現場運転員E及びFは，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プー

ル除熱に必要なポンプ，電動弁の電源の受電操作を実施する。

③中央制御室運転員A及びBは，燃料プール冷却浄化系ポンプ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，並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示及びパラメータにて確認する。

④当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し，燃料プール冷却浄化系ポンプが使用可能か確認する。

⑤中央制御室運転員A及びBは，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱系統構成として，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁(A)及び燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁を全閉操作，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)，(B)の全閉確認を実施する。

⑥現場運転員C及びDは，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱効率を上げるため，補機冷却水を通水していない熱交換器の燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁の全閉操作を実施する。
なお，燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁の操作場所は二次格納施設内であり，事象の進展によりアクセス困難となった場合は，全閉操作は実施しない。

⑦当直長は，当直副長からの依頼に基づき，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱の開始を緊急時対策本部へ報告する。

⑧当直副長は，中央制御室運転員に燃料プール冷却浄化系による使用済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及びBは，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器ろ過脱塩器バイパス弁(A)を微開とし，燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)の起動操作を実施する。

⑩中央制御室運転員A及びBは，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器ろ過脱塩器バイパス弁(A)を調整開とし，燃料プール冷却浄化系の系統流量の上昇及び使用済燃料プール水の温度の下降により使用済燃料プールの除熱が開始されたことを確認する。

⑪当直長は，当直副長からの依頼に基づき，燃料プール冷却浄化系ポンプによる使用済燃料プール除熱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

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，現場運転員4名

にて作業を実施し，作業開始を判断してから燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱開始まで約45分で可能である。

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

（添付資料1.6.3-6）

1.11.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

電動弁及び中操監視計器類への電源供給手順並びに可搬型代替注水ポンプへの燃料補給手順については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに可搬型代替注水ポンプによる送水手順については，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

放水設備による大気への拡散抑制手順については，「1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

1.11.2.6　重大事故等発生時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手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図 1.11.21 に示す。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は，使用済燃料プール水位低又は温度高警報の発生により事象を把握するとともに，使用済燃料プール水位，温度，放射線モニタ及び監視カメラにて状態の監視を行う。

冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は，その程度によらず，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による使用済燃料プールへの注水若しくはスプレイが可能となるように準備し，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)を優先で使用する。

使用する水源は防火水槽を優先とする。その際の防火水槽への補給は淡水を優先するが，淡水を補給できない場合は海水を補給する。また，防火水槽を水源として利用できない場合は，可搬型代替注水ポンプにて海水を取水し，防火水槽を経由せずに，直接使用済燃料プールへ送水する。

可搬型代替注水ポンプの準備ができない場合は，消火系による使用済燃料プールへの注水を実施する。

なお，消火系による使用済燃料プールへの注水は，発電所構内(大湊側)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る可能性があることから，可搬型代替注水ポンプの使用を優先する。

また，使用済燃料プールへの注水若しくはスプレイの実施にあたっては，常設スプレイヘッダの使用を優先する。

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)または(A-2 級)による使用済燃料プールへの注水によっても使用済燃料プール水位の維持ができない場合は，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可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び(A-2 級)による使用済燃料プールへのスプレイを並行で実施する。

全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱機能の喪失が発生した場合は，常設代替交流電源設備により燃料プール冷却浄化系の電源を復旧し，原子炉補機冷却系若しくは代替原子炉補機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水源であるスキマサージタンクへの補給を行うことで，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を実施する。

表 1.11.1　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順
対応手段，対処設備，手順書一覧(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系(常設)配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L,T」 「消防車による SFP 注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」※1
			防火水槽　※1，※5	自主対策設備	
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース SFP 接続口 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L,T」 「消防車による SFP 注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」※1
			防火水槽　※1，※5	自主対策設備	
		消火系による使用済燃料プールへの注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク　※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L,T」 「消火ポンプによる SFP 注水」
	－	漏えい抑制	サイフォン防止機能　※4	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L,T」

※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　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
※4:重大事故等発生時には現場手動弁による隔離操作を合わせて実施する。
※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，対処設備，手順書一覧(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系(常設)配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L，T」 「消防車による SFP スプレイ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」※1
			防火水槽　※1，※5	自主対策設備	
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース SFP 接続口 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L，T」 「消防車による SFP スプレイ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」※1
			防火水槽　※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	多様なハザード対応手順 「SFP 漏えい緩和」
	－	大気への拡散抑制	大容量送水車 ホース 放水砲 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」 ※3
重大事故等発生時における使用済燃料プールの監視	－	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	重大事故等対処設備	－
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 所内蓄電式直流電源設備　※2 可搬型直流電源設備　※2	重大事故等対処設備	－　※2

※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　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
※4:重大事故等発生時には現場手動弁による隔離操作を合わせて実施する。
※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，対処設備，手順書一覧(3/3)

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準対象施設</th><th>対応
手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>手順書</th></tr>
<tr><td rowspan="2">重大事故等発生時における使用済燃料プールの除熱</td><td rowspan="2">全交流動力電源</td><td rowspan="2">燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱</td><td>燃料プール冷却浄化系ポンプ
使用済燃料プール
燃料プール冷却浄化系配管・弁・熱交換器・スキマサージタンク・ディフューザ
代替原子炉補機冷却系　※6
常設代替交流電源設備　※2
燃料補給設備　※2</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="2">事故時運転操作手順書(徴候ベース)
「SF/L,T」
「FPC による SFP 除熱」</td></tr>
<tr><td>原子炉補機冷却系
非常用取水設備</td><td>重大事故等対処設備
(設計基準拡張)</td></tr>
</table>

※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　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
※4:重大事故等発生時には現場手動弁による隔離操作を合わせて実施する。
※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。

表 1.11.2　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/4)

<table>
<tr><th colspan="2">手順書</th><th>重大事故等の対応に必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ(計器)</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順
(1)燃料プール代替注水</td></tr>
<tr><td rowspan="5">事故時運転操作手順書(徴候ベース)
「SF/L，T」

「消防車による SFP 注水」</td><td rowspan="3">判断基準</td><td>使用済燃料プールの監視</td><td>燃料プール水位低　警報
燃料プール温度高　警報
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</td></tr>
<tr><td>電源</td><td>M/C C 電圧
M/C D 電圧
P/C C-1 電圧
P/C D-1 電圧
直流 125V 主母線盤 A 電圧
直流 125V 主母線盤 B 電圧
直流 125V 充電器盤 A-2 電圧
AM 用直流 125V 充電器盤電圧</td></tr>
<tr><td>水源の確認</td><td>防火水槽</td></tr>
<tr><td rowspan="2">操作</td><td>使用済燃料プールの監視</td><td>燃料プール水位低　警報
燃料プール温度高　警報
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)
スキマサージタンク水位
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
使用済燃料プールエリア雰囲気温度
燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ
プロセス放射線モニタ
燃料取替エリア排気放射能モニタ
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)</td></tr>
<tr><td>水源の確認</td><td>防火水槽</td></tr>
</table>

監視計器一覧(2/4)

<table>
<tr><th colspan="2">手順書</th><th>重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ(計器)</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順
(1)燃料プール代替注水</td></tr>
<tr><td rowspan="7">事故時運転操作手順書(徴候ベース)
「SF/L, T」

「消火ポンプによる SFP 注水」</td><td rowspan="3">判断基準</td><td>使用済燃料プールの監視</td><td>燃料プール水位低　警報
燃料プール温度高　警報
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</td></tr>
<tr><td>電源</td><td>M/C C 電圧
M/C D 電圧
P/C C-1 電圧
P/C D-1 電圧
直流 125V 主母線盤 A 電圧
直流 125V 主母線盤 B 電圧
直流 125V 充電器盤 A-2 電圧
AM 用直流 125V 充電器盤電圧</td></tr>
<tr><td>水源の確認</td><td>ろ過水タンク水位</td></tr>
<tr><td rowspan="4">操作</td><td>使用済燃料プールの監視</td><td>燃料プール水位低　警報
燃料プール温度高　警報
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)
スキマサージタンク水位
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
使用済燃料プールエリア雰囲気温度
燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ
プロセス放射線モニタ
燃料取替エリア排気放射能モニタ
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)</td></tr>
<tr><td>使用済燃料プールへの注水量</td><td>残留熱除去系(A)注入配管流量
残留熱除去系(B)注入配管流量</td></tr>
<tr><td>補機監視機能</td><td>ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力</td></tr>
<tr><td>水源の確認</td><td>ろ過水タンク水位</td></tr>
</table>

監視計器一覧(3/4)

<table>
<tr><th colspan="2">手順書</th><th>重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ(計器)</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順
(1)燃料プールスプレイ</td></tr>
<tr><td rowspan="4">事故時運転操作手順書(徴候ベース)
「SF/L, T」

「消防車による SFP スプレイ」</td><td rowspan="3">判断基準</td><td>使用済燃料プールの監視</td><td>燃料プール水位低　警報
燃料プール温度高　警報
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ</td></tr>
<tr><td>電源</td><td>M/C C 電圧
M/C D 電圧
P/C C-1 電圧
P/C D-1 電圧
直流 125V 主母線盤 A 電圧
直流 125V 主母線盤 B 電圧
直流 125V 充電器盤 A-2 電圧
AM 用直流 125V 充電器盤電圧</td></tr>
<tr><td>水源の確認</td><td>防火水槽</td></tr>
<tr><td rowspan="2">操作</td><td>使用済燃料プールの監視</td><td>燃料プール水位低　警報
燃料プール温度高　警報
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)
スキマサージタンク水位
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
使用済燃料プールエリア雰囲気温度
燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ
プロセス放射線モニタ
燃料取替エリア排気放射能モニタ
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)</td></tr>
<tr><td>水源の確認</td><td>防火水槽</td></tr>
</table>

監視計器一覧(4/4)

<table>
<tr><th colspan="2">手順書</th><th>重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ(計器)</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.11.2.4 重大事故等発生時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順
(1)復旧</td></tr>
<tr><td rowspan="4">事故時運転操作手順書(徴候ベース)
「SF/L,T」
「FPC による SFP 除熱」</td><td rowspan="3">判断基準</td><td>使用済燃料プールの監視</td><td>燃料プール水位低　警報
燃料プール温度高　警報
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
スキマサージタンク水位</td></tr>
<tr><td>電源</td><td>M/C C 電圧
M/C D 電圧
P/C C-1 電圧
P/C D-1 電圧
直流 125V 主母線盤 A 電圧
直流 125V 主母線盤 B 電圧
直流 125V 充電器盤 A-2 電圧
AM 用直流 125V 充電器盤電圧</td></tr>
<tr><td>最終ヒートシンクによる冷却状態の確認</td><td>原子炉補機冷却系(A)系統流量
原子炉補機冷却系(B)系統流量</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>使用済燃料プールの監視</td><td>燃料プール水位低　警報
燃料プール温度高　警報
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)
使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)
スキマサージタンク水位
FPC ポンプ (A) 吐出流量
FPC ポンプ (B) 吐出流量
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
使用済燃料プールエリア雰囲気温度</td></tr>
</table>

表 1.11.3　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	使用済燃料プール監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源 直流 125V A 系 直流 125V A-2 系 AM 用直流 125V MCC C 系 MCC D 系
	燃料プール冷却浄化系ポンプ	常設代替交流電源設備 MCC C 系（6 号炉） MCC D 系（6 号炉） P/C C 系（7 号炉） P/C D 系（7 号炉）
	燃料プール冷却浄化系弁	常設代替交流電源設備 MCC C 系 MCC D 系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源

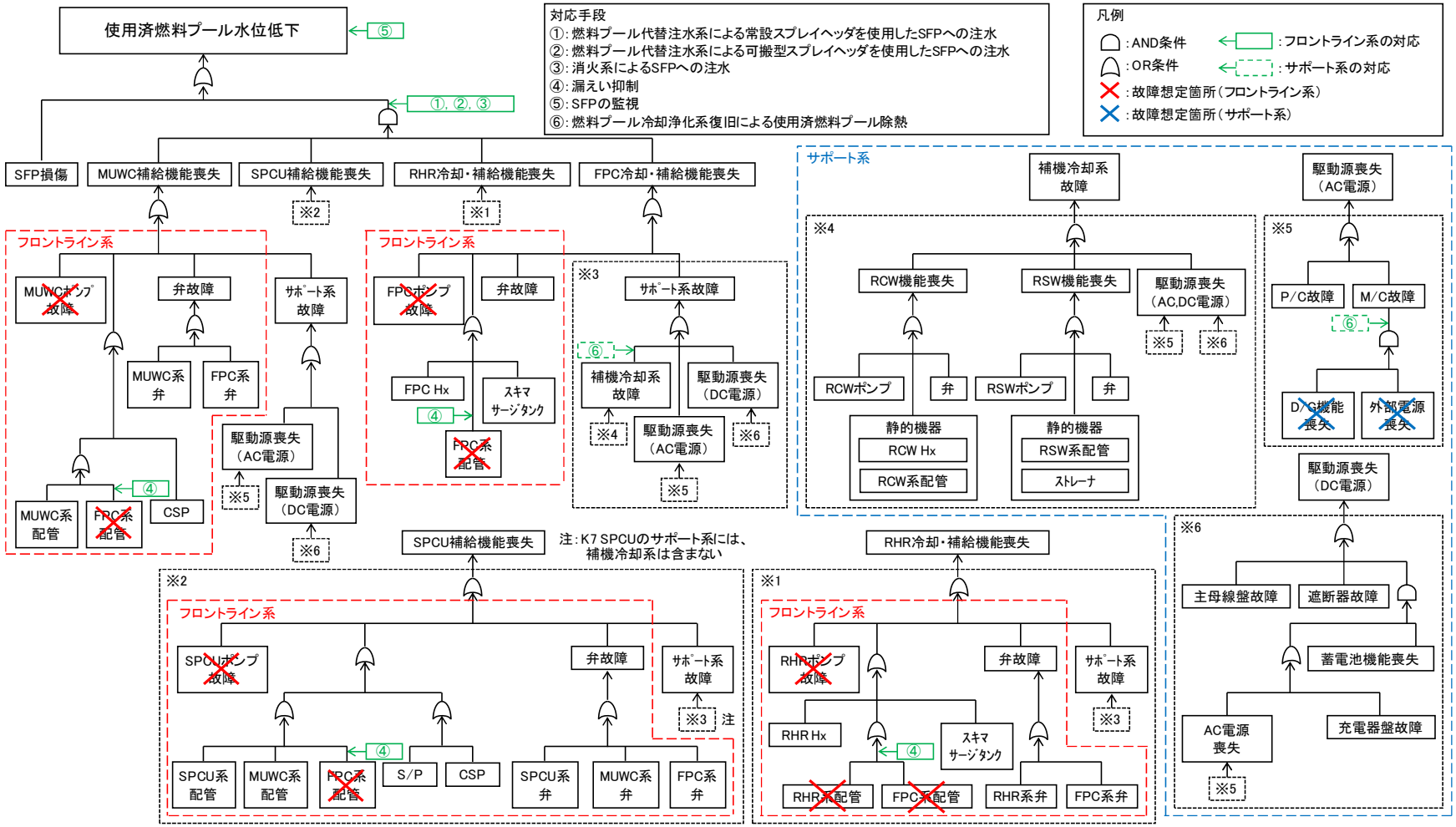


図 1.11.1　機能喪失原因対策分析(1/2)

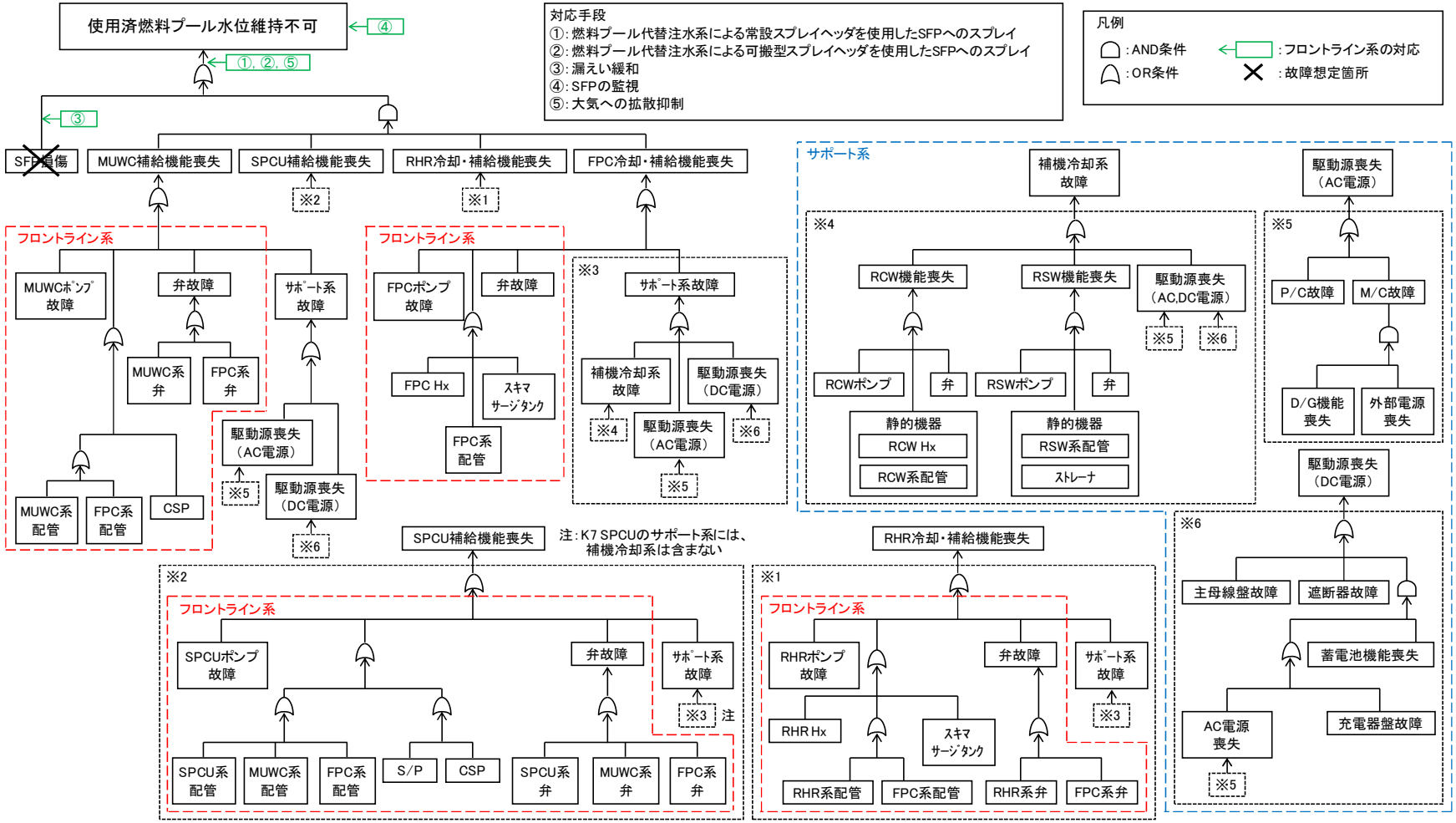


図 1.11.1　機能喪失原因対策分析(2/2)

凡例：フロントライン系　サポート系　故障を想定　対応手段あり

フロントライン系，サポート系の整理，故障の想定・対応手段

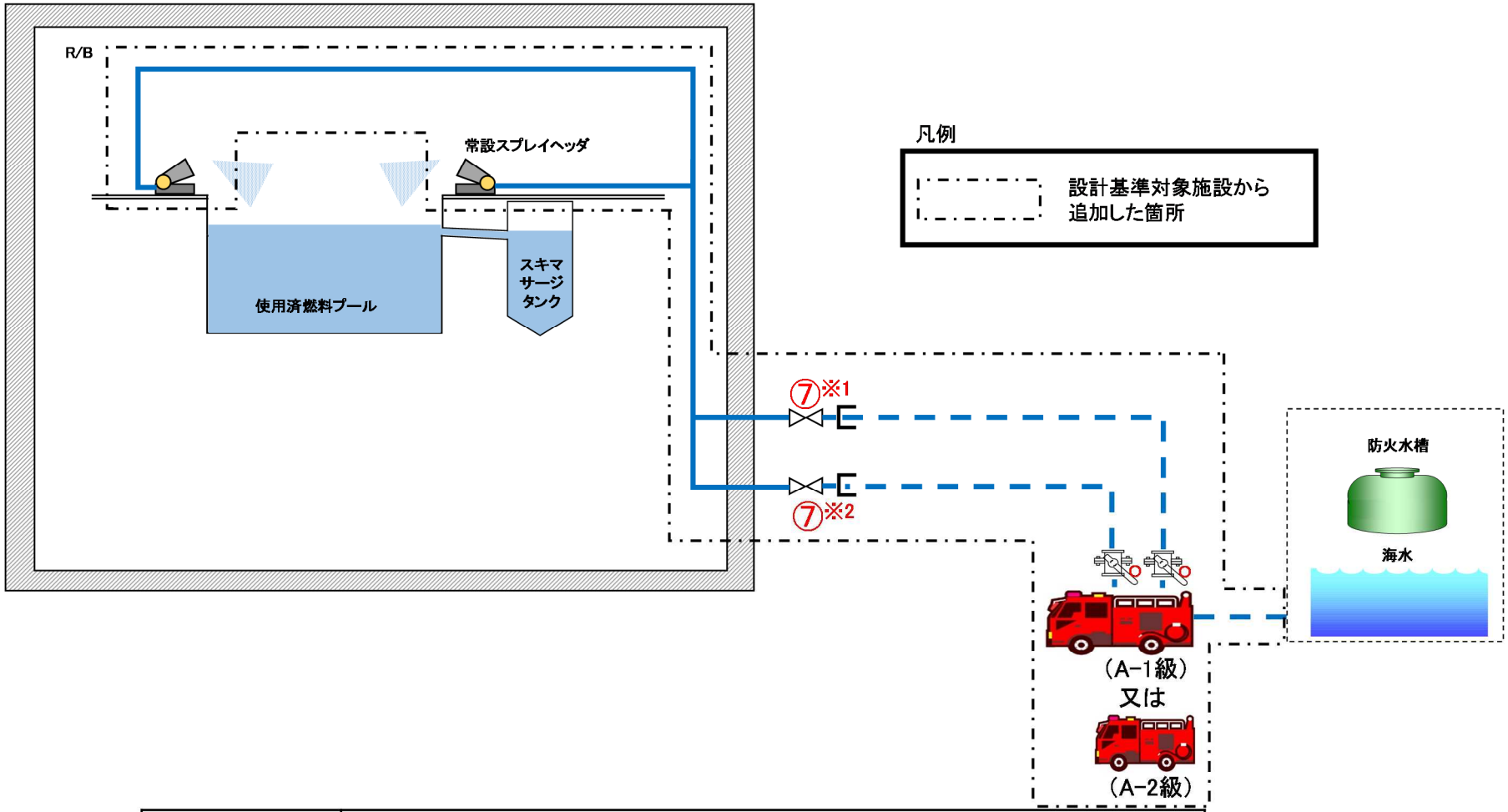
故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8
SFP水位低下	FPCによる冷却及び補給機能喪失	ポンプ故障						
		弁故障						
		静的機器故障	FPC Hx					
			配管					
			スキマサージタンク					
		補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ				
				弁				
				静的機器故障	RCW Hx			
					配管			
			RSW機能喪失	RSWポンプ				
				弁				
				静的機器故障	配管			
					ストレーナ			
			駆動源喪失（AC電源）	P/C故障				
				M/C故障	D/G機能喪失			
					外部電源喪失			
		駆動源喪失（AC電源）	P/C故障					
			M/C故障	D/G機能喪失				
				外部電源喪失				
		駆動源喪失(DC電源)	主母線盤故障					
			遮断器故障					
			直流電源供給機能喪失	蓄電池機能喪失				
				充電器機能喪失	充電器盤故障			
					AC電源喪失	P/C故障		
						M/C故障	D/G機能喪失	
							外部電源喪失	
	RHRによる冷却及び補給機能喪失	RHRポンプ故障						
		弁故障（RHR，FPC）						
		静的機器故障	RHR Hx					
			配管（RHR，FPC）					
			スキマサージタンク					
		補機冷却系故障	RCW機能喪失	RCWポンプ				
				弁				
				静的機器故障	RCW Hx			
					配管			
			RSW機能喪失	RSWポンプ				
				弁				
				静的機器故障	配管			
					ストレーナ			
			駆動源喪失（AC電源）	P/C故障				
				M/C故障	D/G機能喪失			
					外部電源喪失			
		駆動源喪失（AC電源）	P/C故障					
			M/C故障	D/G機能喪失				
				外部電源喪失				
		駆動源喪失(DC電源)	主母線盤故障					
			遮断器故障					
			直流電源供給機能喪失	蓄電池機能喪失				
				充電器機能喪失	充電器盤故障			
					AC電源喪失	P/C故障		
						M/C故障	D/G機能喪失	
							外部電源喪失	
	MUWCによる補給機能喪失	ポンプ故障						
		弁故障（MUWC，FPC）						
		静的機器故障	配管（MUWC，FPC）					
			CSP					
		駆動源喪失（AC電源）	P/C故障					
			M/C故障	D/G機能喪失				
				外部電源喪失				
		駆動源喪失(DC電源)	主母線盤故障					
			遮断器故障					
			直流電源供給機能喪失	蓄電池機能喪失				
				充電器機能喪失	充電器盤故障			
					AC電源喪失	P/C故障		
						M/C故障	D/G機能喪失	
							外部電源喪失	
	SPCUによる補給機能喪失	ポンプ故障						
		弁故障（SPCU，MUWC，FPC）						
		静的機器故障	配管（SPCU，MUWC，FPC）					
			CSP，S/P					
		駆動源喪失（AC電源）	P/C故障					
			M/C故障	D/G機能喪失				
				外部電源喪失				
		駆動源喪失(DC電源)	主母線盤故障					
			遮断器故障					
			直流電源供給機能喪失	蓄電池機能喪失				
				充電器機能喪失	充電器盤故障			
					AC電源喪失	P/C故障		
						M/C故障	D/G機能喪失	
							外部電源喪失	
SFP水位維持不可	SFP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。

図 1.11.1　機能喪失原因対策分析（補足）

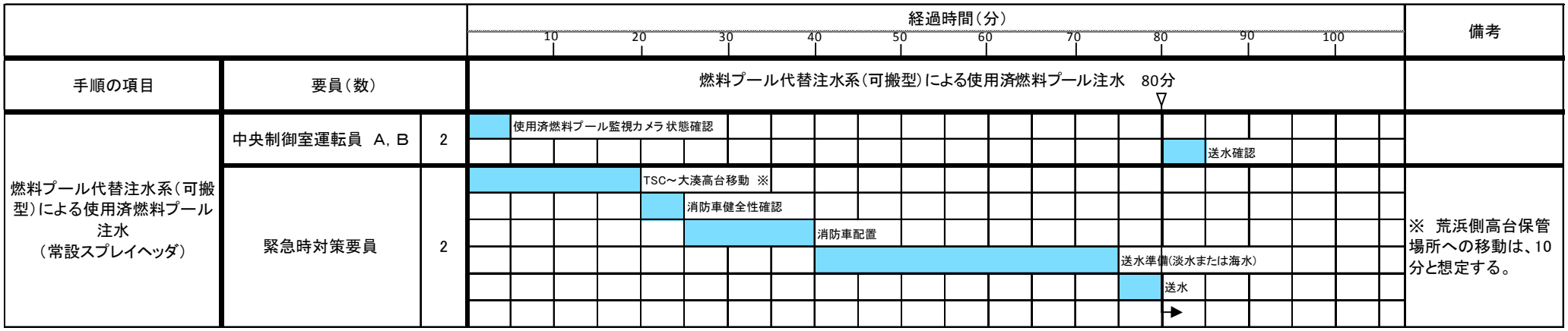
図 1.11.2　EOP　使用済燃料プール制御「SFP 水位・温度制御」における対応フロー

図 1.11.3　EOP　原子炉建屋制御「原子炉建屋制御」における対応フロー



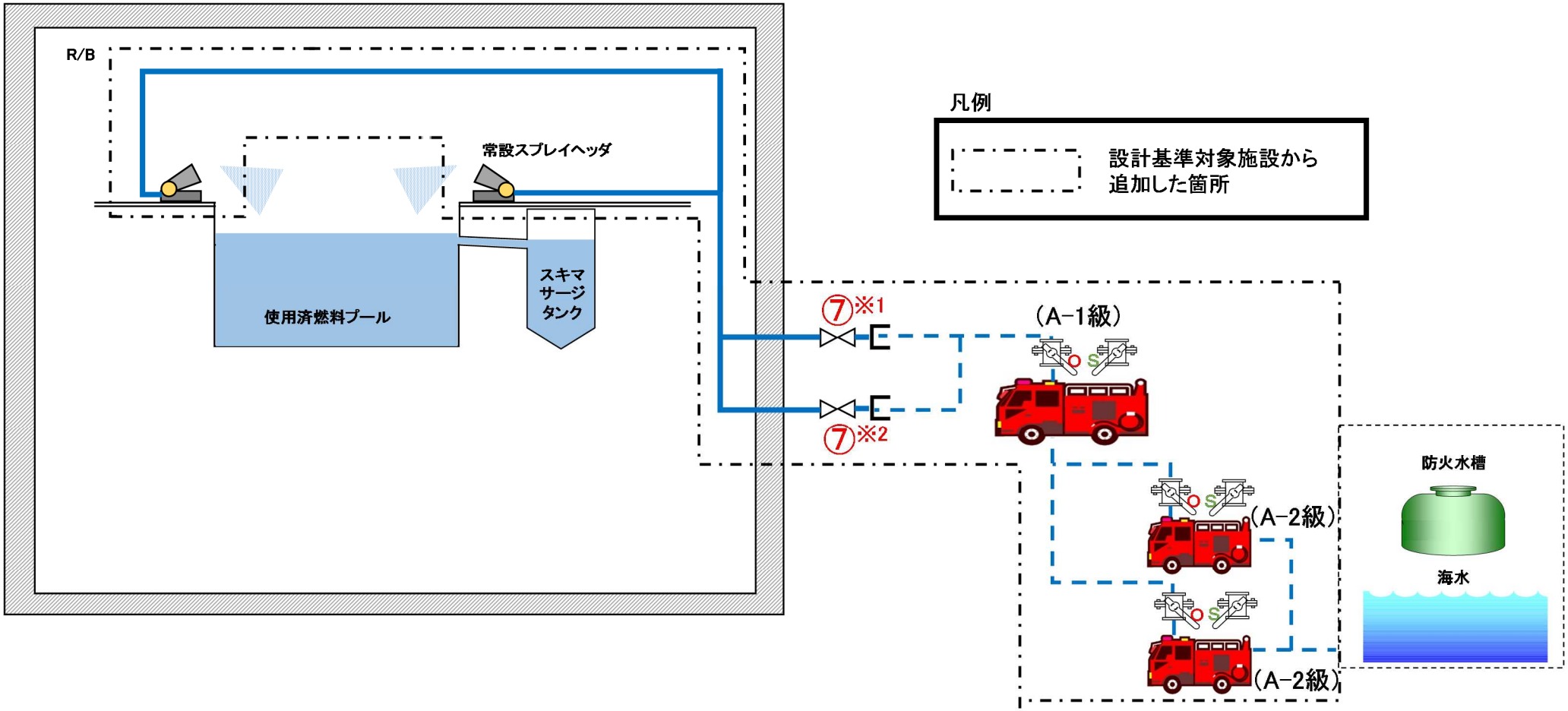
操作手順	弁名称
⑦※1	使用済燃料ﾌﾟｰﾙ外部注水原子炉建屋北側注水ﾗｲﾝ元弁
⑦※2	使用済燃料ﾌﾟｰﾙ外部注水原子炉建屋東側注水ﾗｲﾝ元弁

図1.11.4　燃料プール代替注水系（可搬型）による常設スプレイヘッダを使用した
使用済燃料プール注水（淡水/海水）　概要図



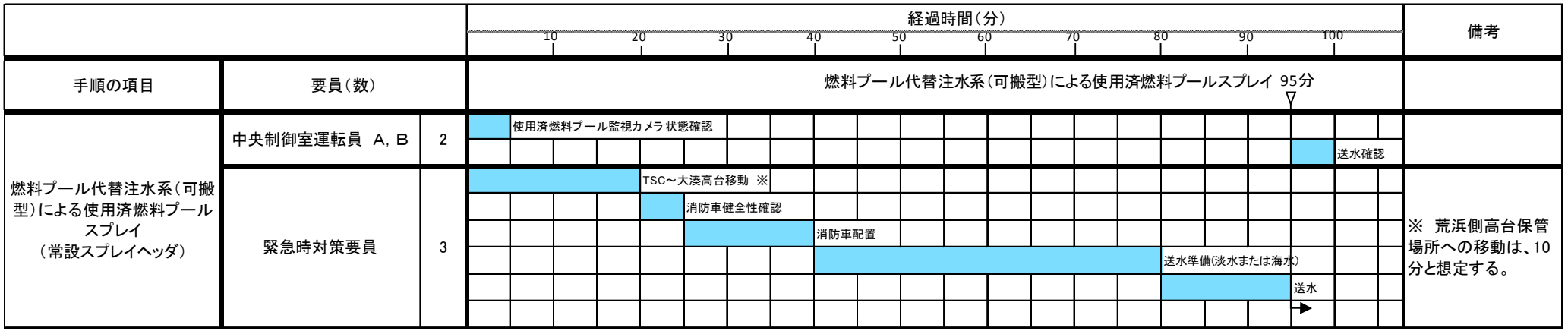
※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級)　または(A-2級)を使用する場合は、70分以内で可能である。

図 1.11.5　燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した
使用済燃料プール注水(淡水/海水)　タイムチャート



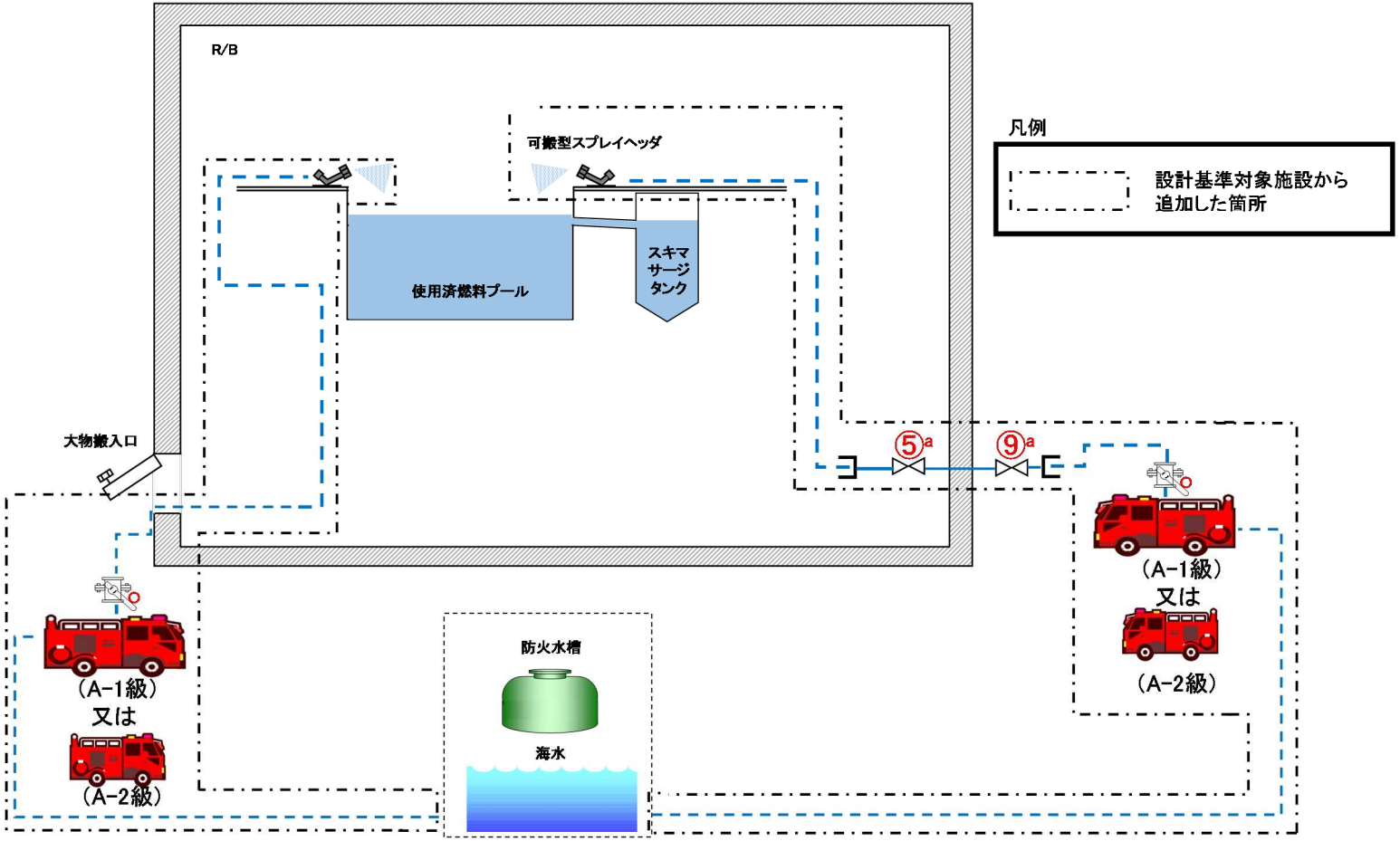
操作手順	弁名称
⑦※1	使用済燃料ﾌﾟｰﾙ外部注水原子炉建屋北側注水ﾗｲﾝ元弁
⑦※2	使用済燃料ﾌﾟｰﾙ外部注水原子炉建屋東側注水ﾗｲﾝ元弁

図1.11.6　燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した
使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)　概要図



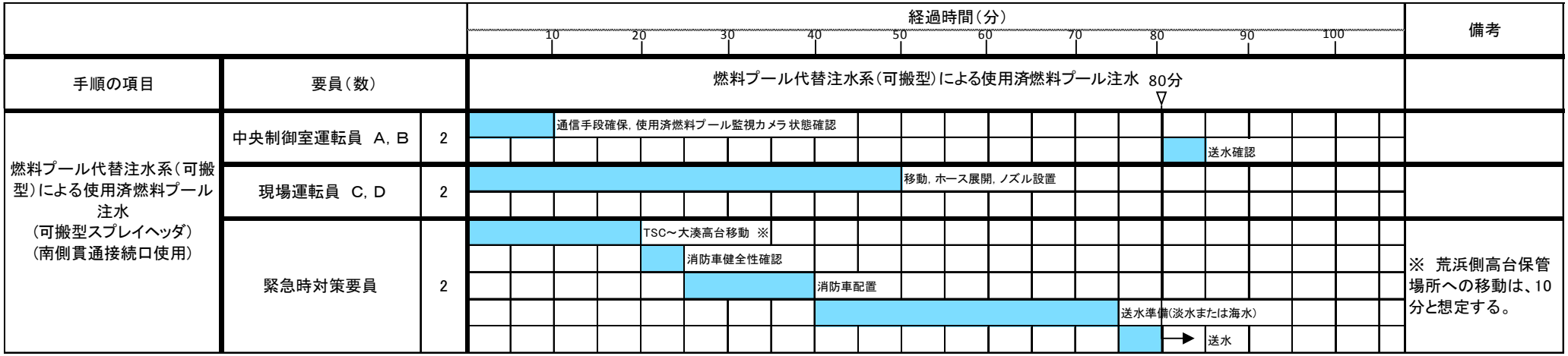
※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 及び(A-2級)を使用する場合は，85分以内で可能である。

図 1.11.7　燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した
使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)　タイムチャート

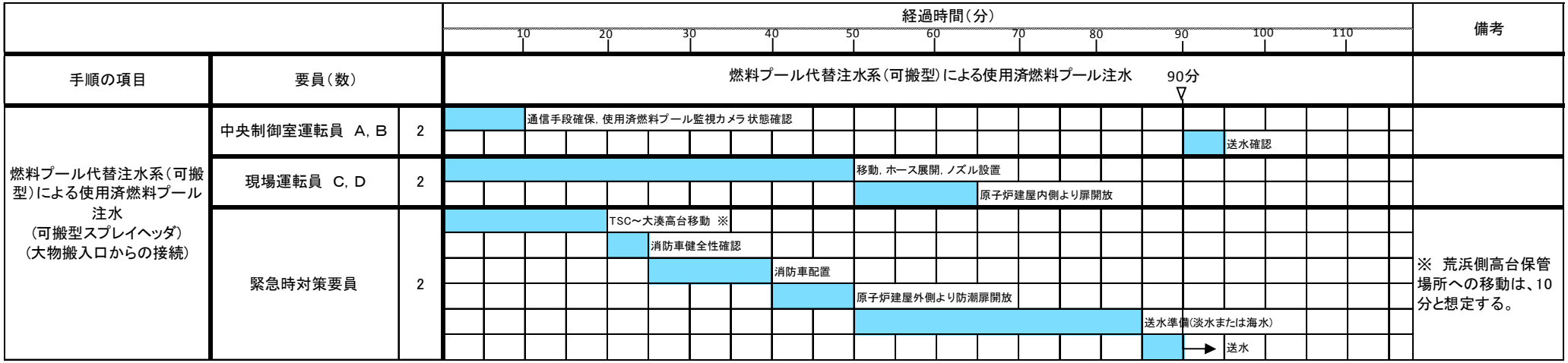


操作手順	弁名称
⑤a	復水補給水系原子炉建屋内南側貫通接続元弁
⑨a	復水補給水系建屋東側貫通接続口元弁

図 1.11.8　燃料プール代替注水系（可搬型）による可搬型スプレイヘッダを使用した
使用済燃料プール注水（淡水/海水）　概要図

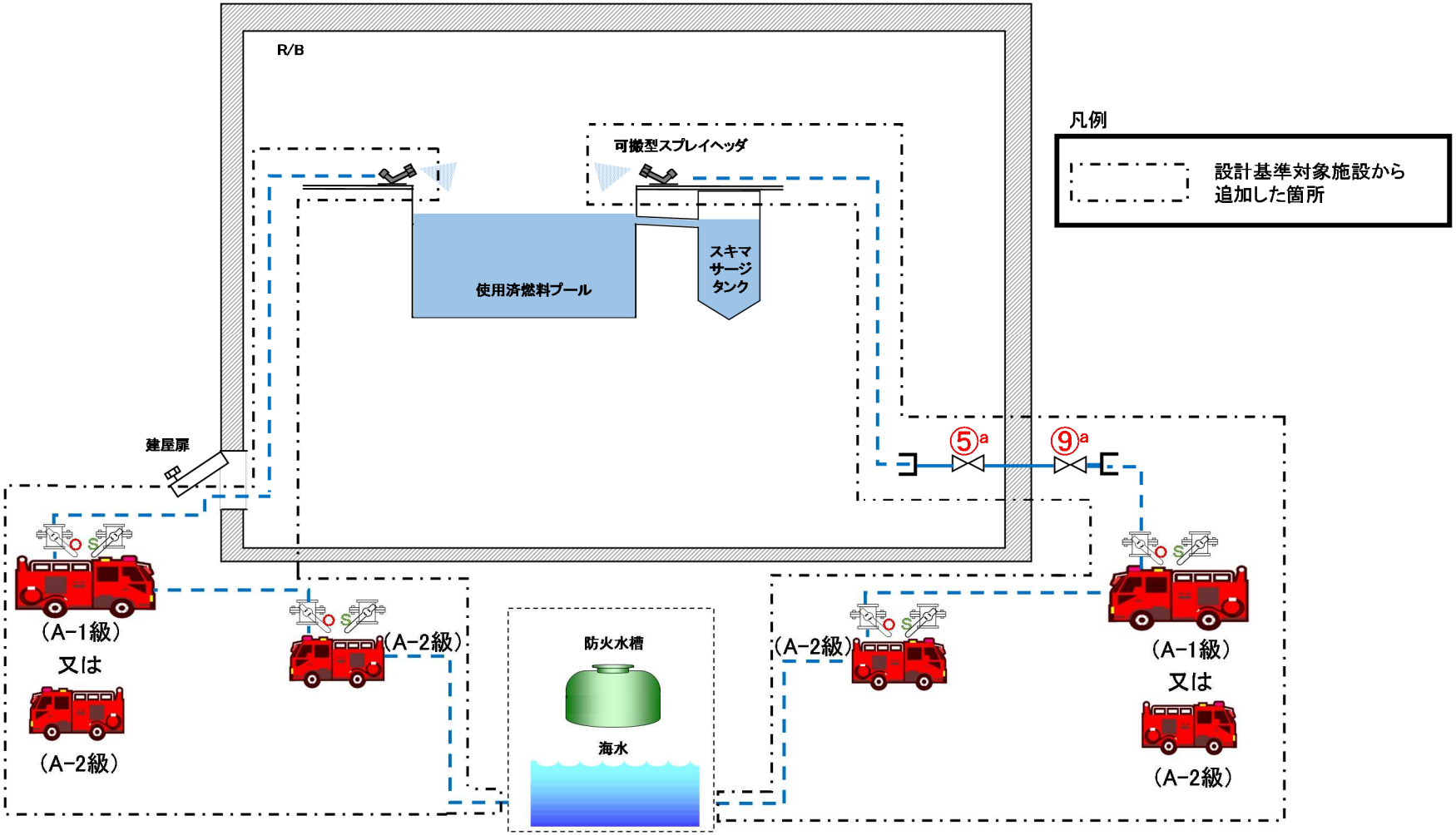


※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び(A-2 級)を使用する場合は，70 分以内で可能である。



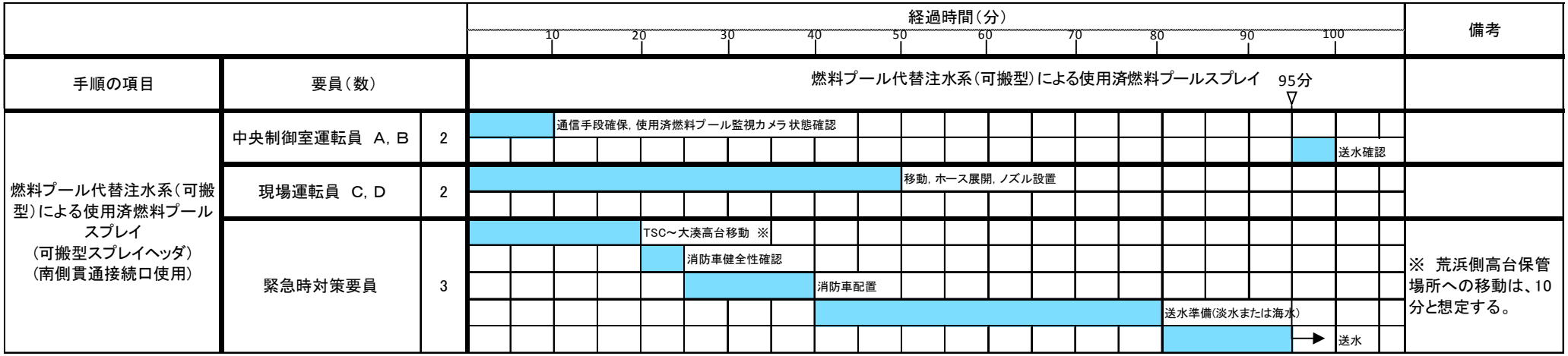
※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び(A-2 級)を使用する場合は，80 分以内で可能である。

図 1.11.9　燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した
使用済燃料プール注水(淡水/海水)　タイムチャート

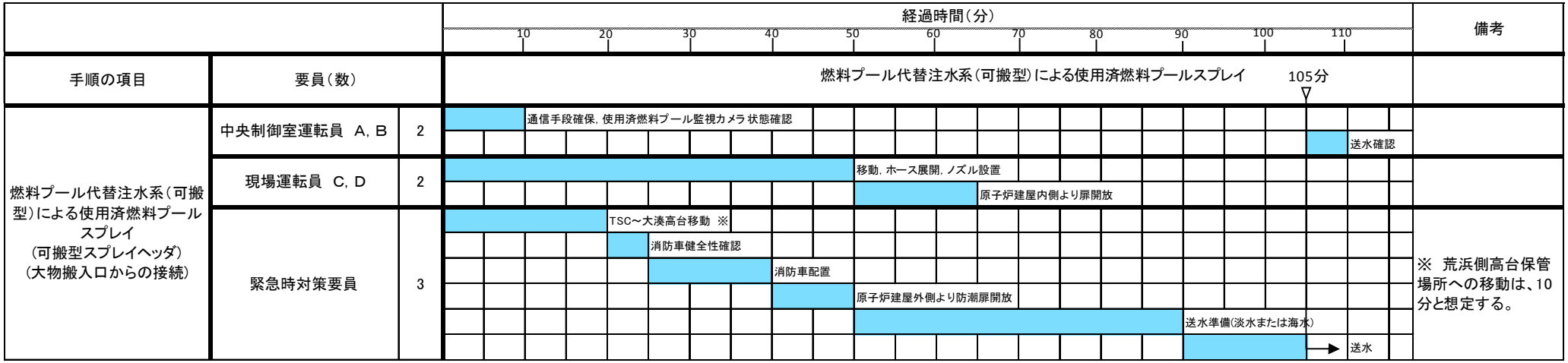


操作手順	弁名称
⑤a	復水補給水系原子炉建屋内南側貫通接続元弁
⑨a	復水補給水系建屋東側貫通接続口元弁

図 1.11.10　燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した
使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)　概要図

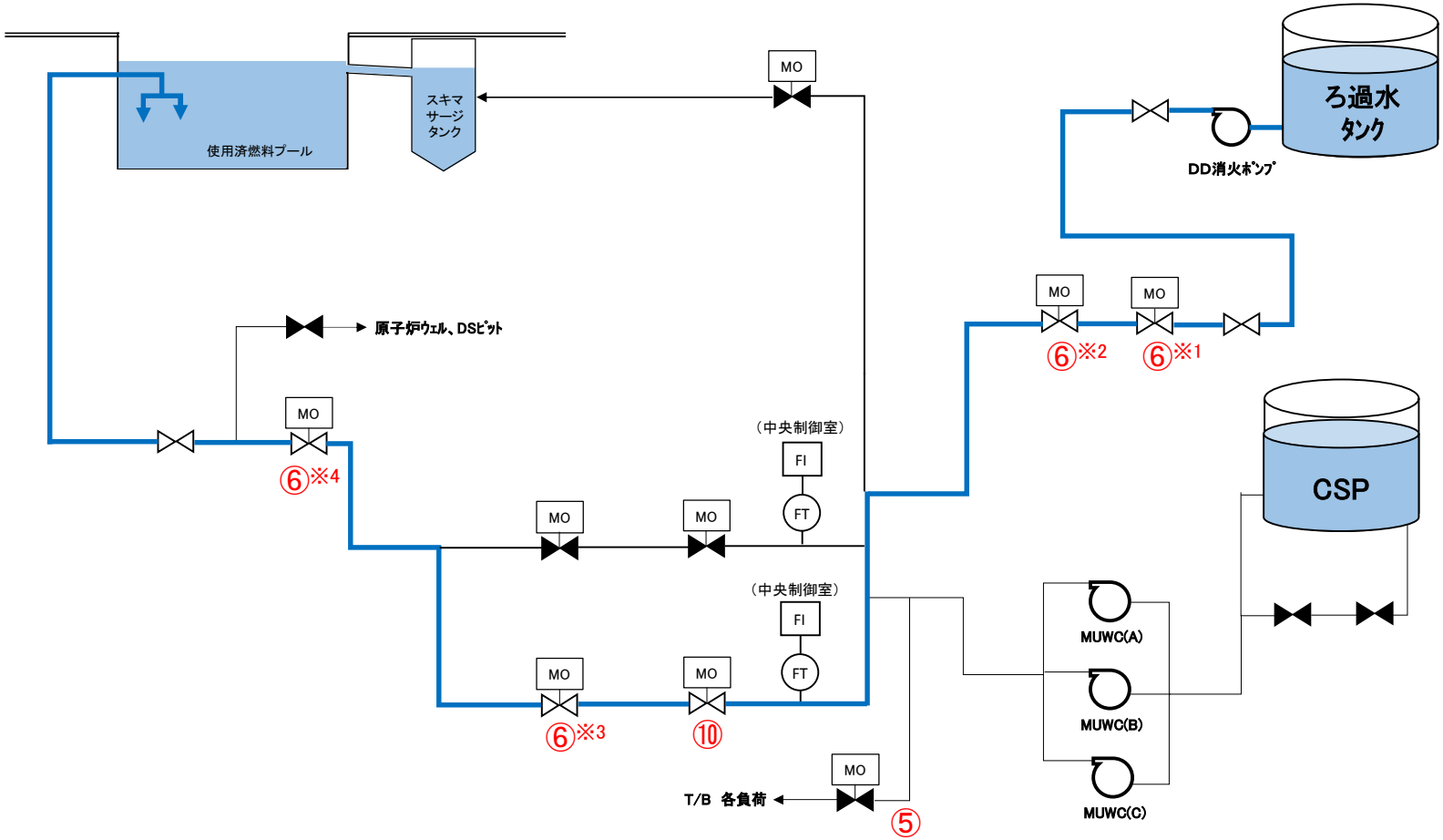


※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び(A-2 級)を使用する場合は，85 分以内で可能である。



※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び(A-2 級)を使用する場合は，95 分以内で可能である。

図 1.11.11　燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した
使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)　タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤	復水補給水系　タービン建屋負荷遮断弁
⑥	復水補給水系　消火系第一連絡弁
⑥	復水補給水系　消火系第二連絡弁
⑥	残留熱除去系 燃料ﾌﾟｰﾙ側第一出口弁(B)
⑥	残留熱除去系 燃料ﾌﾟｰﾙ第二出口弁
⑩	残留熱除去系 注入ﾗｲﾝ洗浄水止め弁(B)

図 1. 11. 12　消火系による使用済燃料プール注水　概要図

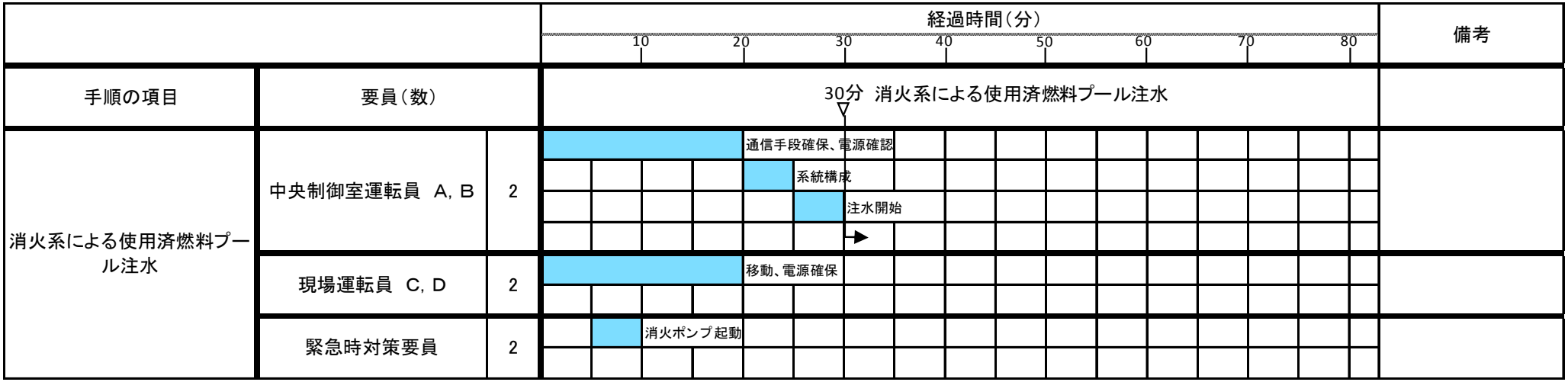
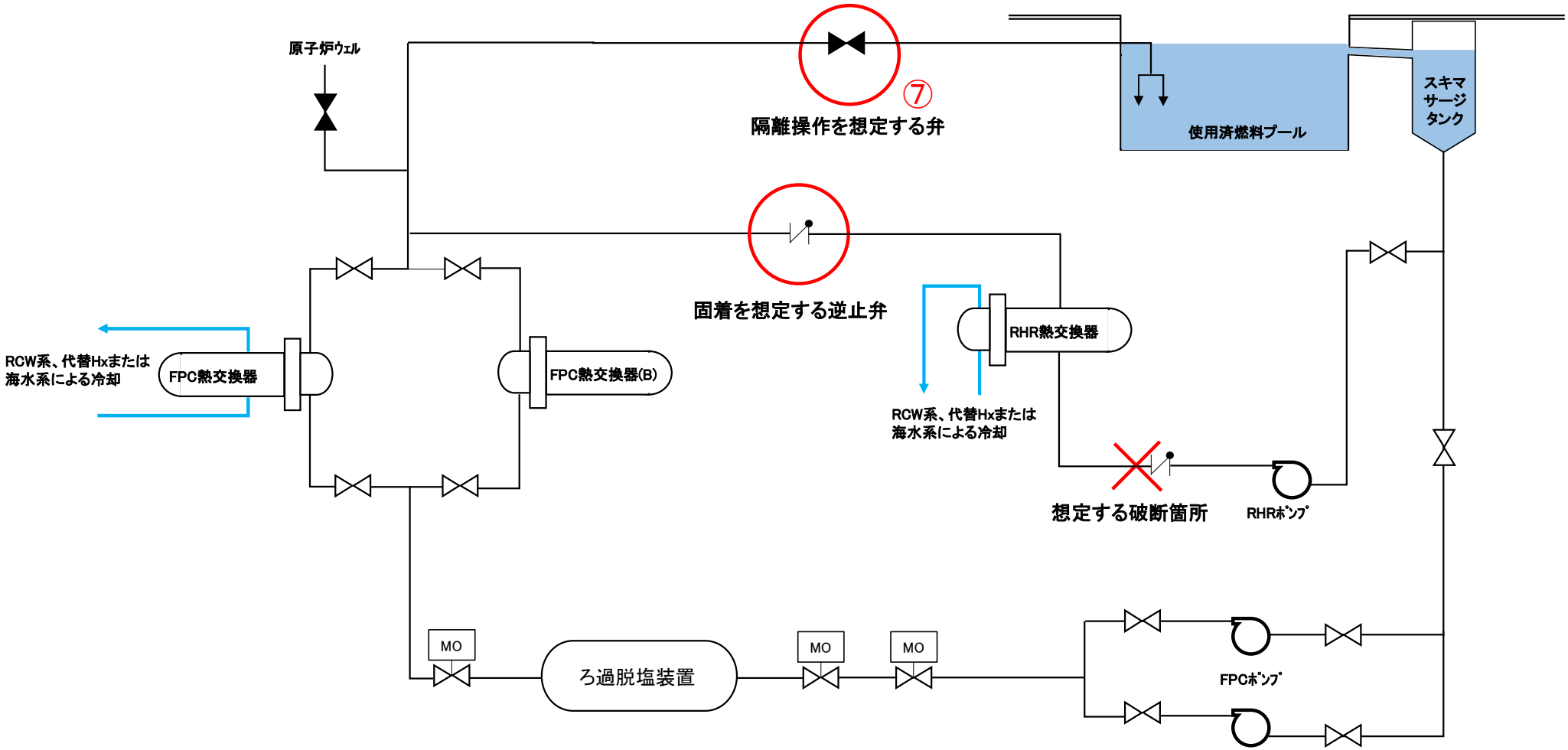


図 1.11.13　消火系による使用済燃料プール注水　タイムチャート



操作手順	弁名称
⑦	燃料プール浄化系使用済燃料貯蔵ﾌﾟｰﾙ入口弁

図 1.11.14　サイフォン効果による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制　概要図

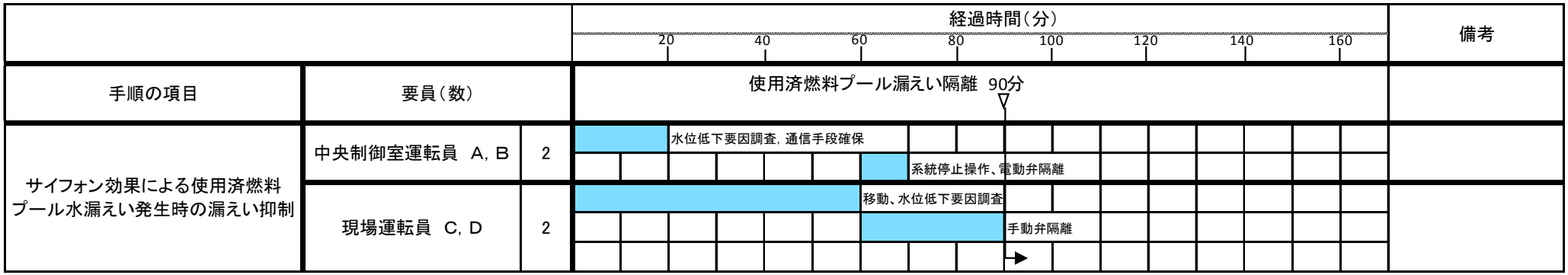


図 1.11.15　サイフォン効果による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制　タイムチャート

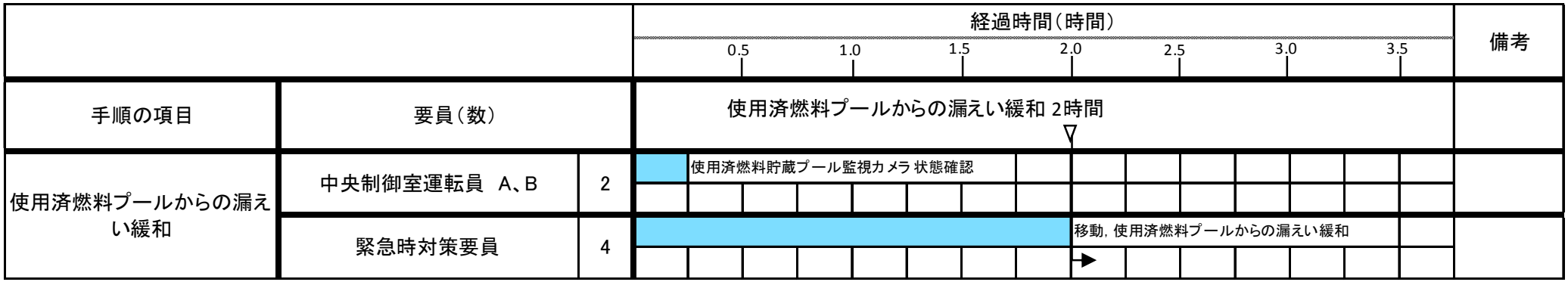
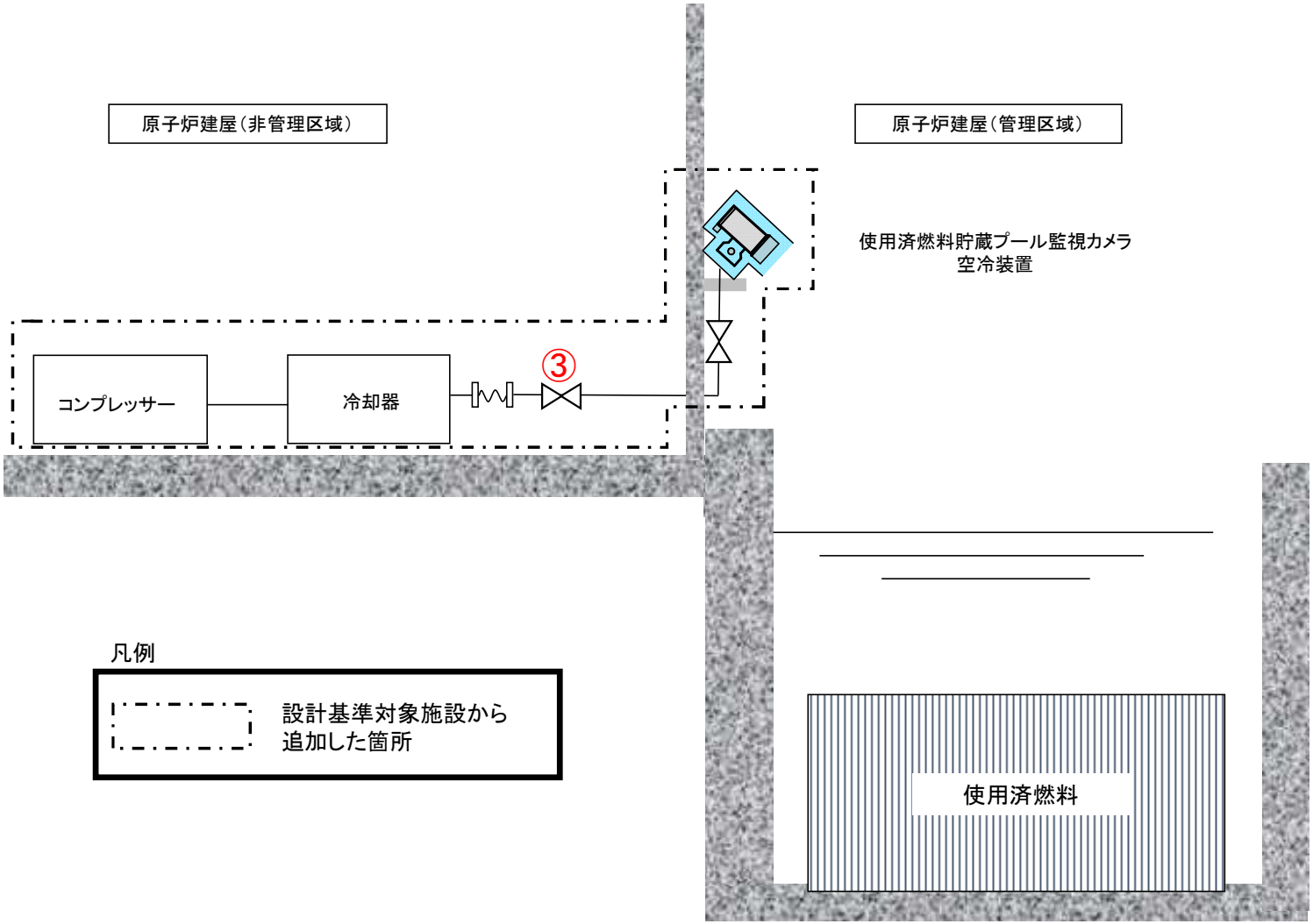


図 1.11.16　使用済燃料プールからの漏えい緩和　タイムチャート



操作手順	弁名称
③	監視ｶﾒﾗ空冷装置出口弁［名称未定］

図 1.11.17　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動　概要図

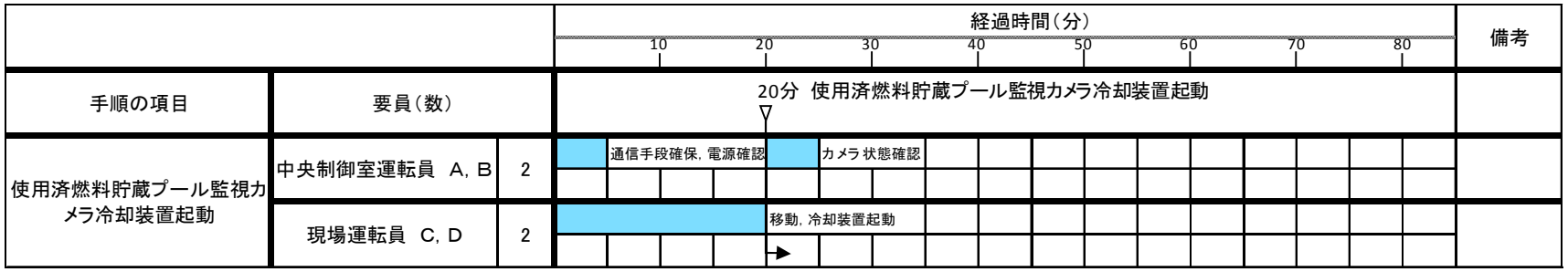
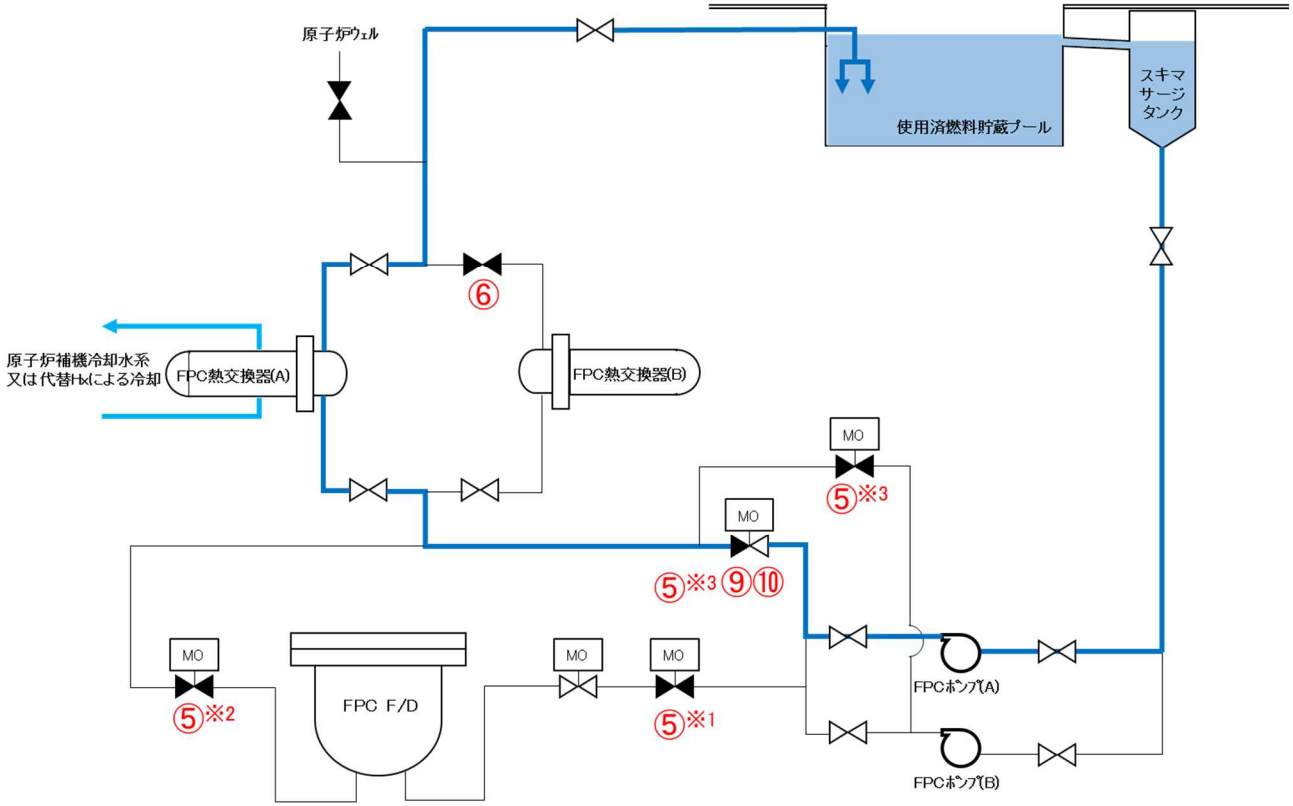


図 1.11.18　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動　タイムチャート



操作手順	弁名称
⑤※1	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁(A)
⑤※2	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁
⑤※3	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A), (B)
⑥	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁
⑨⑩	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)

図 1.11.19　燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱　概要図

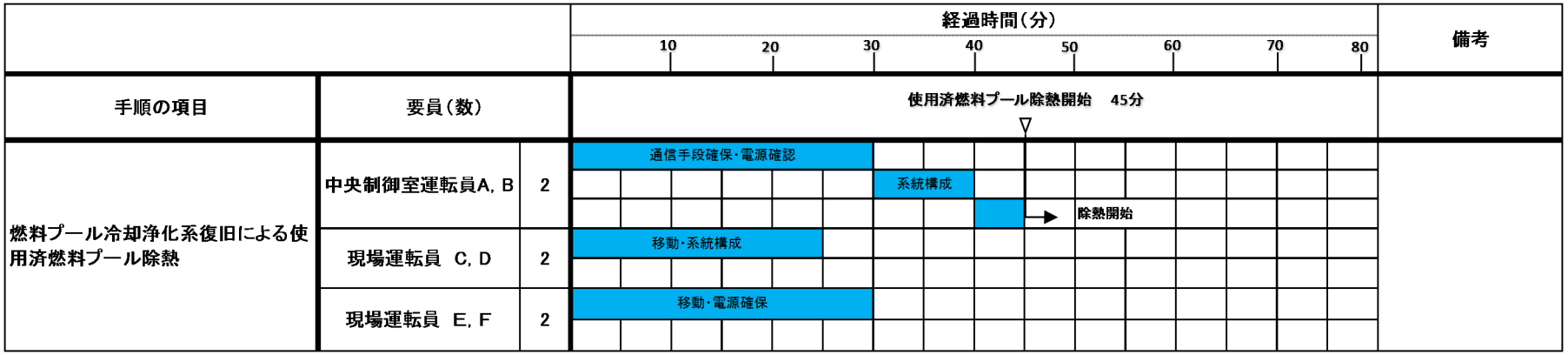


図 1.11.20　燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱　タイムチャート

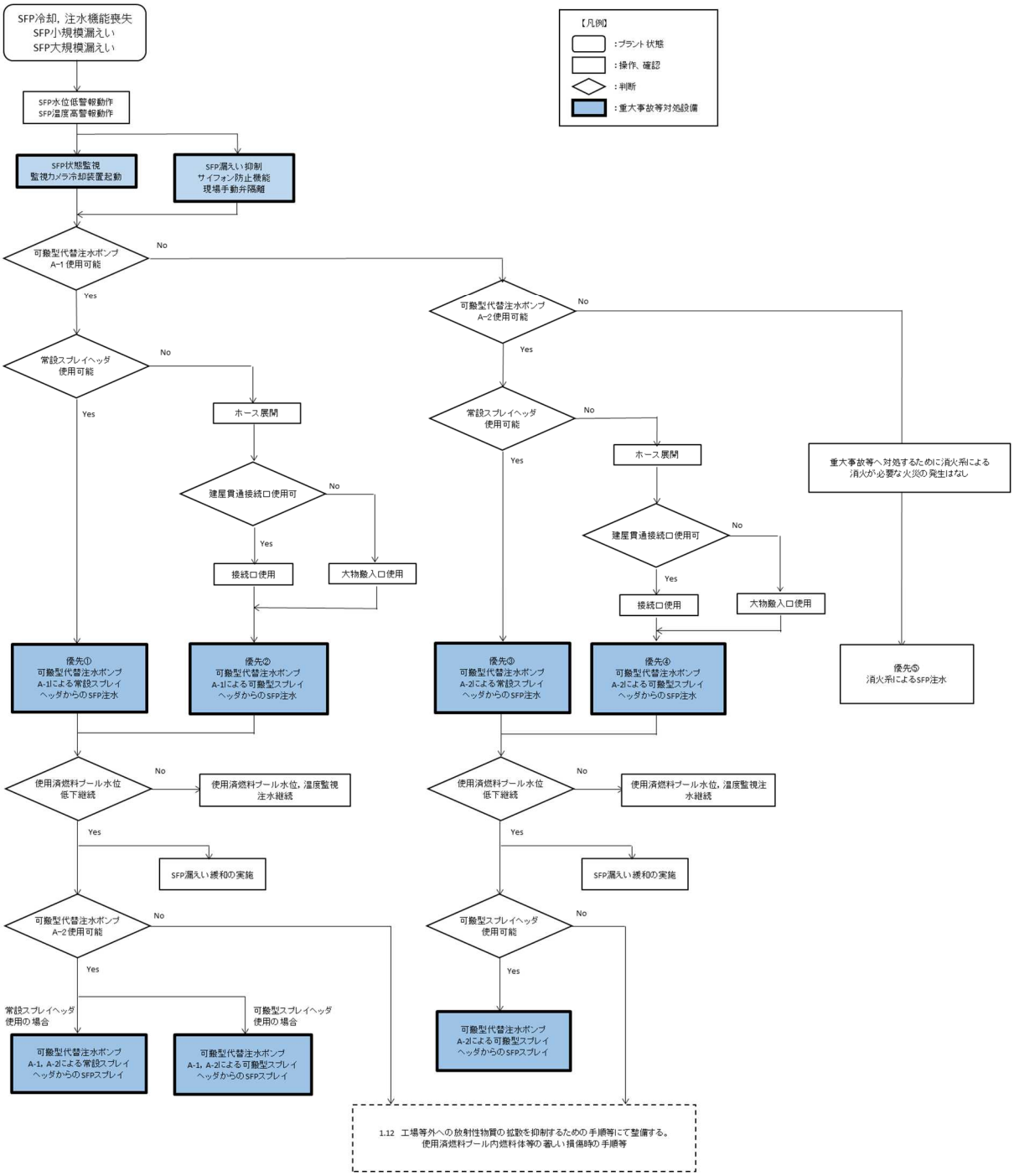


図 1.11.21　重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート(1/2)

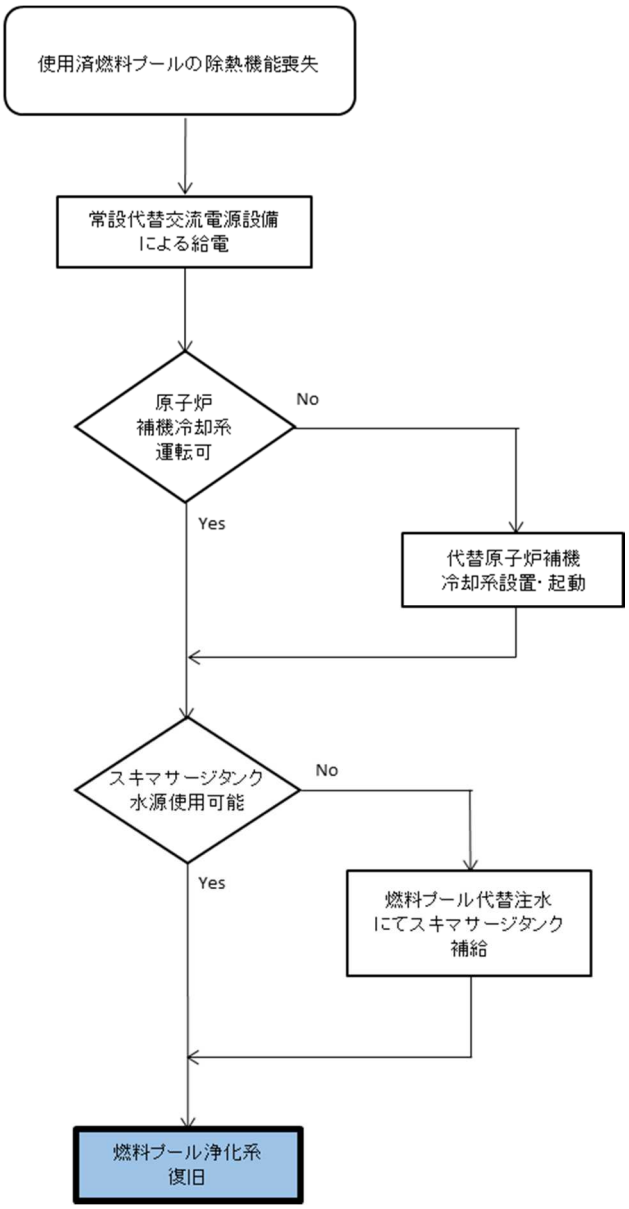


図 1.11.21　重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート(2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/3)

技術的能力審査基準（1.11）	番号	設置許可基準規則（54条）	技術基準規則（69条）	番号
【本文】 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。 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。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。 2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	⑦
【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。	－	【解釈】 1 第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	【解釈】 1 第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。	－
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。	②	2 第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a）代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。	2 第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a）代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。	⑧
		b）代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。	b）代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。	⑨
3 第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。 a）使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。	③	3 第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a）スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。	3 第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a）スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。	⑩
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			
		b）スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。	b）スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。	⑪
		c）燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。	c）燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。	⑫
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。	⑤	4 第１項及び第２項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。	4 第１項及び第２項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。 a）使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。	⑬
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。	⑥	b）これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	b）これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。	⑭
		c）使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。	c）使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。	⑮

※1:重大事故等発生時には現場手動弁による隔離操作を実施する。
※2:「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）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/3)

：重大事故等対処設備　　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）	新設	① ② ⑦ ⑨	消火系による使用済燃料プールへの注水	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	30分	6名	自主対策とする理由は本文参照
	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	新設			ろ過水タンク	常設			
	防火水槽　※2	新設			消火系配管・弁	常設			
	ホース	新設			復水補給水系配管・弁	常設			
	SFP接続口	新設			残留熱除去系配管・弁	常設			
	燃料プール代替注水系(常設)配管・弁	新設			燃料プール冷却浄化系配管・弁	常設			
	常設スプレイヘッダ	新設			使用済燃料プール	常設			
	使用済燃料プール	既設			常設代替交流電源設備	常設			
	燃料補給設備	既設 新設			可搬型代替交流電源設備	可搬			
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）	新設	① ② ⑦ ⑧ ⑨		燃料補給設備	常設 可搬			
	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	新設			－	－			
	防火水槽　※2	新設							
	ホース	新設							
	SFP接続口	新設							
	可搬型スプレイヘッダ	新設							
	使用済燃料プール	既設							
	燃料補給設備	既設 新設							
漏えい抑制	サイフォン防止機能 ※1	新設	① ⑦	－	－	－	－	－	－
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）	新設	① ③ ④ ⑦ ⑪ ⑫	－	－	－	－	－	－
	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	新設							
	防火水槽　※2	新設							
	ホース	新設							
	SFP接続口	新設							
	燃料プール代替注水系(常設)配管・弁	新設							
	常設スプレイヘッダ	新設							
	使用済燃料プール	既設							
	燃料補給設備	既設 新設							

※1:重大事故等発生時には現場手動弁による隔離操作を実施する。
※2:「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）

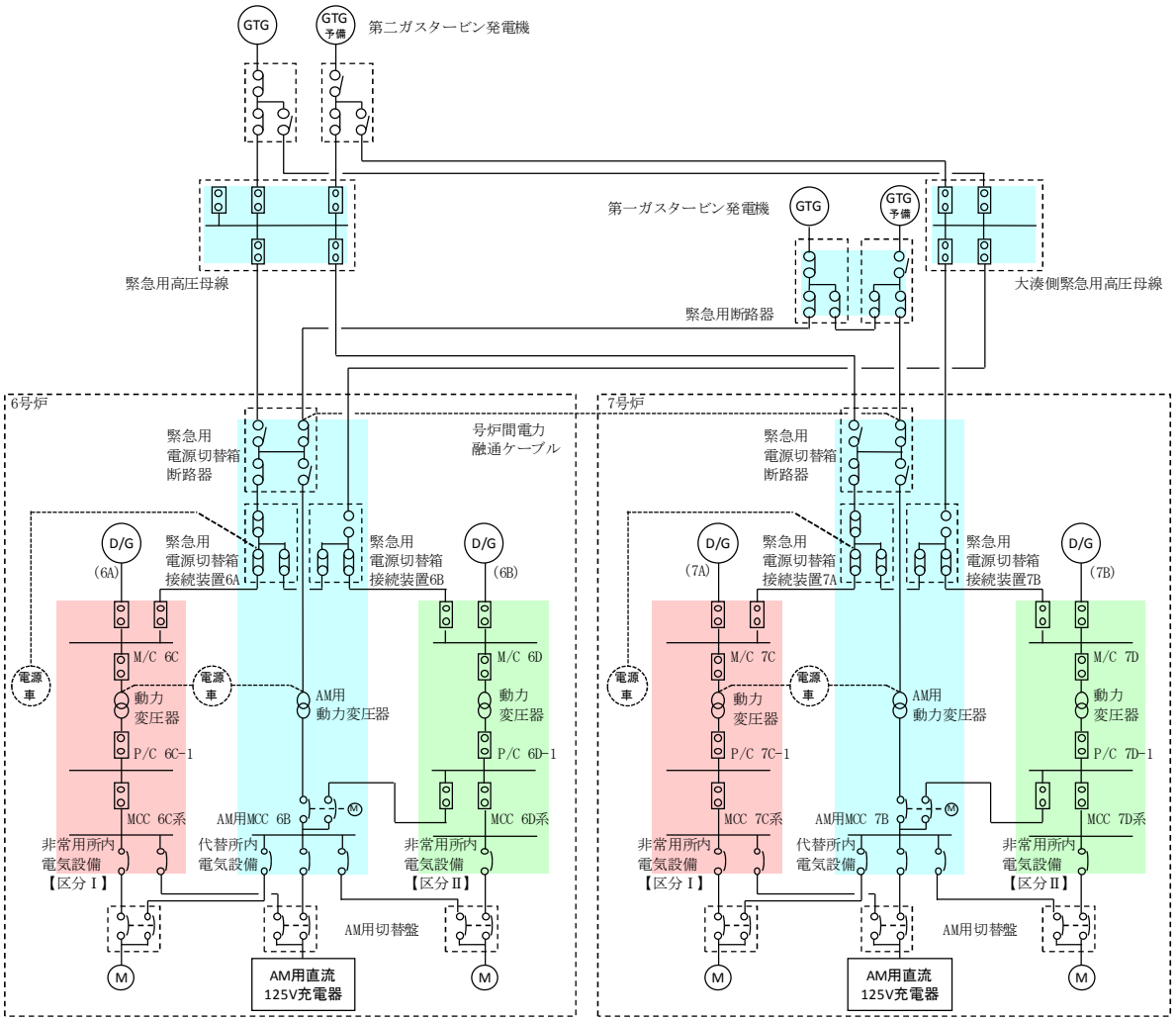
審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/3)

：重大事故等対処設備　　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイ 可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）	新設	① ③ ④ ⑦ ⑩ ⑪ ⑫	－	－	－	－	－	－
	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	新設							
	防火水槽　※2	新設							
	ホース	新設							
	SFP接続口	新設							
	可搬型スプレイヘッダ	新設							
	使用済燃料プール	既設							
	燃料補給設備	既設 新設							
－	－	－	－	漏えい緩和	シール材	可搬	120分	6名	自主対策とする理由は本文参照
					接着剤	可搬			
					ステンレス鋼板	可搬			
					吊り降ろしロープ	可搬			
大気への拡散抑制	大容量送水車	新設	① ④ ⑦ ⑫	－	－	－	－	－	－
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	新設	① ⑤ ⑦ ⑬ ⑮	－	－	－	－	－	－
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）	新設							
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	新設							
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	新設							
代替電源による給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦ ⑭	－	－	－	－	－	－
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	所内蓄電式直流電源設備	既設 新設							
	可搬型直流電源設備	新設							
燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ	既設	① ⑦	－	－	－	－	－	－
	使用済燃料プール	既設							
	燃料プール冷却浄化系配管・弁・熱交換器・スキマサージタンク・ディフューザ	既設							
	原子炉補機冷却系	既設							
	代替原子炉補機冷却系	新設							
	非常用取水設備	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							

※1:重大事故等発生時には現場手動弁による隔離操作を実施する。
※2:「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）

※本単線結線図は，今後の検討結果により変更となる可能性がある



【凡例】

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

【略語】

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

図１　対応手段として選定した設備の電源構成図(6 号及び 7 号炉)

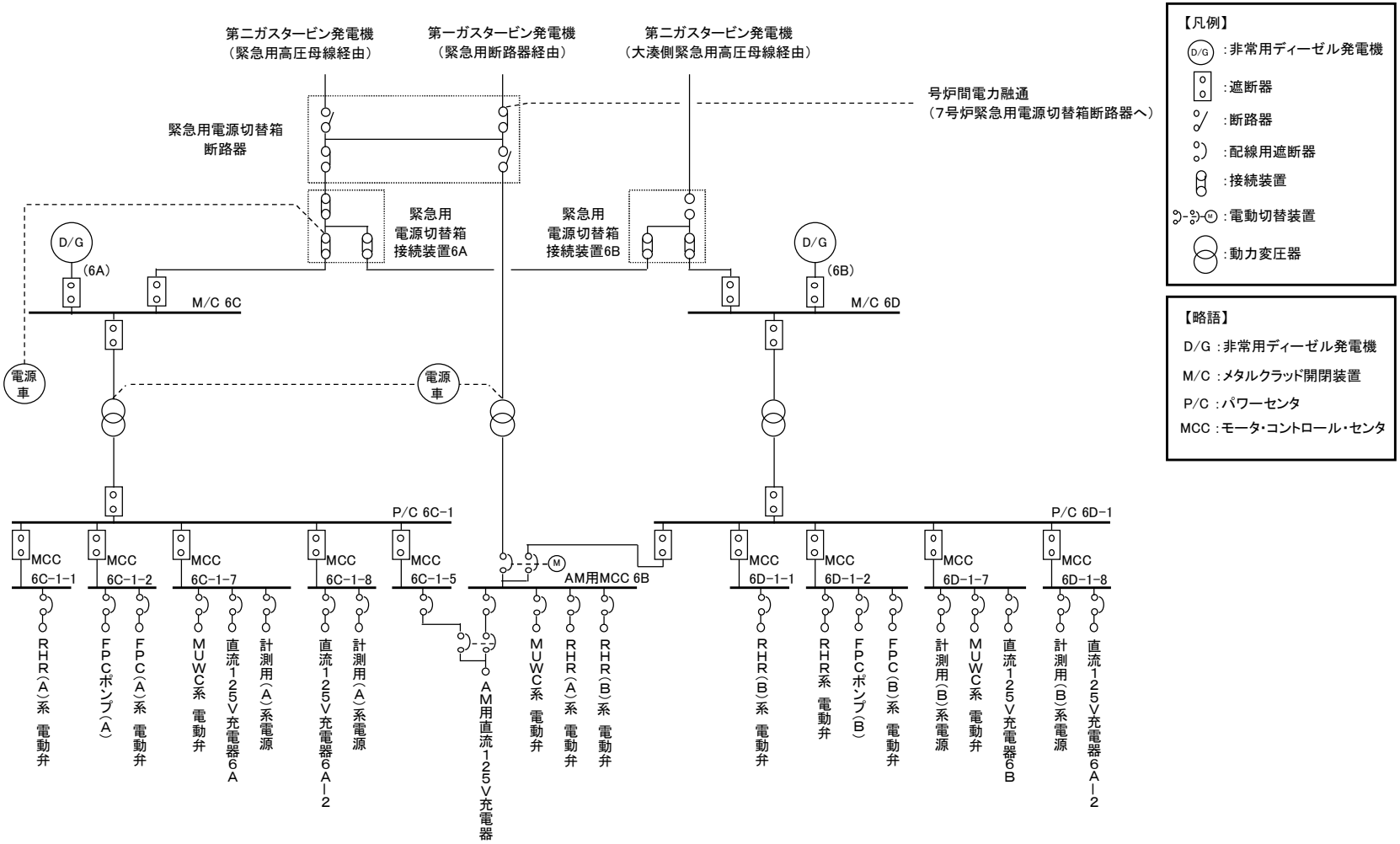


図２　対応手段として選定した設備の交流電源構成図(6 号炉)

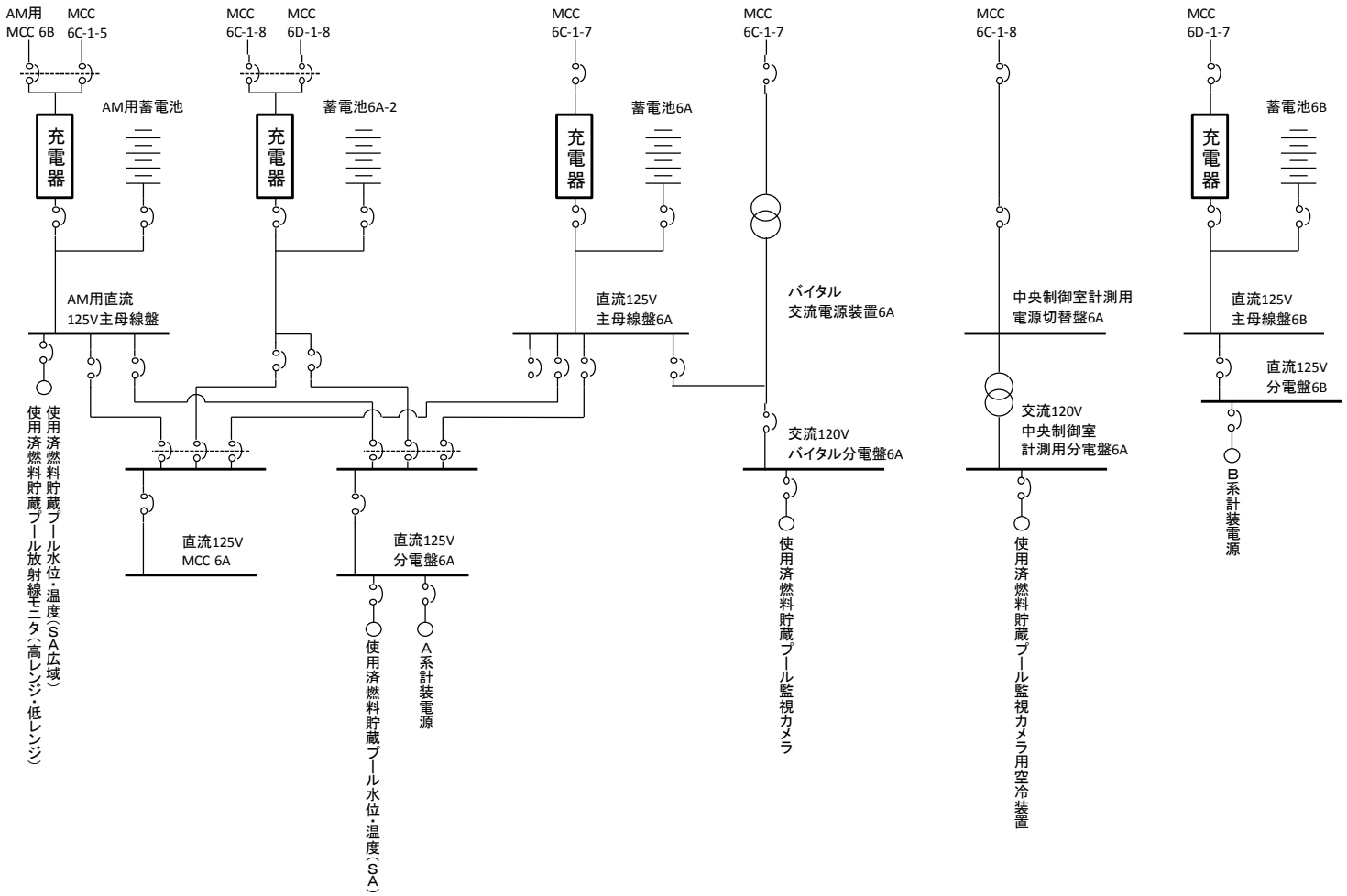


図 3　対応手段として選定した設備の直流電源構成図(6 号炉)

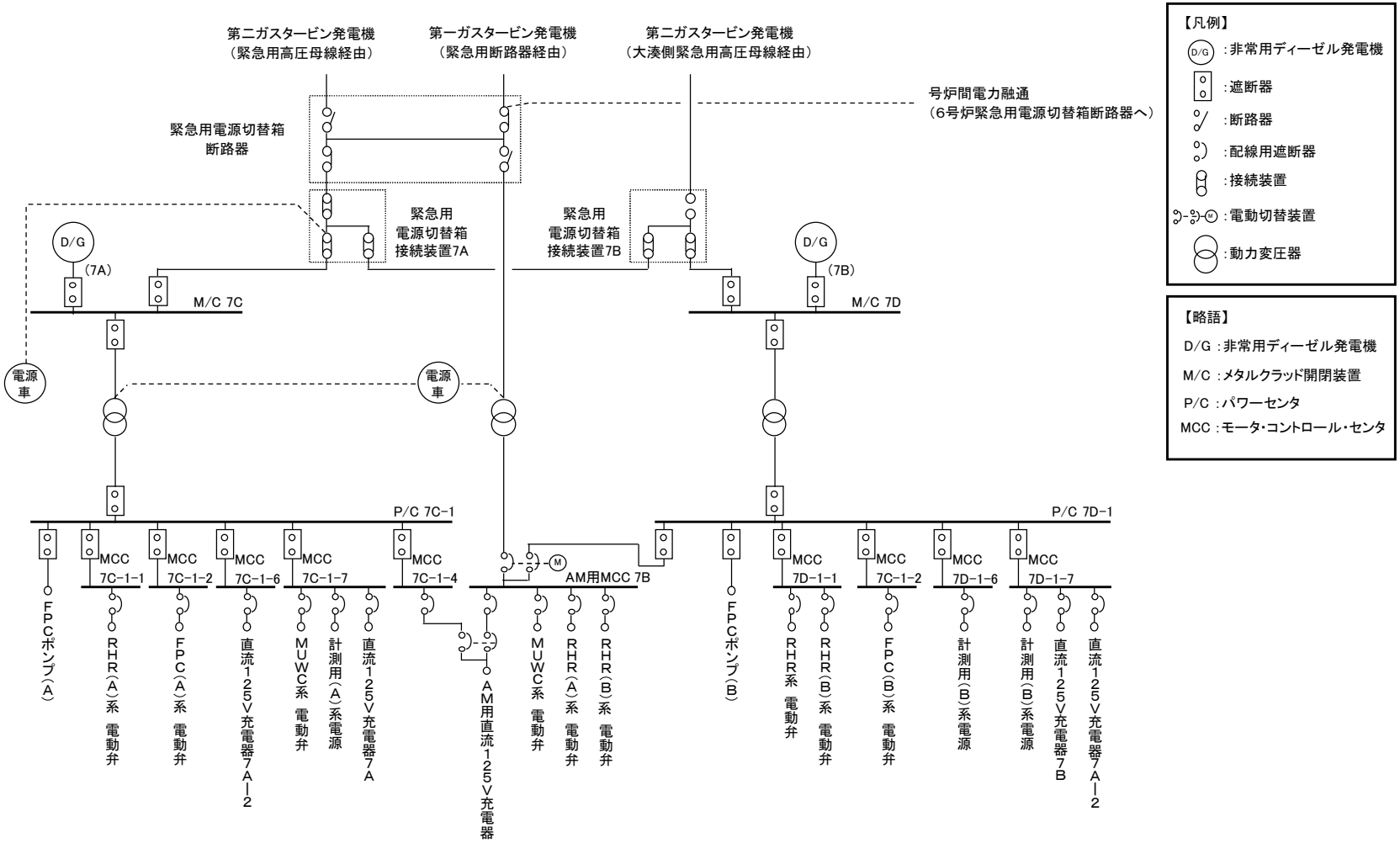


図 4　対応手段と選定した設備の交流電源構成図(7 号炉)

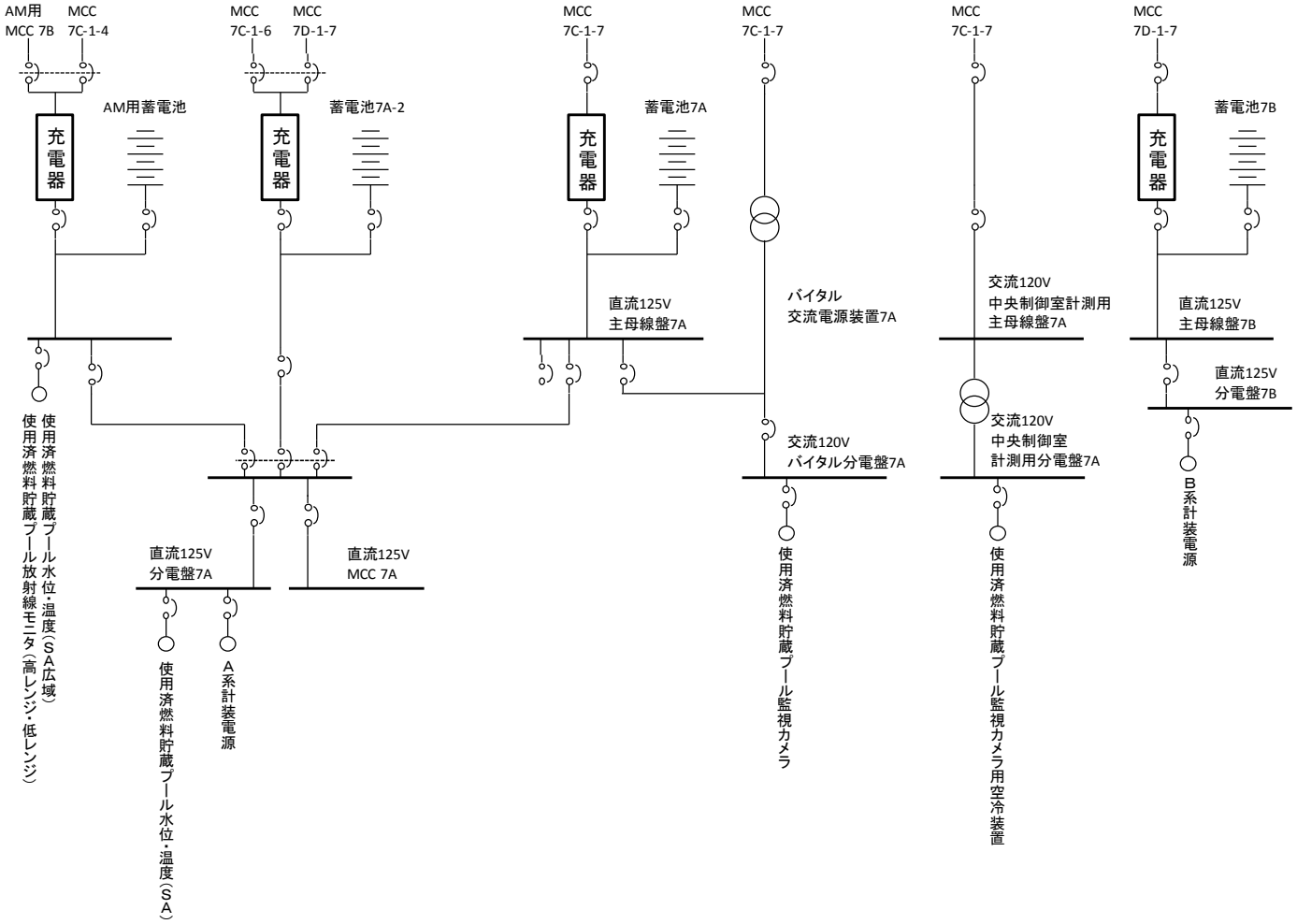


図 5　対応手段と選定した設備の直流電源構成図(7 号炉)

重大事故対策の成立性

1.消火系による使用済燃料プール注水

a.操作概要

消火系による使用済燃料プール注水系統構成のための電源確保を行う。

b.作業場所

原子炉建屋　地下1階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

消火系による使用済燃料プール注水に必要な要員数(6 名)，所要時間(30分)のうち系統構成のための電源確保に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2名(現場運転員2名)
所要時間目安:20分(実績時間:18分)

d.操作の成立性について

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

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

操作性　:通常の受電操作であり，容易に操作可能である。

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

受電操作

受電確認

2.使用済燃料プール漏えい隔離

サイフォン効果による使用済燃料プール水流出時の手動隔離

a.操作概要

使用済燃料プール接続配管からの漏えい，及び使用済燃料プール注水配管の逆止弁の機能喪失により発生したサイフォン効果による使用済燃料プール水の流出を現場にて手動で隔離する。

b.作業場所

原子炉建屋　2階(管理区域)

原子炉建屋　4階(管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

使用済燃料プール漏えい隔離に必要な要員数(4名)，所要時間(90分)のうち現場での隔離操作に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2名(現場運転員2名)

所要時間目安:30分(実績時間:原子炉建屋2階での隔離の場合15分
原子炉建屋4階での隔離の場合25分)

d.操作の成立性について

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

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

操作性　:操作対象弁は弁室にあり，操作性に支障はない。
操作対象弁には，暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

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

現場での隔離操作

3. 燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ(淡水/海水)
(可搬型代替注水ポンプによる送水)

a. 操作概要

緊急時対策本部は，可搬型代替注水ポンプによる送水が必要な状況において，接続口(消防ホース接続箇所)及び水源を選定し，送水ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保したうえで，可搬型代替注水ポンプにより常設スプレイヘッダを使用し，使用済燃料プールへ送水する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺，取水箇所(護岸，海水取水ピット，防火水槽)周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

(a) 注水の場合

燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)に必要な要員数(4名)，所要時間(80分)のうち，水源から燃料プール代替注水系外部接続口までの送水ルート確保並びに使用済燃料プールへの送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2 名(緊急時対策要員 2 名)
所要時間目安:80 分(実績時間なし)

(b) スプレイの場合

燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)に必要な要員数(5名)，所要時間(95分)のうち，水源から燃料プール代替注水系外部接続口までの送水ルート確保並びに使用済燃料プールへの送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:3 名(緊急時対策要員 3 名)
所要時間目安:95 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，

個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。
また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：可搬型代替注水ポンプからのホースの接続は，汎用の結合金具(オス・メス)であり，容易に操作可能である。
作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

防火水槽への吸管投入

送水ホースを建屋接続口まで展開

4. 燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ(淡水/海水)

(1) 可搬型代替注水ポンプによる送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は，可搬型代替注水ポンプによる送水が必要な状況において，接続口(消防ホース接続箇所)及び水源を選定し，送水ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保したうえで，可搬型代替注水ポンプにより可搬型スプレイヘッダを使用し，使用済燃料プールへ送水する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺，取水箇所(護岸，海水取水ピット，防火水槽)周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

(a) 注水の場合

燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)に必要な要員数(6名)，所要時間(南側貫通口接続の場合:80分，原子炉建屋扉内側からの接続の場合:90分)のうち，水源から燃料プール代替注水系外部接続口までの送水ルート確保，原子炉建屋扉外側の防潮扉開放及び使用済燃料プールへの送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2 名(緊急時対策要員 2 名)

所要時間目安:南側貫通口接続の場合 80 分(実績時間なし)

原子炉建屋扉からの接続の場合 90 分(実績時間なし)

(b) スプレイの場合

燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)に必要な要員数(7名)，所要時間(南側貫通口接続の場合:95分，原子炉建屋扉内側からの接続の場合:105分)のうち，水源から燃料プール代替注水系外部接続口までの送水ルート確保，原子炉建屋扉外側の防潮扉開放及び使用済燃料プールへの送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:3 名(緊急時対策要員 3 名)

所要時間目安:南側貫通口接続の場合 95 分(実績時間なし)

原子炉建屋扉からの接続の場合 105 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:消防車からの送水ホースの接続は，汎用の結合金具(オス・メス)であり，容易に操作可能である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

車両の作業用照明

(2) 可搬型スプレイヘッダの設置及びホース接続

a. 操作概要

燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ(淡水/海水)を実施するため，現場にて原子炉建屋1階南側貫通接続口より原子炉建屋4階オペフロまでホース展開を行い，原子炉建屋4階オペフロにて可搬型スプレイヘッダを設置し接続する。

b. 作業場所

原子炉建屋　1階～4階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

(a) 注水の場合

燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)に必要な要員数(6名)，所要時間(南側貫通口接続の場合:80分，原子炉建屋扉内側からの接続の場合:90分)のうち，可搬型スプレイヘッダの設置，屋内でのホース敷設，接続及び原子炉建屋扉開放(原子炉建屋扉からの接続の場合のみ)に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2名(現場運転員2名)

所要時間目安:南側貫通口接続の場合 50分(実績時間:45分)

原子炉建屋扉からの接続の場合 65分(実績時間:55分)

(b) スプレイの場合

燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)に必要な要員数(7名)，所要時間(南側貫通口接続の場合:95分，原子炉建屋扉内側からの接続の場合:105分)のうち，可搬型スプレイヘッダの設置，屋内でのホース敷設，接続及び原子炉建屋扉開放(原子炉建屋扉からの接続の場合のみ)に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2名(現場運転員2名)

所要時間目安:南側貫通口接続の場合 50分(実績時間:45分)

原子炉建屋扉からの接続の場合 65分(実績時間:55分)

d. 操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:可搬型スプレイヘッダ及びホースの接続は，汎用の結合金具(オス・メス)であり，容易に操作可能である。また，可搬型スプレイヘッダは，設置後の操作は不要である。

作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

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

ホース吊り下げ

ホース吊り下げ

ホース展開

ホース接続

5.使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動

a.操作概要

使用済燃料プールの状態監視のため，現場にて使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の起動を実施する。

b.作業場所

原子炉建屋　4階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動に必要な要員数(4名)，所要時間(20分)のうち，現場にて冷却装置起動に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2名(現場運転員2名)

所要時間目安:20分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:冷却装置起動の操作性については設置工事完了後に検証する。

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

6. 燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱

a. 操作概要

燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱操作に必要なポンプ，電動弁の電源確保及び現場での系統構成を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋　地下 1 階(非管理区域)
原子炉建屋　2 階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

燃料プール浄化系ポンプによる使用済燃料プール除熱に必要な要員数(6 名)，所要時間(45 分)のうち，電源確保及び現場での系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:4 名(現場運転員 4 名)
所要時間目安:電源確保 30 分(実績時間:24 分)
　　系統構成 25 分(実績時間:23 分)

d. 操作の成立性について

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

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

操作性　:通常の受電操作であり，容易に操作可能である。
通常の弁操作であり，容易に実施可能である。

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

受電操作

受電確認

系統構成

解釈一覧

判断基準の解釈一覧

手順			判断基準記載内容	解釈
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1)燃料プール代替注水	a.燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)	使用済燃料プール水位低警報	燃料ラック上端[redacted]以下
			燃料プール温度高警報	燃料プール温度が[redacted]以上
		b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)	使用済燃料プール水位低警報	燃料ラック上端[redacted]以下
			燃料プール温度高警報	燃料プール温度が[redacted]以上
		c.消火系による使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プール水位低警報	燃料ラック上端[redacted]以下
			燃料プール温度高警報	燃料プール温度が[redacted]以上
	(2)漏えい抑制	a.サイフォン効果による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制	使用済燃料プール水位低警報	燃料ラック上端[redacted]以下
			スキマサージタンク水位低警報	スキマサージタンク水位が[redacted]以下
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1)燃料プールスプレイ	a.燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)	使用済燃料プール水位低警報	燃料ラック上端[redacted]以下
		b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)	使用済燃料プール水位低警報	燃料ラック上端[redacted]以下
	(2)漏えい緩和	a.使用済燃料プール漏えい緩和	使用済燃料プール水位低警報	燃料ラック上端[redacted]以下
1.11.2.3　重大事故等発生時における使用済燃料プールの監視のための対応手順	(1)使用済燃料プールの状態監視	a.使用済燃料貯蔵プール監視カメラ冷却装置起動	使用済燃料プール水位低警報	燃料ラック上端[redacted]以下
			燃料プール温度高警報	燃料プール温度が[redacted]以上

操作手順の解釈一覧(1/2)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.11.2.1　使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順	(1)燃料プール代替注水	a.燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁	G41-F201
			使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁	G41-F204
			送水流量を規定流量に調整し	送水流量を45 m^3/hに調整し
			使用済燃料プール水位低レベル	燃料ラック上端[redacted]
		b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)	復水補給水系原子炉建屋内南側貫通接続元弁	P13-F131
			復水補給水系建屋東側貫通接続口元弁	P13-F129
			送水流量を規定流量に調整し	送水流量を45 m^3/hに調整し
			使用済燃料プール水位低レベル	燃料ラック上端[redacted]
		c.消火系による使用済燃料プールへの注水	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F029
			復水補給水系消火系第一，第二連絡弁	（第一連絡弁）P13-MO-F090 （第二連絡弁）P13-MO-F091
			残留熱除去系燃料プール側第一出口弁(B)，第二出口弁	（第一出口弁(B)）E11-MO-F014B （第二出口弁）E11-MO-F015
			残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	E11-MO-F032B
			残留熱除去系(B)注入配管の流量の上昇	残留熱除去系(B)注入配管の流量が[redacted]程度まで上昇
			使用済燃料プール水位低レベル	燃料ラック上端[redacted]
	(2)漏えい抑制	a.サイフォン効果による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制	燃料プール浄化系使用済燃料貯蔵プール入口弁	G41-F017
			使用済燃料プール水位低レベル	燃料ラック上端[redacted]
1.11.2.2　使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順	(1)燃料プールスプレイ	a.燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)	使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁	G41-F201
			使用済燃料プール外部注水原子炉建屋東側注水ライン元弁	G41-F204
			送水流量を規定流量に調整し	送水流量を132～147 m^3/hに調整し
		b.燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水)	復水補給水系原子炉建屋内南側貫通接続元弁	P13-F131
			復水補給水系建屋東側貫通接続口元弁	P13-F129
			送水流量を規定流量に調整し	送水流量を46 m^3/h以上に調整し
1.11.2.3　重大事故等発生時における使用済燃料プールの監視のための対応手順	(1)使用済燃料プールの状態監視	a.使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	監視カメラ空冷装置出口弁	名称未定，番号未定

操作手順の解釈一覧(2/2)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.11.2.4　重大事故等発生時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順	(1)復旧	a.燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱	燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁(A)	G41-MO-F005A
			燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁	G41-MO-F013
			燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A), (B)	G41-MO-F021(A),(B)
			燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	G41-F015B
			燃料プール冷却浄化系の系統流量の上昇	FPCポンプ(A)系統流量が[redacted]程度まで上昇

１．12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

＜　目　次　＞

1.12.1　対応手段と設備の選定
(1)　対応手段と設備の選定の考え方
(2)　対応手段と設備の選定の結果
a.　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済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
b.　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備
c.　重大事故等対処設備と自主対策設備
d.　手順等
1.12.2　重大事故等発生時の手順
1.12.2.1　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時の手順等
(1)　大気への拡散抑制
a.　大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制
(2)　海洋への拡散抑制
a.　放射性物質吸着材による海洋への拡散抑制
b.　汚濁防止膜による海洋への拡散抑制
(3)　重大事故等発生時の対応手段の選択
1.12.2.2　原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順
(1)　初期対応における延焼防止処置
a.　化学消防自動車単独又は高所放水車等による泡消火
(2)　航空機燃料火災への対応
a.　大容量送水車，放水砲，泡原液搬送車及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火
(3)　重大事故等発生時の対応手段の選択
1.12.2.3　その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料 1.12.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料 1.12.2(1)　大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制
添付資料 1.12.2(2)　放射性物質拡散抑制手順の作業時間について
添付資料 1.12.2(3)　放水砲の設置場所及び使用方法等について

添付資料 1.12.2(4)　放射性物質吸着材による海洋への拡散抑制
添付資料 1.12.2(5)　汚濁防止膜による海洋への拡散抑制
添付資料 1.12.2(6)　初期対応における延焼防止処置
添付資料 1.12.2(7)　航空機燃料火災への対応

１．12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

【要求事項】

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

【解釈】

1　「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。

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

1.12.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，原子炉施設外へ放射性物質が拡散するおそれがある。原子炉施設外へ放射性物質の拡散を抑制するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において，消火対応するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

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

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

(2)　対応手段と設備の選定の結果

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

なお，対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.12.1 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使用済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

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

（ａ）大気への拡散抑制

重大事故等により，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損のおそれがある場合，又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は，放水設備により，大気への拡散抑制を行う手段がある。

大気への拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- 大容量送水車
- 放水砲
- 軽油タンク
- タンクローリ（4kL）

（ｂ）海洋への拡散抑制

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

海洋への拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- 汚濁防止膜
- 汚濁防止膜設置のための小型船舶
- 放射性物質吸着材

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

（添付資料 1.12.1）

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

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

初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。

- 化学消防自動車
- 水槽付消防ポンプ自動車
- 高所放水車
- 泡原液備蓄車
- 軽油タンク
- タンクローリ（4kL）

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。

- 大容量送水車
- 放水砲
- 泡原液搬送車
- 泡原液混合装置
- 軽油タンク
- タンクローリ（4kL）

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

（添付資料 1.12.1）

c．重大事故等対処設備と自主対策設備

（a）大気及び海洋への拡散抑制

審査基準及び基準規則に要求される，大気への拡散抑制に使用する設備のうち，大容量送水車，放水砲，軽油タンク及びタンクローリ（4kL）は，いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

海洋への拡散抑制に使用する設備のうち，汚濁防止膜，汚濁防止膜設置のための小型船舶及び放射性物質吸着材は重大事故等対処設備と位置づける。

以上の重大事故等対処設備により原子炉施設外への放射性物質の拡散抑制が可能である。

（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，大容量送水車，放水砲，泡原液搬送車，泡原液混合装置，軽油タンク及びタンクローリ（4kL）は，重大事故等対処設備と位置づける。

以上の重大事故等対処設備により原子炉施設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づける。あわせて，その理由を示す。

- 化学消防自動車
- 水槽付消防ポンプ自動車
- 高所放水車
- 泡原液備蓄車

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ルルート及び建屋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，多様なハザード対応要領に定める（表 1.12.1）。

1.12.2　重大事故等発生時の手順

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

(1)　大気への拡散抑制

a.　大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制

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圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置，及び代替循環冷却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，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が異常に低下し，使用済燃料プール注水設備で注水しても水位が維持出来ない場合は，燃料プールスプレイにより燃料損傷を緩和する手段がある。

しかし，これらの機能が喪失し，原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し，大容量送水車，放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する手順を整備する。

（a）手順着手の判断基準

以下のいずれかが該当する場合とする。

・炉心損傷を判断した場合※1において，あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合
・使用済燃料プール水位が低下した場合において，あらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合
・大型航空機の衝突など，原子炉建屋外観で大きな損傷を確認した場合

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

（b）操作手順

大容量送水車，放水砲による大気への拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。手順の概略図を図 1.12.1 に，タイムチャートを図 1.12.2 に，ホース設置ルート及び放水砲の設置位置を図 1.12.3 に示す。

① 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，当直長を経由して，大容量送水車，放水砲による大気への拡散抑制の準備を緊急時対策本部に依頼する。
② 緊急時対策本部は，大容量送水車，放水砲による大気への拡散抑制の準備開始を緊急時対策要員（復旧班員）に指示する。
③ 緊急時対策要員（復旧班員）は，大容量送水車を海水取水箇所周辺に設置する。
④ 緊急時対策要員（復旧班員）は，ホースを水中ポンプに接続後，水中ポンプを取水箇所へ設置し，大容量送水車吸込口にホースを接続する。
⑤ 緊急時対策要員（復旧班員）は，放水砲を設置し，ホースの運搬，大容量送水車から放水砲までのホース設置を行い，放水砲にホースを接続する。
⑥ 緊急時対策要員（復旧班員）は，放水砲噴射ノズルを原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所に向けて調整し，準備完了を緊急時対策本部に報告する。
⑦ 当直副長は，手順着手判断の状況が継続しており，以下の状況であると判断した場合は，当直長を経由して，大容量送水車，放水砲による大気への拡散抑制実施を緊急時対策本部に依頼する。
・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
・原子炉格納容器の異常漏えいにより，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの，原子炉建屋天井付近の水素濃度が規定値を超えていることにより原子炉建屋トップベントを開放する場合
・燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールスプレイが出来ない場合
・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 緊急時対策本部は，大容量送水車，放水砲による大気への拡散抑制実施を緊急時対策要員（復旧班員）に指示する。
⑨ 緊急時対策要員（復旧班員）は，大容量送水車を起動し，放水砲により原子炉建屋破損口等の放射性物質放出箇所へ海水の放水を開始し，緊急時対策本部に報告する。
⑩ 緊急時対策本部は，大容量送水車，放水砲による大気への拡散抑制開始について当直長を経由して当直副長に報告する。

⑪ 緊急時対策要員（復旧班員）は，大容量送水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，大容量送水車は約２時間の運転が可能）を実施する。

（ｃ）操作の成立性

上記の現場対応は緊急時対策要員（復旧班員）8 名にて実施し，所要時間は，複数あるホース設置ルートのうち，設置距離が短くなる 7 号炉南側からのルートを優先的に選択することで，手順着手から 120 分（7 号炉の場合，6 号炉の場合は 150 分）で大気への拡散抑制の準備を完了することとしている。（ホース設置距離が長くなる 5 号炉北側からのルートでホースを設置した場合は，180 分で大気への拡散抑制の準備を完了することとしている。）

円滑に作業できるようにアクセスルートを確保し，防護具，可搬型照明，通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温と同程度である。可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように大容量送水車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

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

放水砲による放水について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抑制効果があることから，なるべく噴霧状を使用する。

また，直線状で放射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，大容量送水車，放水砲の準備にあたり，プラント状況や周辺の現場状況，ホースの設置時間などを考慮し，複数あるホース設置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。

（添付資料 1.12.2（1～3））

(2)　海洋への拡散抑制

a.　放射性物質吸着材による海洋への拡散抑制

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は，原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し，大容量送水車，放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制するが，放水することで放射性物質を含む汚染水が発生する。

防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置（6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝 2 箇所を優先的に設置し，最終的に合計 6 箇所）することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う手順を整備する。

（a）手順着手の判断基準

重大事故等が発生し，大容量送水車，放水砲による大気へ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拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また，放射性物質吸着材の設置位置図を図 1.12.4 に，タイムチャートを図 1.12.5 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（復旧班員）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（復旧班員）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（復旧班員）は，放射性物質吸着材を設置する。
（6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝 2 箇所を優先的に設置する。）

（c）操作の成立性

放射性物質吸着材の設置は，4 名の体制である。

設置作業は，緊急時対策本部の指示に従い対応することとしており，放射性物質吸着材を放射性物質拡散抑制の手順着手から 170 分で設置することとしている。（6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝 2 箇所へ放射性物質吸着材を 90 分で設置することとしている。）

作業に伴い，運搬経路及び作業エリアの確保，可搬型照明，通信設備

を整備する。

（添付資料 1.12.2(4)）

b.　汚濁防止膜による海洋への拡散抑制

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において，原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定し，大容量送水車，放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制するが，放水することで放射性物質を含む汚染水が発生する。

放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通って北放水口から海へ流れ込むため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への拡散範囲を抑制する手順を整備する。

汚濁防止膜は，小型船舶を用い，放水によって放射性物質を取り込んだ汚染水が海洋に流れ込むルートである北放水口 1 箇所を優先的に，その後，取水口 3 箇所にも設置し，計 4 箇所に設置する。

（a）手順着手の判断基準

重大事故等が発生し，大容量送水車，放水砲による大気への拡散抑制を行う手順着手の判断をした場合において，放射性物質吸着材の設置完了後に汚濁防止膜の設置が可能な状況（大津波警報，津波警報が出ていない又は解除された）である場合。

（b）操作手順

汚濁防止膜による海洋への拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また，汚濁防止膜の設置位置図を図 1.12.6 に，タイムチャートを図 1.12.7 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（復旧班員）へ汚濁防止膜の設置開始を指示する。
② 緊急時対策要員（復旧班員）は，汚濁防止膜と付属材料及び海上作業に必要な汚濁防止膜設置のための小型船舶を設置位置背面に運搬する。
③ 緊急時対策要員（復旧班員）は，汚濁防止膜をシャックル及び，接続ロープ等で必要本数を連結させる。
④ 緊急時対策要員（復旧班員）は，汚濁防止膜の両端部に固定用ロープを取り付け，連結させた汚濁防止膜を順次，護岸から海面に投入し，片方の固定用ロープを護岸沿いに引き，汚濁防止膜を所

定の位置に配置する。

⑤ その際，緊急時対策要員（復旧班員）は，汚濁防止膜設置のための小型船舶を使用し，汚濁防止膜が水面上で支障物などに絡まないよう調整する。

⑥ 緊急時対策要員（復旧班員）は，汚濁防止膜配置後，両端部の固定用ロープを護岸の所定の箇所へ固定する。

⑦ 緊急時対策要員（復旧班員）は，汚濁防止膜設置のための小型船舶を使用し，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。

⑧ 緊急時対策要員（復旧班員）は，同作業完了後，引き続き，同様の手順により2重目の汚濁防止膜を設置する。

（ｃ）操作の成立性

汚濁防止膜の設置は，北放水口への汚濁防止膜（1 重目）の設置を 4 名で実施する。

その後の汚濁防止膜の設置については，積込み・運搬を 4 名，設置を 9 名，合計 13 名で実施する。

汚濁防止膜の設置作業は，放射性物質吸着材設置完了後から継続して作業を行うこととしており，北放水口（1 箇所）の設置を放射性物質吸着材設置完了から 180 分以内（放射性物質拡散抑制の手順着手から 350 分以内），その後，取水口（3 箇所）の設置を 24 時間以内に設置することとしている。それぞれ 1 重目の設置完了後，緊急時対策本部の指示により，2 重目を設置する。

作業に伴い，運搬経路及び作業エリアの確保，可搬型照明，通信設備を整備する。

更に，積み込み，運搬等にユニック車を使用することで重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬でき，また，海上作業では汚濁防止膜設置のための小型船舶を使用することで汚濁防止膜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。

（添付資料 1.12.2(5)）

(3)　重大事故等発生時の対応手段の選択

海洋への拡散抑制の対応は，放射性物質吸着材の設置（6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝 2 箇所を優先的に設置）を優先させる。

また，汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報，津波警報が出てい

る状況）である場合，大津波警報，津波警報が解除された後に汚濁防止膜の設置を開始する。

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

(1)　初期対応における延焼防止処置

a.　化学消防自動車単独又は高所放水車等による泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において,化学消防自動車単独，又は，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び高所放水車により初期対応における泡消火行う手順を整備する。使用可能な淡水源がある場合は,防火水槽や消火栓（淡水タンク）,使用可能な淡水がな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

化学消防自動車単独又は高所放水車等による泡消火を行う手順の概要は以下のとおり。また，泡消火の概要図を図 1.12.8 に，タイムチャートを図 1.12.9 に，水利の配置図を図 1.12.10 示す。

① 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。

※安全距離を確保でき，消防隊長が対応可能と判断した場合。

② 自衛消防隊は，現場火災状況を緊急時対策本部へ報告する。

※化学消防自動車単独による泡消火又は高所放水車による泡消火の実施判断は,現場火災状況を基に消防隊長が自衛消防隊へ指示する。

※放射線管理要員によるサーベイを実施する。

※けが人の有無を確認。

※消火の水源に,防火水槽や消火栓（淡水タンク）を使用する場合は,水量が確保され使用できることをあわせて確認する。

③ 緊急時対策本部は，緊急時対策要員（復旧班員）に高所放水車,大容量送水車による泡消火の開始及び必要により淡水貯水池から防火水槽への送水を指示する。

④ 緊急時対策要員（復旧班員）は，自衛消防隊が使用する高所放水車及び泡原液搬送車を現場まで運転する。

⑤ 自衛消防隊は，緊急時対策要員（復旧班員）より高所放水車及び泡原液搬送車を引き取る。

＜化学消防自動車単独での泡消火を選択した場合＞

⑥ 自衛消防隊は，水源近傍に化学消防自動車を設置し，吸管を水利に投入し，吸水する。

⑦ 自衛消防隊は，初期消火活動場所へホースを敷設，接続及び準備作業を行う。

⑧ 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。

⑨ 自衛消防隊は，適宜，泡原液備蓄車を接続し，泡原液の補給を実施する。

＜高所放水車等による泡消火を選択した場合＞

⑩ 自衛消防隊は，水源近傍に化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を設置し，吸管を水利に投入し，吸水する。

⑪ 自衛消防隊は，初期消火活動場所へホースを設置すると共に高所放水車の中継口へホースを接続する。

⑫ 自衛消防隊は，化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車より取水し，高所放水車へ送水を開始する。

⑬ 自衛消防隊は，高所放水車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からも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。

⑭ 自衛消防隊は，適宜，泡原液備蓄車を接続し，泡原液の補給を実施する。（泡原液搬送車を接続することも可能である。）

（添付資料 1.12.2(6)）

（ｃ）操作の成立性

上記の現場対応は，自衛消防隊６名及び緊急時対策要員（復旧班員）２名の合計８名で対応する。初期消火開始まで手順着手から 45 分で対応することとしている。（緊急時対策要員（復旧班員）２名は，高所放水車，泡原液搬送車を運転し，自衛消防隊への引き渡し後，大容量送水車，放水砲，泡原液搬送車及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火に向けた準備にとりかかる。）

なお，高所放水車のテーブルは 360° 旋回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。

また，円滑に作業できるように移動経路を確保し，可搬型照明，通信設備等を整備する。

(2) 航空機燃料火災への対応

a. 大容量送水車，放水砲，泡原液搬送車及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において,海水を水源として大容量送水車，放水砲，泡原液搬送車及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火を行う手順を整備する。

（a）手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

（b）操作手順

大容量送水車，放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合器による泡消火手順の概要は以下のとおり。概略系統図を図 1.12.8 に，タイムチャートを図 1.12.9 に，水利の配置及び大容量放水車及び放水砲による泡消火に関するホース設置ルートの例を図 1.12.10 に示す。

① 緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員（復旧班員）へ大容量送水車，放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合器の設置開始を指示する。

② 緊急時対策要員（復旧班員）は，大容量送水車を取水箇所周辺に設置する。

③ 緊急時対策要員（復旧班員）は，ホースを水中ポンプに接続後，水中ポンプを取水箇所へ設置し，大容量送水車吸込口にホースを接続する。

④ 緊急時対策要員（復旧班員）は，放水砲を設置し，ホースの運搬，大容量送水車，泡原液搬送車，泡原液混合器から放水砲までのホース設置を行い，放水砲にホースを接続する。

⑤ 緊急時対策要員（復旧班員）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。

⑥ 緊急時対策要員（復旧班員）は，大容量送水車を起動し，放水砲による消火を開始する。

⑦ 緊急時対策要員（復旧班員）は，泡原液混合装置の弁操作を行い，泡消火を開始する。

⑧ 緊急時対策要員（復旧班員）は，大容量送水車の運転状態を継

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，大容量送水車は約2時間の運転が可能）を実施する。

（ｃ）操作の成立性

大容量送水車，放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合器による泡消火は現場にて8名で実施し，手順着手から120分（7号炉の場合，6号炉の場合は150分）で対応することとしている。（ホース設置距離が長くなる5号炉北側からのルートでホースを設置した場合は，180分で対応することとしている。）1%濃縮用泡消火剤12,000㍑配備し，放水開始から約60分の泡消火が可能である。

泡消火剤は，放水流量（20,000㍑/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，可搬型照明，通信設備等を整備する。可搬型ホース等の取付けについては，速やかに作業ができるように大容量送水車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

（添付資料1.12.2(7)）

(3)　重大事故等発生時の対応手段の選択

航空機燃料火災への対応は，各消火手段に対して異なる自衛消防隊で対応することから，準備完了したものから随時泡消火を開始する。

化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車及び泡原液備蓄車又は高所放水車及び泡原液搬送車は，大容量送水車，泡原液搬送車，泡原液混合装置及び放水砲による泡消火を開始するまでのアクセスルートを確保するための泡消火，要員の安全確保のための泡消火，航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための広範囲の泡消火を行う。

大容量送水車，泡原液搬送車，泡原液混合装置及び放水砲による泡消火は，航空機燃料火災を約1,200m^3/hの流量で消火する。

初期対応において，アクセスルートを確保するための泡消火，要員の安全確保のための泡消火，航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のための消火活動については，高所放水車より車両移動が容易で,機動性が高い化学消防自動車を優先する。

建屋など高所への消火活動を行える場合，高所放水車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，水槽付消防ポンプ自動車又は

高所放水車は，防火水槽，消火栓（淡水タンク）のうち，準備時間が短く，大容量である防火水槽を優先する。防火水槽，消火栓（淡水タンク）が使用できなければ海水を使用する。

大容量送水車，泡原液搬送車，泡原液混合装置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

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

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

大容量送水車等の車輌への燃料補給に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 1.12.1　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対応設備		手順書
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷	－	大気への拡散抑制	大容量送水車 放水砲 タンクローリ（4kL）※1 軽油タンク　※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応要領 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」
		海洋への拡散抑制	汚濁防止膜 放射性物質吸着材	重大事故等対処設備	多様なハザード対応要領 「汚濁防止膜による海洋への拡散抑制」 「放射性物質吸着材による海洋への拡散抑制」
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	－	航空機燃料火災への対応	大容量送水車 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 タンクローリ（4kL）※1 軽油タンク　※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応要領 「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への対応」
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 高所放水車 泡原液備蓄車	自主対策設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

表 1.12.2　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧

手順書		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」	判断基準	格納容器内の線量当量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A)Ｄ／Ｗ 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)Ｓ／Ｃ 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)Ｄ／Ｗ 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)Ｓ／Ｃ
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 原子炉水位(SA) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量（原子炉圧力容器） 復水貯蔵槽水位(SA)
		原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量（原子炉圧力容器） 復水貯蔵槽水位(SA) 原子炉水位 原子炉水位(SA)
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
		使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 使用済燃料プール水位・温度(SA) 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
		原子炉建屋の水素濃度	原子炉建屋水素濃度
		屋外の放射線量率	屋外放射線監視端末

表 1.12.3　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.12】 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	中操監視計器類	代替交流電源設備 緊急用Ｍ／Ｃ AM 用直流 125V 充電器 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源
	使用済燃料プール監視計器類	代替交流電源設備 緊急用 M/C AM 用直流 125V 充電器 交流 120V 中央制御室計装用電源 交流 120V バイタル電源 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源
	屋外放射線監視計器類	モニタリング・ポスト用ＣＶＣＦ モニタリング・ポスト用発電機

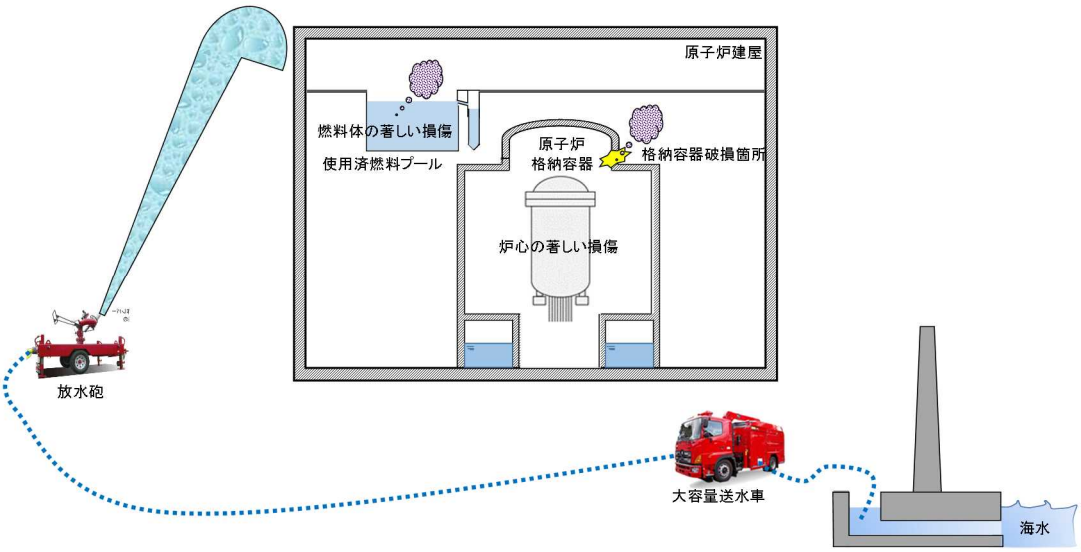


図 1.12.1　大気への拡散抑制手順の概要図

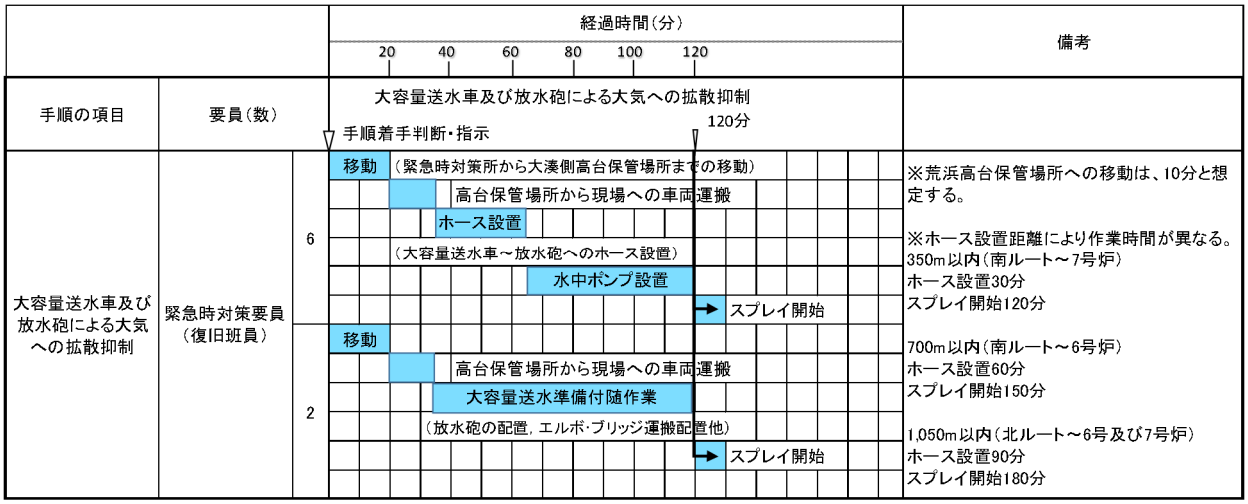


図 1.12.2　大気への拡散抑制　タイムチャート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 1.12.3　大容量放水車及び放水砲による大気への拡散抑制に関するホース設置ルート図（例）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 1.12.4　放射性物質吸着材の設置位置図

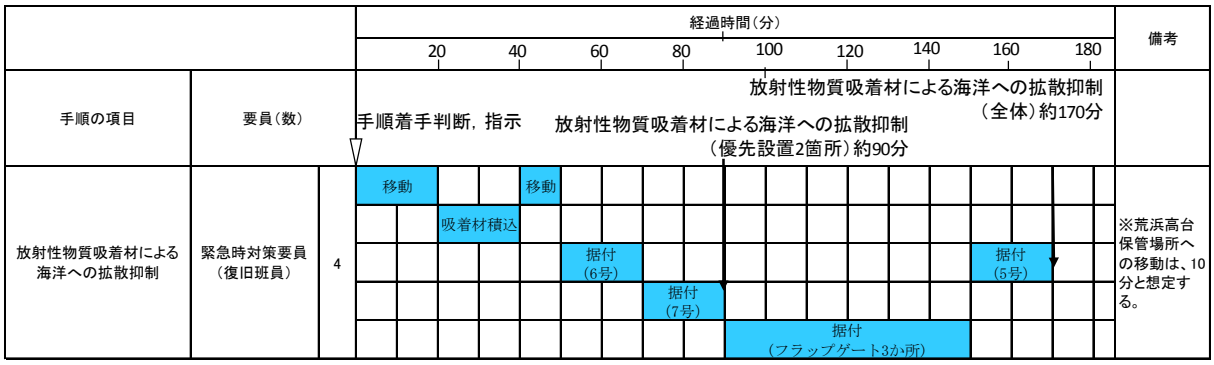


図 1.12.5　海洋への拡散抑制（放射性物質吸着材）タイムチャート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 1.12.6　汚濁防止膜の設置位置図

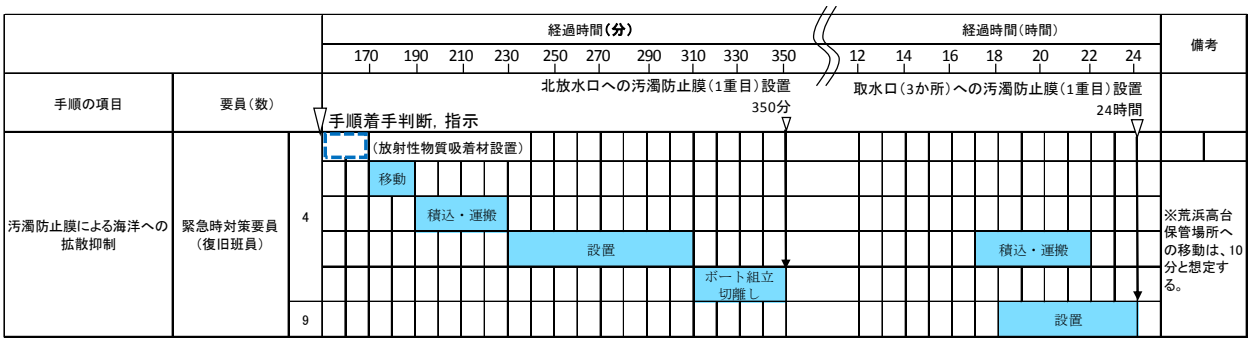
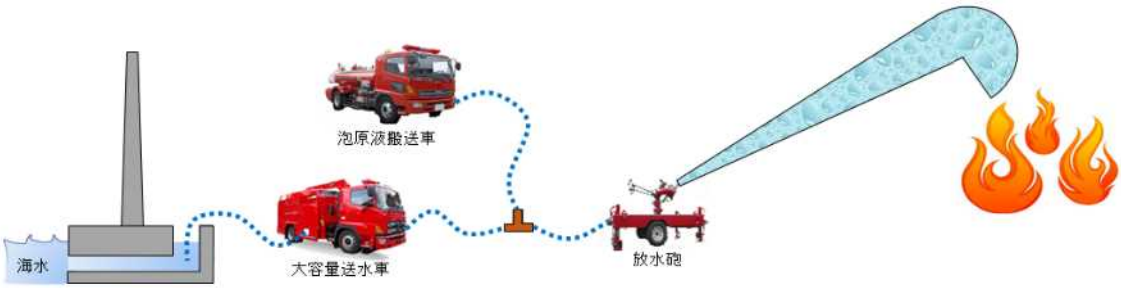


図 1.12.7　海洋への拡散抑制（汚濁防止膜）タイムチャート

化学消防自動車による初期消火

高所放水車による泡消火



大容量送水車による泡消火

図 1.12.8　延焼防止及び泡消火の概要図

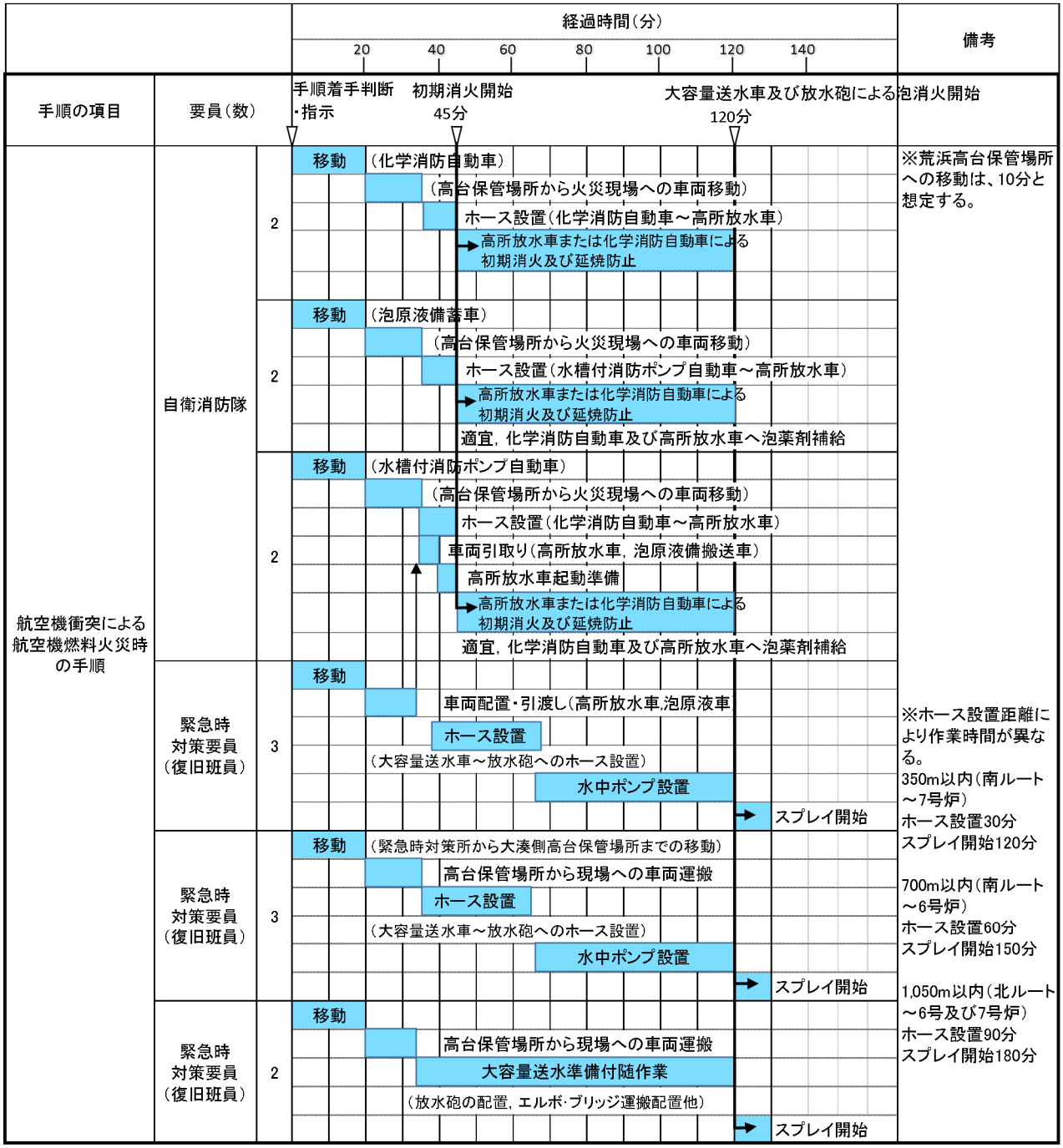


図 1.12.9　航空機衝突による航空機燃料火災時の手順 タイムチャート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 1.12.10　水利の配置及び大容量放水車及び放水砲による泡消火に関するホース設置ルート図（例）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 1.12.11　使用済燃料プール水位計設置位置概要図（7 号炉の例）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/2）

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/2）

：重大事故等対処設備

対処設備				
機能	機器名称	既設 新設	基準等解釈 対応番号	備考
大気への拡散抑制	大容量送水車	新設	① ② ④ ⑤ ⑦ ⑧	
	放水砲	新設		
	タンクローリ（4kL）	新設		
	軽油タンク	既設		
海洋への拡散抑制	汚濁防止膜	新設	① ③ ④ ⑨	
	汚濁防止膜設置のための小型船舶	新設		
	放射性物質吸着材	新設		
航空機燃料火災消火	化学消防自動車	新設	① ④ ⑥	
	水槽付消防ポンプ自動車	新設		
	高所放水車	新設		
	泡原液備蓄車	新設		
	タンクローリ（4kL）	新設		
	軽油タンク	既設		
	大容量送水車	新設		
	放水砲	新設		
	泡原液搬送車	新設		
	泡原液混合装置	新設		

大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制

1．操作概要

放射性物質放出箇所（原子炉建屋の破損口）付近に放水砲を配置するとともに，大容量送水車を外部水源（海水）の取水箇所周辺に配備し，水中ポンプに水中ポンプ用ホースを取り付け取水口へ設置する。

大容量送水車から放水砲まで送水するためのホース等を設置し，接続する。

放水砲噴射ノズルを放射性物質放出箇所に向けて調整した後，大容量送水車を起動し，放水操作により放射性物質放出箇所へ海水をスプレイする。

2．作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，取水箇所（護岸，海水取水ピット）周辺）

3．必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：8 名（緊急時対策要員）

有効性評価で想定する時間　：要求はない。

所要時間目安　　：120 分（ホース 350m を設置した場合の時間であり，設置長さにより変わる）

（実績時間：105 分，ただし実績のない緊急取水口蓋の開放時間は含まない）

4．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・ＬＥＤ多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライト・作業用照明の他，懐中電灯・ＬＥＤ多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操 作 性：大容量送水車からのホースの接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部と連絡可能である。

大容量送水車

車両の作業用照明拡大

6 号炉　緊急海水取水口（北側）

7 号炉　緊急海水取水口

大容量送水車水中ポンプ

大容量送水車水中ポンプ用ホース

放水砲による放水の状況

ホース設置の状況

水中ポンプ設置の状況

放水砲運搬車輌

配管エルボ

ホースブリッジ

放射性物質拡散抑制手順の作業時間について

はじめに

１．12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順のうち，大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制手順については，ホース設置時間により，短いケースで 120 分，長いケースで 180 分での対応を想定している。この想定は，設備の配備や訓練の実績を踏まえた時間であるが，以下にその詳細を説明する。

（１）全体の作業時間について

図１に大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制のタイムチャートを示す。

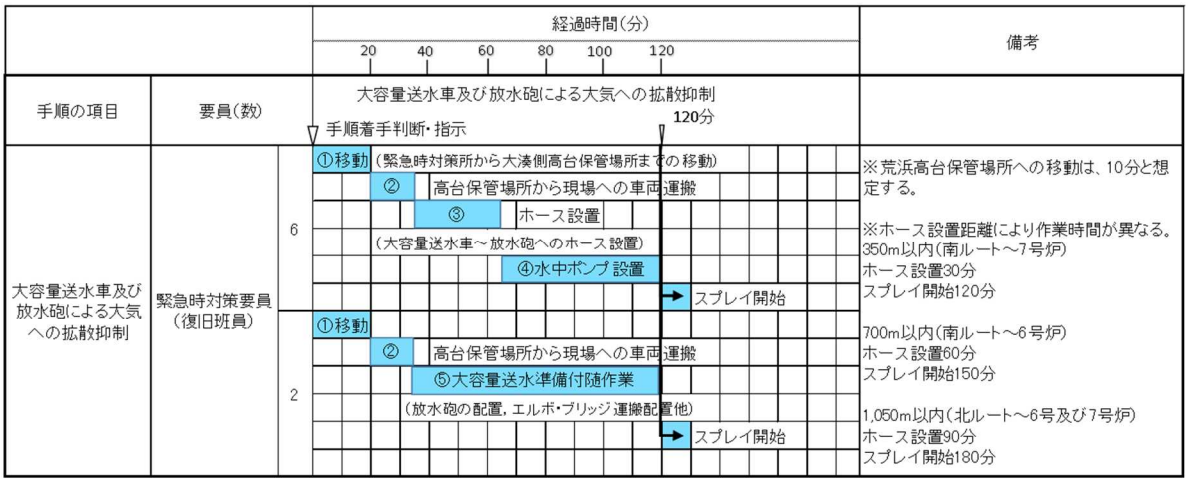


図１　大気への拡散抑制　タイムチャート（120 分ケース）

図１に示した作業について，作業実績と実績を踏まえた想定時間は表１のとおりである。

表１　個別作業の概要及び訓練の実績と実績を踏まえた想定時間
（ホース設置時間を３セットとした場合）

	作業名	実績値（単一訓練）	実績を踏まえた想定	備考
①	緊急時対策所から大湊側高台保管場所までの移動	２０分	２０分	他の手順と同じ設定としている。 （荒浜側高台保管場所までの移動は１０分）
②	高台保管場所から現場への車両運搬	１５分	１５分	運搬する必要のある車両は６台 ・大容量送水車：１台 ・ホース運搬用車両：３台 ・放水砲運搬用車両：１台 ・ユニック車：１台
③	海水取水場所（防潮堤内側）から放水砲設置場所までのホース敷設	３０分（６名）[１セット分]	３０分（６名）[１セット分]	６名の内訳 ・ホース運搬用車両運転：１台 ・ホース設置（車両上）：２名 ・ホース設置（道路上）：２名 [ホースの設置状況（ねじれのないこと等）の確認] ・指揮者：１名 ※ホース１セットは350mであり，想定する最長距離（約950m分）を敷設する場合，３セット分必要となることから想定時間は90分となる。
④	水中ポンプの設置	４０分（６名）	５０分（６名）	６名の内訳 ・水中ポンプ用ホース（４本）設置：２名 [水中ポンプとホースの接続] [クレーンによる水中ポンプの設置] ・油圧ケーブルリール設置：２名 [水中ポンプと車体をつなぐ油圧ケーブル引き出し] [油圧ケーブルの巻き取り] ・ユニック操作：１名 ・指揮者：１名 ※訓練実績値（４０分）には含まれていない，緊急取水口蓋の開放時間（約１０分）を考慮し５０分と想定。
⑤	大容量送水準備付随作業	訓練未実施（２名）	８５分（２名）	・配管エルボ部（ホースを直角に曲げる必要がある場合の対応）の必要数量の確認，運搬、配備・設置（時間に余裕があればホースブリッジ等の設置）等の付随作業（資機材入荷間もないため訓練未実施だが、いずれも重量物であり作業時間を要すると想定） ・大容量送水ラインの周辺環境整備 ・給油作業 ・放水砲の配置 など

訓練実績を踏まえ，作業時間を想定しているが，表１に示したとおり，６名で作業を行う①～④の作業の合計115分と想定しており，保守的に120分と設定している。これらの訓練実績は，以下のような作業時間短縮の工夫をした上での実績値である。

＜主な工夫＞

・ 大容量送水車のホース設置が迅速に行えるよう，予め運搬車両に積載すること。
・ 大容量送水車のホースや水中ポンプの設置方法などについて，効率的な設置が出来るようメーカーの指導に従い要員を配置。
・ 必要最少限の人員による効率的な役割分担を手順書化し各車両に配備。

大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制手順については，設置するホースの長さにより作業時間が 120 分～180 分となる。

この点について以下に説明する。

ホースは運搬車両１台につき，350m 分（50m×７セット）積載することが出来，350m の設置に 30 分の作業時間を想定している。

防潮堤内の海水取水箇所から６号又は７号炉の原子炉建屋周辺の放水砲設置箇所までのホース設置距離は，北廻り，南廻りのそれぞれ２ルートを想定すると約 250～950m であり，ホース設置に要する時間はホース敷設ルートにより１セット必要な場合（350m以内）から３セット必要な場合（700m以上）がある。（図２）

ホース設置ルートは，そのときの現場の状況で設置に支障がない場合は，設置時間が短くなるルートを選択する（南側ルートを選択）こととしており，実際に要する時間としては 120 分（７号炉への設置の場合）もしくは 150 分（６号炉への設置の場合）が基本ケースとなる。

図２　海水取水場所と放水砲設置箇所間のホース設置ルート

具体的には、ホース設置距離が長い場合（700m より長くなる場合），全体の作業時間は 180 分となる。（図３）

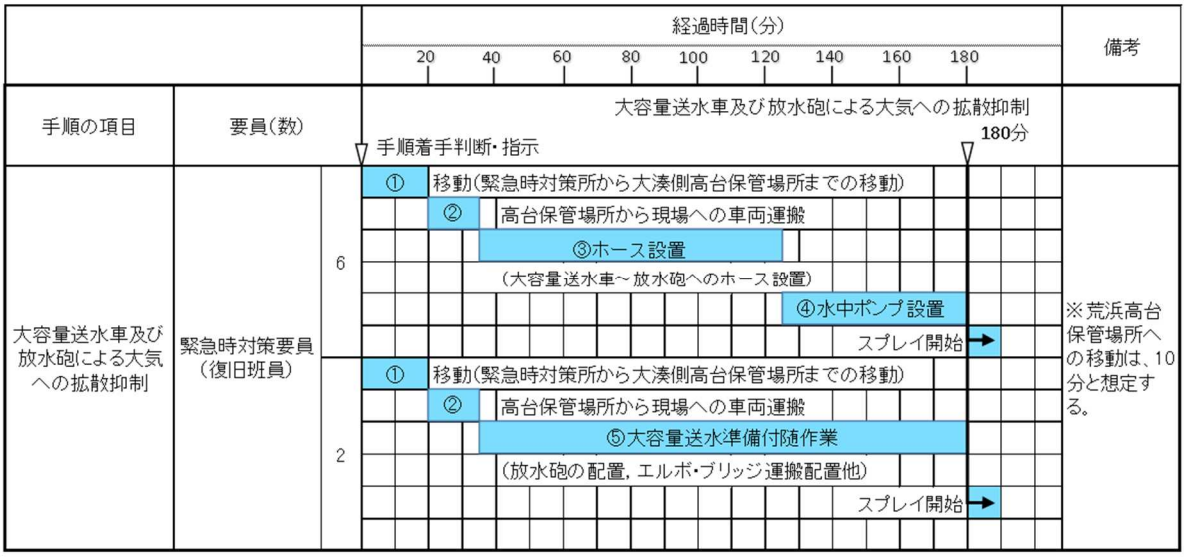


図３　タイムチャート（ホース設置距離が 700mより長くなるケース）

（２）今後の作業時間短縮に向けた取り組みについて

現在は本作業にかかる時間を 120 分（７号炉への設置の場合）もしくは 150 分（６号炉への設置の場合）がとしているが，今後も

- 訓練の習熟による作業時間の短縮。
- 水中ポンプの現場での実証。(淡水貯水池での訓練を繰り返しているが，淡水貯水池の周辺は斜面になっており，設置に当たりクレーンの操作が難しい。難しい環境での訓練実績から訓練想定時間を設定しており，実際の海水取水ポイントへの水中ポンプ設置作業では，クレーンによる水中ポンプの吊降しなどの作業において若干の時間短縮が期待出来る。)
- 海水取水箇所に設置された蓋の開放作業（10 分を想定）の工具使用による短縮。
- 関連付随作業における必要資機材の運搬方法の改善（ユニック車による運搬から専用治具の使用による迅速性の確保）

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

（３）大容量送水車及び放水砲による拡散抑制の作業時間と成立性について

大容量送水車及び放水砲による大気への放射性物質拡散抑制の手順は，有効性評価で想定する作業がないことから有効性評価への影響はない。

また，技術的能力１．12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の準備手順着手の判断基準として，「炉心損傷開始を判断した場合※において，あらゆる注水手段を講じても原子炉への注水が確認できない場合。」としていることから，放射性物質拡散抑制開始に余裕をもって準備に着手する手順としている。

※格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で格納容器内のγ線線量率が，設計基準事故相当のγ線線量率の 10 倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。

放水砲の設置場所及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

(1) 放水砲による放射性物質の拡散抑制，大規模な火災の消火活動の具体的な対応例

① 放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合又はそのおそれがある場合は，放水砲を使用する。

・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

・原子炉格納容器の異常漏えいにより，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの，原子炉建屋天井付近に設置されている原子炉建屋水素濃度計で，水素濃度が 3.5%を超えたことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合

・燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールスプレイが出来ない場合

・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

・原子炉建屋等で大規模な火災が発生した場合。

② 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として，放射性物質の拡散抑制の場合は予め設置位置候補を複数想定しているが，現場からの情報（風向き，損傷位置（高さ，方位））等を勘案し，原子力防災管理者が総合的に判断して，適切な位置からの放水を緊急時対策要員へ指示する。

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

③ 放水砲の設置位置と原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）への放水可能性

前述のとおり，放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋から約 82m の範囲内に放水砲を仰角 50° 以上(泡消火放水の場合は，原子炉建屋から約 70m の範囲内に放水砲を仰角 55° 以上)で設置すれば，原子炉建屋トッ

プ（屋根トラス）まで放水することができることから，原子炉格納容器又は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

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

なお，放射性物質の拡散抑制の場合は，放射性物質を含む汚染水が雨水排水の流路等を通って海へ流れることを想定し，シルトフェンスを設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

2. 放水砲の設置位置について

(1)海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合

図１ 射程と射高の関係（海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合）

(2)泡消火放水（大規模火災）の場合

図 2 射程と射高の関係（泡消火放水（大規模火災）の場合）

図 2　放水砲設置位置

3. 放水砲の放射方法について

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

放射性プルーム放出時には，放水砲により放水した水により，放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できるが，微粒子状の放射性物質の粒子径は，0.1～0.5μmと考えられ，この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は，水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径 0.3mmφ前後で最も衝突作用が大きくなる）によるものであり，噴霧放射を活用することで，その衝突作用に期待できる。また，水滴と微粒子の相対速度を大きくし，水の流量を大きくすることで，除去効果の増大が期待できる。

したがって，プルーム放出時の放水砲の放射方法としては，以下のとおりとする。

原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合

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

原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が不明な場合

・原子炉建屋の中央に向けて放水する。

なお，直状放射でしか届かない場合においても，到達点では霧状になっていることから（図3参照），放射性物質の除去に期待できる。

図3 直状放射による放水

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

放射性物質吸着材による海洋への拡散抑制
【放射性物質吸着材の運搬，設置】

1．操作概要

重大事故等により，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器破損のおそれがある場合に原子炉建屋への放水により，放射性物質を含む汚染水が発生する場合は，集水桝に設置する放射性物質吸着材により汚染水中の放射性物質を取り除き海洋への放射性物質の放出を抑制する。

2．作業場所

屋外（放射性物質吸着材保管場所及び設置箇所（6 箇所））

3．必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：4 名（緊急時対策要員）
所要時間目安　　：170 分

4．操作の成立性について

作 業 環 境：保管場所，運搬ルート，作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はない。また，作業が夜間となった場合でも作業員はヘッドライトを装着しており，さらに可搬型の照明設備を準備しているため運搬作業や展開作業に支障を与えることはない。

移 動 経 路：事故環境下において，放射性物質吸着材保管場所から運搬する際，設置箇所までのアクセスルート上に作業に支障となる事象の有無を緊急時対策本部に確認し，最短の移動経路で運搬作業を行う。また設置作業において夜間でもヘッドライト，可搬型照明設備を準備しており，作業に支障はない。

作　業　性：放射性物質吸着材の積み込み，運搬，積み降ろし作業にはユニック車を使用することで重量物である放射性物質吸着材を効率的に運搬できる。

放射性物質吸着材の設置は，ユニック車により集水桝に吊り下ろすため容易に設置可能。

連 絡 手 段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部との連絡は可能である。

汚濁防止膜による海洋への拡散抑制【汚濁防止膜の運搬，設置】

1．作業概要

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は，使用済み燃料貯蔵プールの著しい損傷に至った場合において，放水設備の影響により，放射性物質を含む汚染水が，建屋外部に漏えいし放水口及び取水口（3 箇所）を経由し，海洋に流出する箇所に，汚濁防止膜を設置する。また，引き続き同箇所に二重目の汚濁防止膜を設置する。

2．作業場所

屋外（放水口，取水口，汚濁防止膜保管場所）

3．必要要員数及び操作時間

(1) 北放水口への設置

必要要員数　　：4 名（緊急時対策要員）
所要時間目安　　：180 分（北放水口 1 重目のみ）

(2) 取水口への設置

必要要員数　　：13 名（緊急時対策要員及び参集要員）
所要時間目安　　：24 時間（取水口（3 箇所）1 重目のみ）

4．操作の成立性について

作 業 環 境：保管場所，運搬ルート，作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はない。また，作業が夜間となった場合でも作業員はヘッドライトを装着しており，さらに可搬型の照明設備を準備しているため運搬作業や展開作業に支障を与えることはない。

移 動 経 路：事故環境下において，汚濁防止膜保管場所から運搬する際，設置箇所までのアクセスルート上に作業に支障となる事象の有無を緊急時対策本部に確認し，最短の移動経路で運搬作業を行う。また設置作業において夜間でもヘッドライト，可搬型照明設備を準備しており，作業に支障はない。

作　業　性：汚濁防止膜の積み込み，運搬，積み降ろし作業にはユニック車を使用することで重量物である汚濁防止膜を効率的に運搬できる。

汚濁防止膜の組み立ては，接続金具及び紐を使用する作業であり，容易に連結することが可能である。また，汚濁防止膜設置

も陸上から人力による牽引が可能であり，展開についてもボートを使用し展開する容易な作業である。

連 絡 手 段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部との連絡は可能である。

積み込み状況（訓練）

連結状況（訓練）

送り出し状況（訓練）

初期対応における延焼防止処置
【高所放水車の配置，泡消火】

1．操作概要

航空機燃料火災状況を確認し,安全距離を確保した場所に高所放水車を配置するとともに，消防車により外部水源（防火水槽又は海）から高所放水車に送水する。続いて高所放水車ポンプを起動し，泡消火による初期対応（延焼防止）を実施する。

2．作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，取水箇所（護岸，海水取水ピット，防火水槽）周辺）

3．必要要員数及び操作時間

必要要員数：8 名（自衛消防隊 6 名，緊急時対策要員 2 名）

（緊急時対策要員２名は，高所放水車，泡原液搬送車を運転し，自衛消防隊への引き渡し後，大容量送水車，放水砲，泡原液搬送車及び泡混合器による航空機燃料火災への泡消火に向けた準備にとりかかる。）

所要時間目安：45 分

4．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯を携帯しており，夜間においても接近可能である。
また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　：消防車からのホースの接続は，汎用の結合金具（オス・メス）であり，容易に操作可能である。
作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部と連絡をとる。

高所放水車

化学消防自動車と高所放水車の
ホース接続状況

高所放水車遠隔操作状況

高所放水車による放水状況

航空機燃料火災への泡消火【大容量送水車，放水砲による泡消火】

1．操作概要

原子炉建屋の破損口等，航空機燃料火災に対する泡消火を行える場所近に，放水砲を配置するとともに，大容量送水車を外部水源（海水）の取水箇所周辺に配備し，水中ポンプに水中ポンプ用ホースを取り付け海水取水ピットへ設置する。

大容量送水車，泡原液搬送車，泡原液混合装置から放水砲まで送水するためのホース等を設置し，接続する。大容量送水車水中ポンプを起動し，海水を大容量送水車ポンプに送水する。続いて大容量送水車を起動し，放水砲へ送水し放水砲操作により火災発生箇所へ向けて消火を開始する。更に泡原液搬送車，泡原液混合装置の弁操作を行い，泡消火を開始する。

2．作業場所

屋外（原子炉建屋周辺，取水箇所（護岸，海水取水ピット）周辺）

3．必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：8 名（緊急時対策要員）

所要時間目安　　：120 分（ホース 350m を設置した場合の時間であり，設置長さにより変わる）

（実績時間 105 分，ただし実績のない緊急取水口蓋の開放時間は含まない）

4．操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・ＬＥＤ多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。

移動経路：車両のヘッドライト・作業用照明の他，懐中電灯・ＬＥＤ多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操 作 性：大容量送水車からのホースの接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。

作業エリア周辺には，作業に支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部と連絡可能である。

1.13　重大事故等の収束に必要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.水源への補給のための対応手段及び設備
(a)復水貯蔵槽への補給
(b)代替淡水源への補給
(c)重大事故等対処設備と自主対策設備
b.注水が必要な箇所への供給のための対応手段及び設備
(a)可搬型代替注水ポンプによる送水
(b)海水を水源とした設備への送水
(c)重大事故等対処設備
c.手順等
1.13.2　重大事故等発生時の手順
1.13.2.1　水源への補給のための対応手順
(1)復水貯蔵槽への補給
a.可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給
b.純水補給水系による復水貯蔵槽への補給
(2)代替淡水源，淡水タンクへの補給
a.淡水貯水池から防火水槽への補給
b.淡水タンクから防火水槽への補給
c.海水を利用した防火水槽への補給
d.淡水貯水池から淡水タンクへの補給
1.13.2.2　注水が必要な箇所への供給のための対応手順
(1)可搬型代替注水ポンプによる送水
1.13.2.3　その他の手順項目について考慮する手順
1.13.2.4　重大事故等発生時の対応手段の選択

添付資料 1.13.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料 1.13.2　対応手段として選定した設備の電源構成図
添付資料 1.13.3　重大事故対策の成立性
1. 可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給
2. 純水補給水系による復水貯蔵槽への補給
3. 淡水貯水池から防火水槽への補給
4. 海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給
5. 可搬型代替注水ポンプによる防火水槽への海水補給
6. 可搬型代替注水ポンプによる送水
添付資料 1.13.4　解釈一覧
1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

【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となる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となる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となる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となる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、水源の切替え手順等を定めること。

重大事故等が発生した場合において，設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要となる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となる十分な量の水を供給するために必要な対処設備を整備しており，ここでは，これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

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

重大事故等を収束させるために実施する原子炉注水，格納容器スプレイ，格納容器下部注水，原子炉ウェル注水，フィルタベント水位調整（水張り）及び使用済燃料プールへの注水に必要となる十分な量の水を有する水源を選定する。

これらの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，水源が有する機能，相互関係を明確にした（以下，「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（図 1.13.1）。

なお，重大事故等対処設備の選定にあたっては，以下を原則とする。

- 配管等の静的機器については，確率論的リスク評価において使用している故障率が動的機器の故障率と比較して十分低いことから，故障（破断，漏えい等）は想定しないものとする。
- ポンプ等の動的機器については，設備に故障がない限り新たに駆動源を確保できればその機能を復旧できるものとする。よって，電源喪失によるポンプ機能喪失を想定した場合でも，新たに電源を確保できれば当該ポンプの再起動を可能とする。なお，動的機器のうち手動操作も可能な弁については，現場での操作も可能とする。

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

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下，「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十六条及び技術基準規則第七十一条（以下，「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等の収束に必要となる水源として，復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを利用する。これらの水源とは別に，複数の代替淡水源として，防火水槽 3 基（そのうち 1 基は予備）及び淡水貯

水池 1 基を利用する。また，上記淡水源以外の水源として海水を利用する。

機能喪失原因対策分析の結果，原子炉注水，格納容器スプレイ，格納容器下部注水，原子炉ウェル注水，フィルタベント水位調整（水張り）及び使用済燃料プールへの注水を実施する際に使用する水源の故障を想定する。

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.13.1 に整理する。

a. 水源への補給のための対応手段及び設備

(a) 復水貯蔵槽への補給

通常時の復水貯蔵槽への補給は純水補給水系にて実施するが，重大事故等の収束のために復水貯蔵槽を使用する場合は，可搬型代替注水ポンプ又は純水補給水系（仮設発電機使用）により復水貯蔵槽へ補給する手段がある。

ⅰ. 可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給

可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給で使用する設備は以下のとおり。なお，可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給は，淡水貯水池から防火水槽へ補給した淡水を使用する手段だけでなく，防火水槽へ補給した海水又は直接取水した海水を使用する手段もある。

・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
・防火水槽
・ホース
・CSP 大容量注水接続口
・CSP 外部補給配管・弁
・復水貯蔵槽
・燃料補給設備

なお，復水貯蔵槽を水源として注水する設備のうち，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系，高圧炉心注水系，ほう酸水注入系，制御棒駆動水系による原子炉の冷却は「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」，低圧代替注水系（常

設）による原子炉の冷却は「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」，代替格納容器スプレイ冷却系によるによる格納容器スプレイは「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水は「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」，圧力抑制室プール水浄化系による原子炉ウェル注水は「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，それぞれ整備する。

ⅱ.純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給

純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

・純水移送ポンプ
・純水タンク
・純水補給水系配管・弁
・復水貯蔵槽
・仮設発電機
・燃料補給設備

(b)代替淡水源への補給

重大事故等の収束に必要な水の水源として代替淡水源を使用する際，代替淡水源へ補給する手段として，淡水貯水池又は淡水タンク（ろ過水タンク，純水タンク）から淡水を補給する手段がある。また，海水取水箇所や護岸の複数箇所から海水を補給することも可能である。

ⅰ.淡水貯水池から防火水槽への補給

淡水貯水池から防火水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

・淡水貯水池
・淡水貯水池から防火水槽への移送ホース
・防火水槽

ⅱ.淡水タンクから防火水槽への補給

淡水タンクから防火水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

・ろ過水タンク
・純水タンク
・淡水タンクから防火水槽への移送ホース

・防火水槽

ⅲ.海水を利用した防火水槽への補給

海水を利用した防火水槽への補給で使用する設備は以下のとおり。

・海水取水ポンプ
・海水貯留堰
・スクリーン室
・取水路[海水取水箇所]
・海水ホース
・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
・ホース
・防火水槽
・可搬型代替交流電源設備
・燃料補給設備

ⅳ.淡水貯水池から淡水タンクへの補給

淡水貯水池から淡水タンクへの補給で使用する設備は以下のとおり。

・淡水貯水池
・淡水貯水池から淡水タンクへの移送ホース
・ろ過水タンク
・純水タンク

なお，「1.13.1(2)a.(b) 代替淡水源への補給」のうちⅰ.，ⅱ.及びⅳ.の補給は高低差を利用して水を移送する手段であるため，移送用のポンプは不要である。

(c)重大事故等対処設備と自主対策設備

水源への補給で使用する設備のうち，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)，ホース，CSP 大容量注水接続口，CSP 外部補給配管・弁，復水貯蔵槽，燃料補給設備，淡水貯水池から防火水槽への移送ホース，海水取水ポンプ，海水貯留堰，スクリーン室，取水路[海水取水箇所]，海水ホース及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽及び淡水貯水池は本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

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

（添付資料 1.13.1）

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保することができる。

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

・純水移送ポンプ，仮設発電機

耐震性は確保されていないが，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給ができない場合において，純水を利用した復水貯蔵槽への補給手段として有効である。

・淡水タンク（ろ過水タンク，純水タンク）

耐震性は確保されていないこと，補給に必要な水量が確保できない場合があるが，淡水貯水池から防火水槽への補給ができない場合において，淡水タンクの水を防火水槽へ補給する手段として有効である。

b. 注水が必要な箇所への供給のための対応手段及び設備

(a) 可搬型代替注水ポンプによる送水

重大事故等が発生し，可搬型代替注水ポンプを使用した対応手段（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器へのスプレイ，原子炉格納容器下部への注水，原子炉格納容器頂部への注水，使用済燃料プールへの注水・スプレイ及び格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置への補給）が必要である場合において，防火水槽又は護岸から可搬型代替注水ポンプにて淡水又は海水を直接送水することにより，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給する手段がある。ただし，フィルタ装置への補給は，防火水槽 3 基(そのうち 1 基は予備)を水源とした淡水補給のみとする。

ⅰ. 可搬型代替注水ポンプによる送水

可搬型代替注水ポンプによる送水で使用する設備は以下のとおり。

・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）
・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）
・防火水槽
・ホース
・MUWC 接続口
・SFP 接続口
・フィルタベント給水ライン接続口

・ウェル接続口
・燃料補給設備

なお，各接続口から注水等が必要な箇所までの対応手段及び設備については，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却は「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」，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による格納容器スプレイは「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」，格納容器圧力逃がし装置給水設備（可搬型）による水位調整（水張り）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」，格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は「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」，格納容器頂部注水系による注水は「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」，燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水及びスプレイは「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。

(b)海水を水源とした設備への送水

ｉ.代替原子炉補機冷却系による除熱

設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系海水ポンプ又は原子炉補機冷却系中間ループポンプが故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合には，代替原子炉補機冷却系によりサプレッション・チェンバへ蓄積された熱を最終ヒートシンク（海洋）へ輸送する手段がある。

代替原子炉補機冷却系による除熱で使用する設備は以下のとおり。

・代替原子炉補機冷却海水ポンプ
・代替原子炉補機冷却海水ストレーナ
・ホース
・熱交換器ユニット
・海水貯留堰
・スクリーン室
・取水路[海水取水箇所]
・可搬型代替交流電源設備
・燃料補給設備

なお，代替原子炉補機冷却系による除熱の操作手順については，「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。

ⅱ.大気への拡散抑制

重大事故等により，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気へ放射性物質が拡散するおそれがある場合は，海水を水源とした放水設備により大気への拡散を抑制する手段がある。

大気への拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

・大容量送水車
・ホース
・放水砲
・燃料補給設備

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

ⅲ.航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合，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で使用する設備は以下のとおり。

・大容量送水車
・ホース
・放水砲
・泡原液搬送車
・泡原液混合装置
・燃料補給設備

なお，航空機燃料火災への泡消火の操作手順については，「1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(c)重大事故等対処設備

可搬型代替注水ポンプによる送水で使用する設備のうち，可搬型代替注水ポンプ（A-1級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース，MUWC接続口，SFP接続口，フィルタベント給水ライン接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽は本条文【解釈】1 b)

項を満足するための代替淡水源（措置）として位置づける。

代替原子炉補機冷却系による除熱で使用する設備のうち，代替原子炉補機冷却海水ポンプ，代替原子炉補機冷却海水ストレーナ，ホース，熱交換器ユニット，海水貯留堰，スクリーン室，取水路[海水取水箇所]，可搬型代替交流電源設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

大気への拡散抑制で使用する設備のうち，大容量送水車，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づける。

航空機燃料火災への泡消火で使用する設備のうち，大容量送水車，ホース，放水砲，泡原液搬送車，泡原液混合装置及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

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

（添付資料 1.13.1）

以上の重大事故等対処設備及び代替淡水源により，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給することができる。

c. 手順等

上記「a. 水源への補給のための対応手段及び設備」及び「b. 注水が必要な箇所への供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運転操作手順書(徴候ベース)及び多様なハザード対応手順に定める(表 1.13.1)。

また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（表 1.13.2，表 1.13.3）。

（添付資料 1.13.2）

1.13.2　重大事故等発生時の手順

1.13.2.1　水源への補給のための対応手順

(1)復水貯蔵槽への補給

a.可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給

復水貯蔵槽を水源とした原子炉への注水等の対応を実施している場合に，復水貯蔵槽への補給手段がないと復水貯蔵槽水位は低下し，水源が枯渇するため，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給を実施する。

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の水源は，防火水槽(淡水)を優先して使用する。淡水による復水貯蔵槽への補給が枯渇等によりできないおそれがある場合は，海水による復水貯蔵槽への補給に切り替えるが，防火水槽を経由して復水貯蔵槽へ補給することにより，復水貯蔵槽への補給を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。なお，防火水槽への淡水補給は，「1.13.2.1(2)a. 淡水貯水池から防火水槽への補給」及び「1.13.2.1(2)b. 淡水タンクから防火水槽への補給」の手順にて，防火水槽への海水補給は，「1.13.2.1(2)c. 海水を利用した防火水槽への補給」の手順にて実施する。

(a)手順着手の判断基準

復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器，原子炉格納容器，原子炉ウェル及び使用済燃料プールへの注水準備が開始された場合。

(b)操作手順

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.13.2に，タイムチャートを図1.13.3に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵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，緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給の準備のため，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続を依頼する。

③中央制御室運転員A及びBは，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵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。

④緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置及びホース接続を行い，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水準備完了を緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑤当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給開始を依頼する。

⑥当直副長は，中央制御室運転員に復水貯蔵槽水位の監視を指示する。

⑦緊急時対策要員は，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動後，注水弁を全開し，補給開始したことを緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑧中央制御室運転員A及びBは，復水貯蔵槽への補給が開始されたことを復水貯蔵槽水位指示上昇により確認し，当直副長に報告する。

⑨当直長は，当直副長からの依頼に基づき，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

⑩中央制御室運転員A及びBは，復水貯蔵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。

⑪当直長は，当直副長からの依頼に基づき，復水貯蔵槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

(c)操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名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可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給開始まで135分以内で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

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。

(添付資料1.13.3-1)

b.純水補給水系による復水貯蔵槽への補給

復水貯蔵槽を水源とした原子炉への注水等の対応を実施している場合に，復水貯蔵槽への補給手段がないと復水貯蔵槽水位は低下し，水源が枯渇するため，純水移送ポンプの電源を仮設発電機により確保し，純水補給水系による復水貯蔵槽への補給を実施する。

純水移送ポンプ4台のうち，1台のポンプを選定し，仮設発電機を接続し起動する。

(a)手順着手の判断基準

復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器，格納容器，原子炉ウェル及び使用済燃料プールへの注水準備が開始された場合で，可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給ができない場合。

(b)操作手順

純水補給水系による復水貯蔵槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.13.4に，タイムチャートを図1.13.5に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に純水補給水系による復水貯蔵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，緊急時対策本部に純水補給水系による復水貯蔵槽への補給の準備のため，仮設発電機移動及び系統構成を依頼する。

③中央制御室運転員A及びBは，純水補給水系による復水貯蔵槽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。

④現場運転員C及びDは，純水補給水系による復水貯蔵槽への系統構成として，復水貯蔵槽純水バイパス弁の全開操作を実施し，当直副長に純水補給水系による復水貯蔵槽への補給準備完了を報告する。

⑤緊急時対策要員は，純水移送ポンプ起動のための仮設発電機を給水建屋まで移動し，純水移送ポンプ吐出弁の全閉操作を実施する。操作完了後，緊急時対策本部に純水補給水系による復水貯蔵槽への補給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，緊急時対策本部に純水補給水系による復水貯蔵槽への補給開始を依頼する。

⑦当直副長は，中央制御室運転員に復水貯蔵槽水位の監視を指示する。

⑧緊急時対策要員は，仮設発電機及び純水移送ポンプを起動後，純

水移送ポンプ吐出弁にて，純水移送ポンプの吐出圧力を調整し，純水補給水系による復水貯蔵槽への補給開始について緊急時対策本部を経由し当直長へ報告する。

⑨中央制御室運転員A及びBは，復水貯蔵槽への補給が開始されたことを復水貯蔵槽水位指示上昇により確認し，当直副長に報告する。

⑩当直長は，当直副長からの依頼に基づき，純水補給水系による復水貯蔵槽への補給が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

⑪中央制御室運転員A及びBは，復水貯蔵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。

⑫当直長は，当直副長からの依頼に基づき，復水貯蔵槽への補給停止を緊急時対策本部に依頼する。

(c)操作の成立性

上記の操作は，１ユニット当たり中央制御室運転員2名，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，作業開始を判断してから運転員操作の系統構成完了まで約15分，緊急時対策本部へ作業着手を依頼してから緊急時対策要員操作の純水移送ポンプ起動補給開始まで約165分で可能である。

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

(添付資料1.13.3-2)

(2)代替淡水源，淡水タンクへの補給

a.淡水貯水池から防火水槽への補給

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)より各種注水/補給を行う場合に防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽へ補給する。

(a)手順着手の判断基準

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による各種注水/補給を行う場合。

(b)操作手順

淡水貯水池から防火水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図

を図 1.13.6 に，タイムチャートを図 1.13.7 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，緊急時対策要員に淡水貯水池から防火水槽への補給を指示する。

②緊急時対策要員は，淡水貯水池出口弁を開けて，送水ラインの水張りを開始する。

③緊急時対策要員は，水張りしながら送水ラインの敷設状況に異常がないことを確認する。

④緊急時対策要員は，防火水槽の送水ラインに送水ホースを接続する。

⑤緊急時対策要員は，送水ライン水張り完了後，送水ホースの先を防火水槽マンホールへ入れて，送水ライン出口弁を開けて防火水槽へ淡水貯水池の水を補給する。

(c)操作の成立性

上記の現場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防火水槽へ淡水貯水池の水を補給するまで 80 分以内で可能である。

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

なお，緊急時対策本部から格納容器圧力逃がし装置の使用等による現場からの一時退避指示があった場合は，防火水槽からの送水量（可搬型代替注水ポンプによる原子炉等への注水で使用する量）を上回る量で水を補給するため，防火水槽の水位が目視で緩やかに上昇するよう送水ライン出口弁開度を調整した上で退避する。

（添付資料1.13.3-3）

b.淡水タンクから防火水槽への補給

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)より各種注水/補給を行う場合に防火水槽の水が枯渇する前に淡水タンク(純水タンク・ろ過水タンク)の水を防火水槽へ補給する。

(a)手順着手の判断基準

防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による各種注水/補給を行う場合で，淡水貯水池から防火水槽への補給ができない場合。

(b)操作手順

淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)から防火水槽への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を図 1.13.8 に，タイムチャートを図 1.13.9 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，緊急時対策要員に淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)から防火水槽への補給を指示する。

②緊急時対策要員は，淡水貯水池からの送水ライン供給止め弁を全閉する。

③緊急時対策要員は，指定された淡水タンク(純水タンク又はろ過水タンク)の送水ラインに送水ホースを接続する。

④緊急時対策要員は，淡水タンク側の弁及び送水ライン側の弁を開けて，送水ラインの水張りを開始する。

⑤緊急時対策要員は，水張りしながら送水ラインの敷設状況に異常がないことを確認する。

⑥緊急時対策要員は，指定された防火水槽への送水ラインに送水ホースを接続する。

⑦緊急時対策要員は，送水ライン水張り完了後，送水ホースの先を防火水槽マンホールへ入れて，送水ライン出口弁を開けて防火水槽へ淡水タンクの水を補給する。

(c)操作の成立性

上記の現場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防火水槽に水を補給するまで約 80 分で可能である。

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

c.海水を利用した防火水槽への補給

(海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給の場合)

淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)から防火水槽への補給が不可能となるおそれがある場合に，海水取水ポンプにより海水を防火水槽へ補給する。

(a)手順着手の判断基準

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による各種注水/補給を継続する場合において，淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)内の淡水の枯渇により，防火水槽への淡

水の補給手段がなくなるおそれがある場合で，可搬型代替注水ポンプにより海水を防火水槽へ補給できない場合。

(b)操作手順

海水取水ポンプによる補給手順の概略は以下のとおり。概要図を図1.13.10に，タイムチャートを図1.13.11に示す。

①緊急対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，海水取水ポンプによる防火水槽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，可搬型代替交流電源設備，海水取水ポンプを荒浜側又は大湊側高台資機材置場よりタービン建屋近傍屋外に移動させる。

③緊急時対策要員は，取水ピットの蓋及び防火水槽の蓋を開放する。

④緊急時対策要員は，海水取水ポンプ，可搬型の主配管や電源ケーブルの布設及び接続を行う。

⑤緊急時対策要員は，緊急時対策本部に海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給の準備完了を報告する。

⑥緊急時対策要員は，可搬型代替交流電源設備を起動後，緊急対策本部の指示を受け，海水取水ポンプを起動し防火水槽への補給を実施する。

(c)操作の成立性

上記の操作は，緊急時対策要員11名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから海水取水ポンプの設置及び防火水槽への補給開始までの所要時間は以下のとおり。

・海水取水箇所(6号炉)から7号炉建屋南側を経由してNo.15防火水槽へ補給した場合:約7時間

・海水取水箇所(7号炉)から7号炉建屋南側を経由してNo.14防火水槽へ補給した場合:約5時間30分

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

(添付資料1.13.3-4)

(可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による防火水槽への海水補給の場合)

淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)から防火水

槽への補給が不可能となるおそれがある場合に，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により海水を防火水槽へ補給する。

(a)手順着手の判断基準

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による各種注水/補給を継続する場合において，淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)内の淡水の枯渇により，防火水槽への淡水の補給手段がなくなるおそれがある場合。

(b)操作手順

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による補給手順の概略は以下のとおり。概要図を図 1.13.12 に，タイムチャートを図 1.13.13 に示す。

①緊急対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による防火水槽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，当該号炉の護岸へ可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を移動させる。

③緊急時対策要員は，当該号炉の護岸から防火水槽までのホース展開※1を行う。

④緊急時対策要員は，緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による防火水槽への海水補給の準備完了を報告する。

⑤緊急時対策要員は，緊急時対策本部の指示を受け，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を起動し防火水槽への補給を実施する。

※1　海水取水時には，取水ホース先端にストレーナを取り付け，海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより，ホースへの異物の混入を防止する。

(c)操作の成立性

上記の現場操作は，1ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の操作を緊急時対策要員3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約180分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

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。

（添付資料1.13.3-5）

d.淡水貯水池から淡水タンクへの補給

淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）を水源として各種注水/補給を行う場合に淡水タンクの水が枯渇する前に淡水貯水池の水を淡水タンクへ補給する。

(a)手順着手の判断基準

淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）を水源として各種注水/補給を行う場合。

(b)操作手順

淡水貯水池から淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）への補給手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.13.14に，タイムチャートを図1.13.15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，緊急時対策要員に淡水貯水池から淡水タンクへの補給を指示する。

②緊急時対策要員は，淡水貯水池出口弁を開けて，送水ラインの水張りを開始する。

③緊急時対策要員は，水張りしながら送水ラインの敷設状況に異常がないことを確認する。

④緊急時対策要員は，指定された淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）への送水ラインに送水ホースを接続する。

⑤送水ライン水張り完了後，淡水タンク側の弁及び送水ライン側の弁を開けて淡水タンクへ淡水貯水池の水を補給する。

(c)操作の成立性

上記の現場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指定された淡水タンク（純水タンク又はろ過水タンク）に補給するまで約80分で可能である。

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

1.13.2.2　注水が必要な箇所への供給のための対応手順

(1)可搬型代替注水ポンプによる送水

原子炉注水，PCV冷却，SFP冷却に用いる常設の設備が使用できない場合に可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による各種注水/補給を行う。また，格納容器圧力逃し装置のフィルタ装置水位低下時にフィルタ装置への補給を行う。

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)の水源は，防火水槽(淡水)を優先して使用する。淡水による各種注水/補給が枯渇等によりできないおそれがある場合は，海水による各種注水/補給に切り替えるが，防火水槽を経由して注水が必要な箇所へ送水することにより，各種注水/補給を継続しながら淡水から海水への切り替えが可能である。ただし，フィルタ装置への補給は，防火水槽3基(そのうち1基は予備)を水源とした淡水補給のみとする。なお，防火水槽への淡水補給は，「1.13.2.1(2)a. 淡水貯水池から防火水槽への補給」及び「1.13.2.1(2)b. 淡水タンクから防火水槽への補給」の手順にて，防火水槽への海水補給は，「1.13.2.1(2)c. 海水を利用した防火水槽への補給」の手順にて実施する。

水源特定/可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)配置/接続口までのホース接続/送水の一連の流れはどの対応においても同じであり，水源から接続口までの距離により配置，台数，ホース数量が決まる。なお，水源と接続口の選択は，水源と接続口の距離が最短となる組み合わせを優先して選択する。

a.手順着手の判断基準

常設の設備による各種注水/補給ができない場合。また，フィルタ装置水位が通常水位を下回ると判断した場合。

b.操作手順

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水手順の概略は以下のとおり。概要図を図1.13.16に，タイムチャートを図1.13.17に示す。

①緊急時対策本部は，プラントの被災状況に応じて可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からの各種注水/補給を行うことを決定し，各種注水/補給のための接続口の場所及び可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)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可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を移動させる。

③緊急時対策要員は，水源※1から接続口までのホース展開，系統構成を行う。

④緊急時対策要員は，緊急時対策本部に可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)による送水準備完了を報告する。

⑤緊急時対策要員は，緊急時対策本部の指示を受け，可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)を起動し注水/補給を実施する。注水/補給中は可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)付きの圧力計で圧力を確認しながら可搬型代替注水ポンプを操作する。

※1　海水取水時には，取水ホース先端にストレーナを取り付け，海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより，ホースへの異物の混入を防止する。

c.操作の成立性

上記の現場操作は，1ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)1台の操作を緊急時対策要員2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，建屋近傍の防火水槽を用いることによりSFP接続口，フィルタベント給水ライン接続口及びウェル接続口に接続した場合において約80分で可能である。

また，1ユニット当たり可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)2台又は3台の操作を緊急時対策要員3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，建屋近傍の防火水槽を用いることによりMUWC接続口，SFP接続口に接続した場合において約95分で可能である。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)からのホースの接続は，汎用の結合金具であり，十分な作業スペースを確保していることから，容易に操作可能である。

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。

(添付資料1.13.3-6)

1.13.2.3　その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替注水ポンプ(A-1級又はA-2級)により注水が必要な箇所に直接注水を行う手順については，「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」，「1.6　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。

海水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　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて，それぞれ整備する。

中操監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，電源車，可搬型代替注水ポンプ(A-1級及びA-2級)及び 仮設発電機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。

1.13.2.4　重大事故等発生時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図 1.13.18 に示す。

重大事故等発生時には，原子炉注水，格納容器スプレイ，燃料プール注水等の復水貯蔵槽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復水貯蔵槽に確保する。

復水貯蔵槽を水源とした注水が実施できない場合には，防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により原子炉等の各設備へ直接水を注水するため，必要となる十分な量の水を防火水槽に確保する。

防火水槽を水源として利用できない場合には，海水を利用して可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により原子炉等の各設備へ直接水を注水することとなる。

(1)復水貯蔵槽への補給

復水貯蔵槽を水源とした各種注水時において，外部電源により交流電源が確保できた場合には，純水補給水系により純水タンクから復水貯蔵槽へ補給する。

外部電源喪失により交流電源が確保できない場合には，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により防火水槽から復水貯蔵槽へ補給する。可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により復水貯蔵槽へ補給ができない場合には，仮設発電機により交流電源を確保し，純水補給水系により純水タンクから復水貯蔵槽へ補給する。なお，復水貯蔵槽へ淡水を補給できない場合には，海水を利用して可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により復水貯蔵槽へ補給する。

(2)防火水槽への補給

防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水時において，淡水源であり容量の多い淡水貯水池から補給ができる場合には，淡水貯水池から防火水槽へ補給する。

淡水貯水池から補給ができない場合には，淡水タンクから防火水槽へ補給する。ただし，淡水タンクから補給ができない場合には，海水を利用して，海水取水ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により防火水槽へ補給する。なお，海水取水ポンプによる海水の補給は，補給開始までに時間を要することから可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による海水の補給を優先する。

(3)淡水タンクへの補給

淡水タンクを水源としている場合には，淡水貯水池から淡水タンクへ補給する。

表 1.13.1　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
対応手段，対処設備，手順書一覧(1/5)

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>手順書</th></tr>
<tr><td rowspan="6">水源への補給</td><td rowspan="3">復水貯蔵槽の枯渇</td><td rowspan="2">可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給</td><td>可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)
ホース
CSP 大容量注水接続口
CSP 外部補給配管・弁
復水貯蔵槽
燃料補給設備　※1</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="2">事故時運転操作手順書(徴候ベース)
「消防車による CSP への補給」

多様なハザード対応手順
「消防車による CSP への補給(淡水/海水)」</td></tr>
<tr><td>防火水槽　※8</td><td>自主対策設備</td></tr>
<tr><td>純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給</td><td>純水移送ポンプ
純水タンク
純水補給水系配管・弁
復水貯蔵槽
仮設発電機
燃料補給設備　※1</td><td>自主対策設備</td><td>事故時運転操作手順書(徴候ベース)
「MUWP ポンプによる CSP への補給」

多様なハザード対応手順
「大湊側純水移送ポンプ電源確保」</td></tr>
<tr><td rowspan="2">－</td><td rowspan="2">淡水貯水池から防火水槽への補給</td><td>淡水貯水池から防火水槽への移送ホース</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="2">多様なハザード対応手順
「貯水池から大湊側防火水槽への補給」</td></tr>
<tr><td>淡水貯水池　※8
防火水槽　※8</td><td>自主対策設備</td></tr>
<tr><td>淡水貯水池</td><td>淡水タンクから防火水槽への補給</td><td>ろ過水タンク
純水タンク
淡水タンクから防火水槽への移送ホース
防火水槽</td><td>自主対策設備</td><td>多様なハザード対応手順
「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」</td></tr>
</table>

※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:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※3:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※4:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※5:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※6:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※7:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※8:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※9: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。
※10:手順は「1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，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	対応設備		手順書
水源への補給	淡水貯水池 淡水タンク(ろ過水タンク及び純水タンク)	海水を利用した防火水槽への補給(海水取水ポンプ)	海水取水ポンプ 海水貯留堰 スクリーン室 取水路[海水取水箇所] 海水ホース 可搬型代替交流電源設備　※1 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給」
			防火水槽　※8	自主対策設備	
	淡水貯水池 淡水タンク(ろ過水タンク及び純水タンク)	海水を利用した防火水槽への補給(可搬型代替注水ポンプ)	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース 防火水槽 燃料補給設備　※1	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「消防車による防火水槽への海水補給」
	－	淡水貯水池から淡水タンクへの補給	淡水貯水池 淡水貯水池から淡水タンクへの移送ホース ろ過水タンク 純水タンク	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「淡水貯水池から大湊側淡水タンクへの補給」

※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:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※3:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※4:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※5:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※6:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※7:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※8:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※9: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。
※10:手順は「1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，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	対応設備		手順書
注水が必要な箇所への供給	復水貯蔵槽の枯渇	可搬型代替注水ポンプによる送水（低圧代替注水系（可搬型））	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース MUWC 接続口 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」　※2
			防火水槽　※8	自主対策設備	
		可搬型代替注水ポンプによる送水（格納容器スプレイ）	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース 防火水槽 MUWC 接続口 燃料補給設備　※1	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」　※3
	－	可搬型代替注水ポンプによる送水（フィルタベント水位調整）	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース フィルタベント給水ライン接続口 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」　※4
			防火水槽　※8	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:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※3:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※4:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※5:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※6:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※7:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※8:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※9: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。
※10:手順は「1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，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	対応設備		手順書
注水が必要な箇所への供給	復水貯蔵槽の枯渇	可搬型代替注水ポンプによる送水（格納容器下部注水系（可搬型））	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース MUWC 接続口 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順「消防車による送水(淡水/海水)」　※5
			防火水槽　※8	自主対策設備	
		可搬型代替注水ポンプによる送水（格納容器頂部注水系）	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース 防火水槽 ウェル接続口 燃料補給設備　※1	自主対策設備	多様なハザード対応手順「消防車による送水(淡水/海水)」　※6
		可搬型代替注水ポンプによる送水（燃料プール代替注水系（可搬型））	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース SFP 接続口 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順「消防車による送水(淡水/海水)」　※7
			防火水槽　※8	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:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※3:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※4:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※5:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※6:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※7:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※8:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※9: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。
※10:手順は「1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，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	対応設備		手順書
注水が必要な箇所への供給	－	代替原子炉補機冷却系による除熱	代替原子炉補機冷却海水ポンプ 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ 海水貯留堰 スクリーン室 取水路[海水取水箇所] ホース 熱交換器ユニット 可搬型代替交流電源設備　※1 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P 温度制御」等　※9 「代替 Hx による補機冷却水(A 系)確保」　※9 「代替 Hx による補機冷却水(B 系)確保」　※9 多様なハザード対応手順 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保(A 系)」　※9 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保(B 系)」　※9
		大気への拡散抑制	大容量送水車 ホース 放水砲 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」※10
		航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車 ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「航空機燃料火災への対応」 ※10

※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:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※3:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※4:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※5:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※6:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※7:代替淡水源等から接続口までの手順であり，接続口から注水等が必要な箇所までの手順は「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。
※8:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※9: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。
※10:手順は「1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

表 1.13.2　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/2)

手順書		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)
1.13.2.1　水源への補給のための対応手順 (1)復水貯蔵槽への補給			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書「消防車による CSP への補給(淡水/海水)」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 防火水槽
	操作	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 防火水槽
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「MUWP ポンプによる CSP への補給」 多様なハザード対応手順 「大湊側純水移送ポンプ電源確保」	判断基準	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 純水タンク水位
	操作	電源	仮設発電機電圧
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 純水タンク水位
		補機監視機能	純水移送ポンプ吐出圧力
1.13.2.1　水源への補給のための対応手順 (2)代替淡水源，淡水タンクへの補給			
多様なハザード対応手順 「貯水池から大湊側防火水槽への補給」	判断基準	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
	操作	水源の確保	防火水槽 淡水貯水池
多様なハザード対応手順 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」	判断基準	水源の確保	防火水槽 ろ過水タンク水位 純水タンク水位
	操作	水源の確保	防火水槽 ろ過水タンク水位 純水タンク水位
多様なハザード対応手順 「海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給」	判断基準	水源の確保	防火水槽
	操作	水源の確保	防火水槽

監視計器一覧(2/2)

<table>
<tr><th colspan="2">手順書</th><th>重大事故等の対応に必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ(計器)</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.13.2.1　水源への補給のための対応手順
(2)代替淡水源，淡水タンクへの補給</td></tr>
<tr><td rowspan="2">多様なハザード対応手順
「消防車による防火水槽への海水補給」</td><td>判断基準</td><td>水源の確保</td><td>防火水槽</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>水源の確保</td><td>防火水槽</td></tr>
<tr><td rowspan="2">多様なハザード対応手順
「貯水池から大湊側淡水タンクへの補給」</td><td>判断基準</td><td>水源の確保</td><td>ろ過水タンク水位
純水タンク水位
淡水貯水池</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>水源の確保</td><td>ろ過水タンク水位
純水タンク水位
淡水貯水池</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.13.2.2　注水が必要な箇所への供給のための対応手順
(1)可搬型代替注水ポンプによる送水</td></tr>
<tr><td rowspan="2">多様なハザード対応手順
「消防車による送水」</td><td>判断基準</td><td>水源の確保</td><td>防火水槽</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>水源の確保</td><td>防火水槽</td></tr>
</table>

表 1.13.3　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.13】 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	海水取水ポンプ	可搬型代替交流電源設備可搬型代替交流電源設備 移動式変圧器
	代替原子炉補機冷却系	可搬型代替交流電源設備 移動式変圧器
	中操監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用 A 系電源 計測用 B 系電源

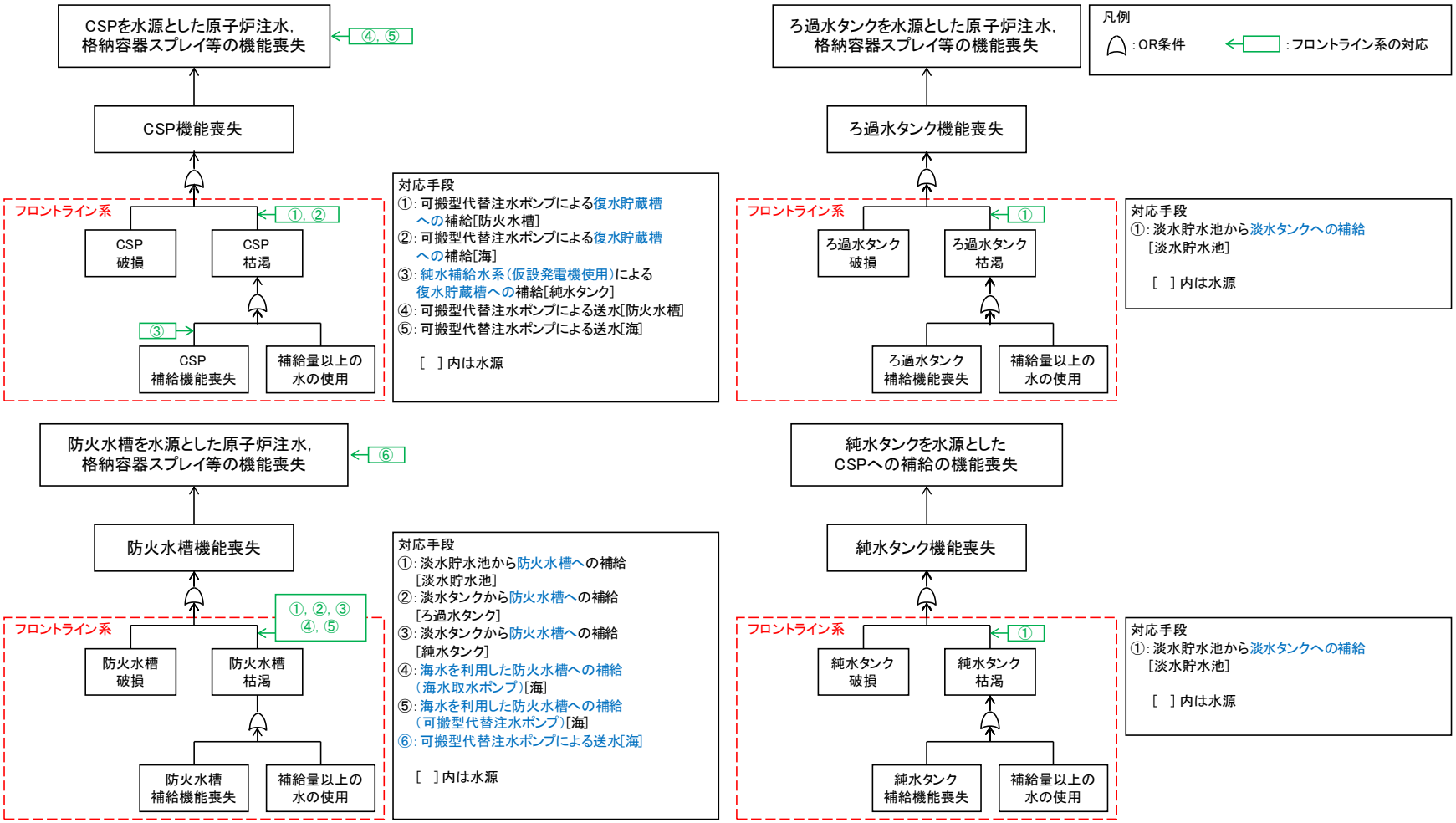


図 1.13.1　機能喪失原因対策分析

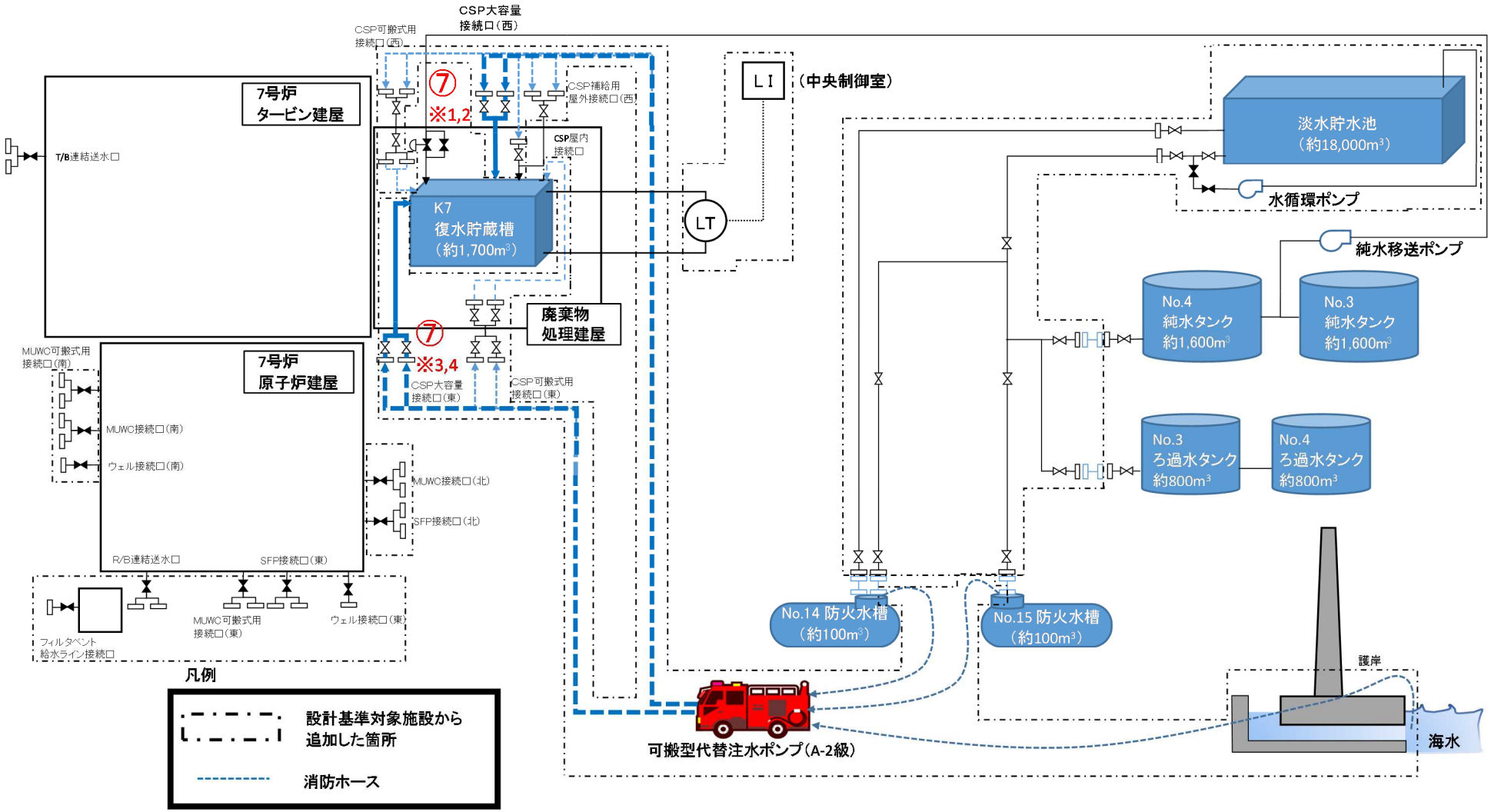
凡例：フロントライン系　サポート系　故障を想定　対応手段あり

フロントライン系，サポート系の整理，故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8
CSPを水源とした原子炉注水，格納容器スプレイ等の機能喪失	CSP機能喪失	CSP破損						
		CSP枯渇	CSP補給機能喪失					
			補給量を上回るCSP水の使用					
防火水槽を水源とした原子炉注水，格納容器スプレイ等の機能喪失	防火水槽機能喪失	防火水槽破損						
		防火水槽枯渇	防火水槽補給機能喪失					
			補給量を上回るCSP水の使用					
ろ過水タンクを水源とした原子炉注水，格納容器スプレイ等の機能喪失	ろ過水タンク機能喪失	ろ過水タンク破損						
		ろ過水タンク枯渇	ろ過水タンク補給機能喪失					
			補給量を上回るろ過水タンク水の使用					
純水タンクを水源としたCSPへの補給の機能喪失	純水タンク機能喪失	純水タンク破損						
		純水タンク枯渇	純水タンク補給機能喪失					
			補給量を上回る純水タンク水の使用					

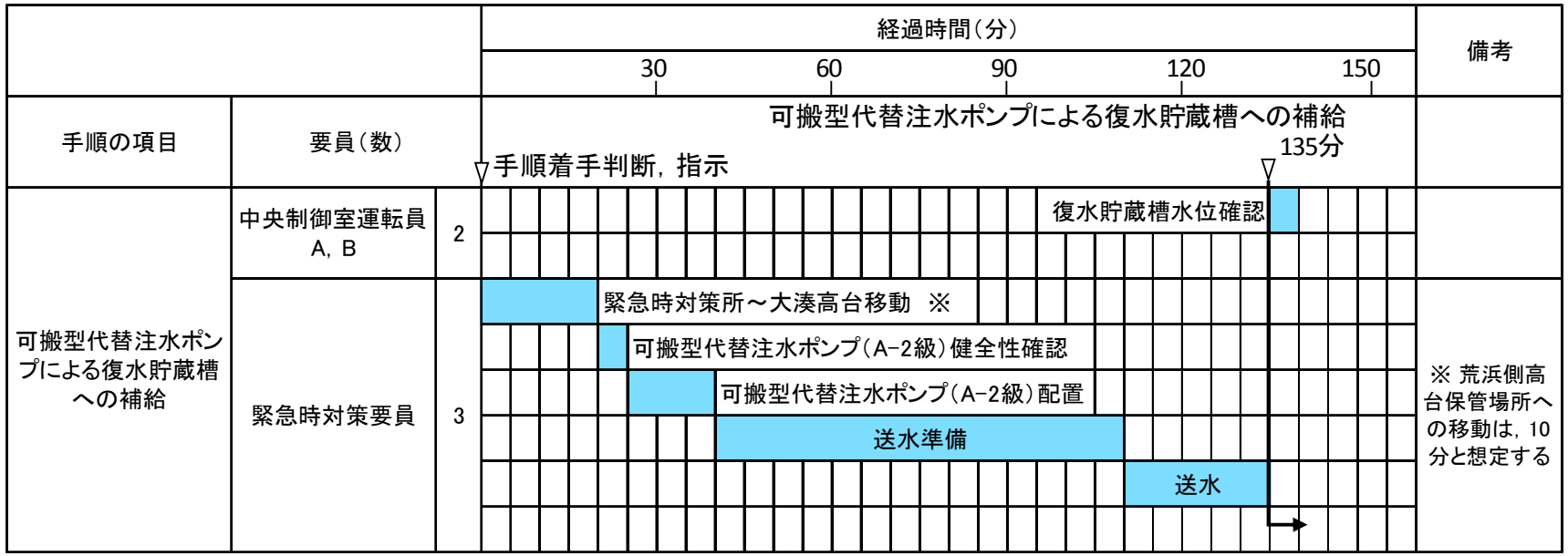
※　本資料は，「機能喪失原因対策分析」を基に，設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち，機器の機能が喪失することにより，当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし，AND 条件，OR 条件については表現していないため，必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

図 1.13.1　機能喪失原因対策分析(補足)



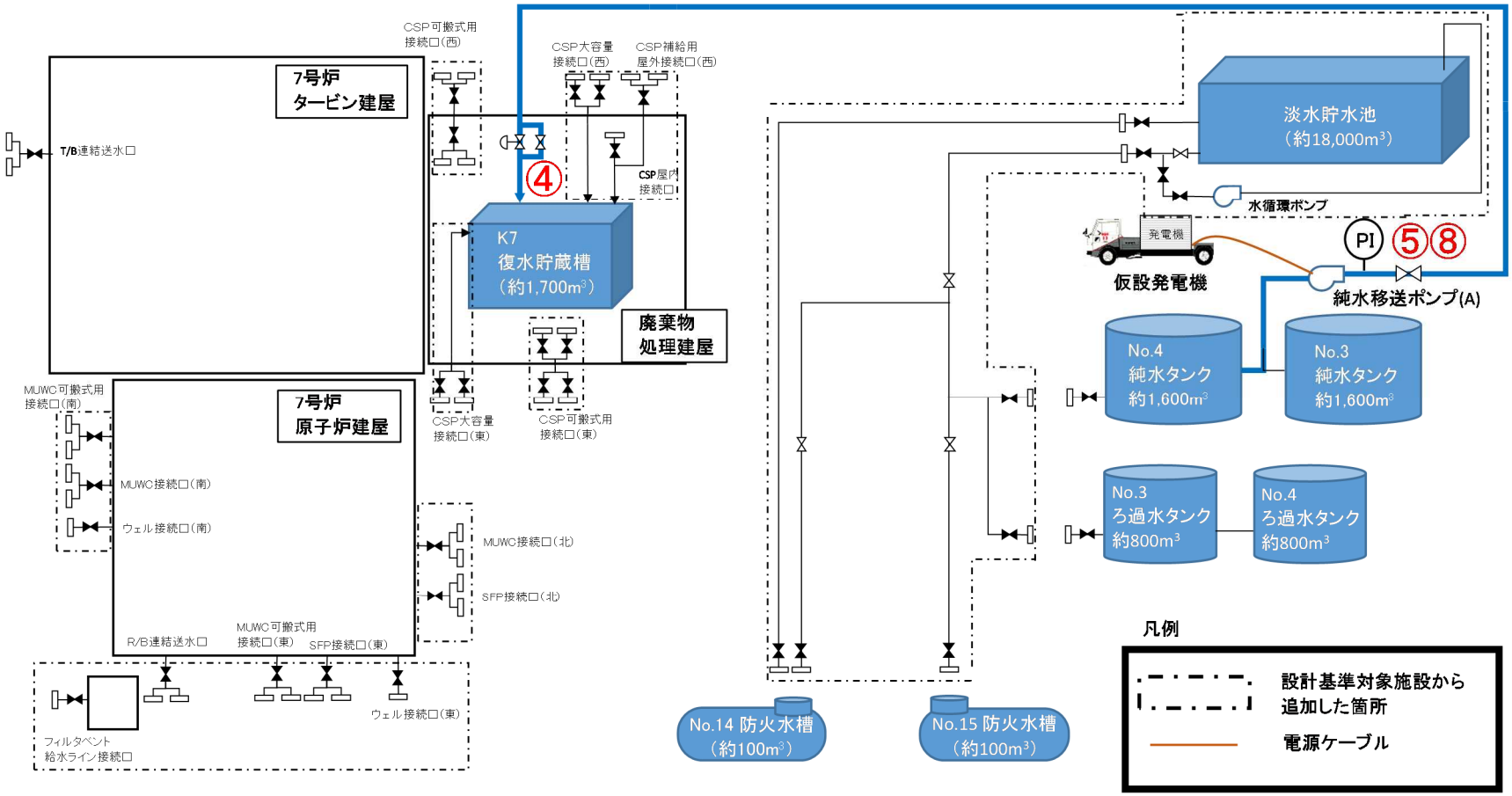
操作手順	弁名称
⑦※1	注水弁（弁名称未定）
⑦※2	注水弁（弁名称未定）
⑦※3	注水弁（弁名称未定）
⑦※4	注水弁（弁名称未定）

図 1.13.2　可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水/海水）　概要図



※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用する場合は，125 分以内で可能である。

図 1.13.3　可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水/海水）　タイムチャート



操作手順	弁名称
④	7 号機復水貯蔵槽純水バイパス弁
⑤⑧	純水移送ポンプ A 吐出弁

図 1.13.4　純水補給水系による復水貯蔵槽への補給　概要図

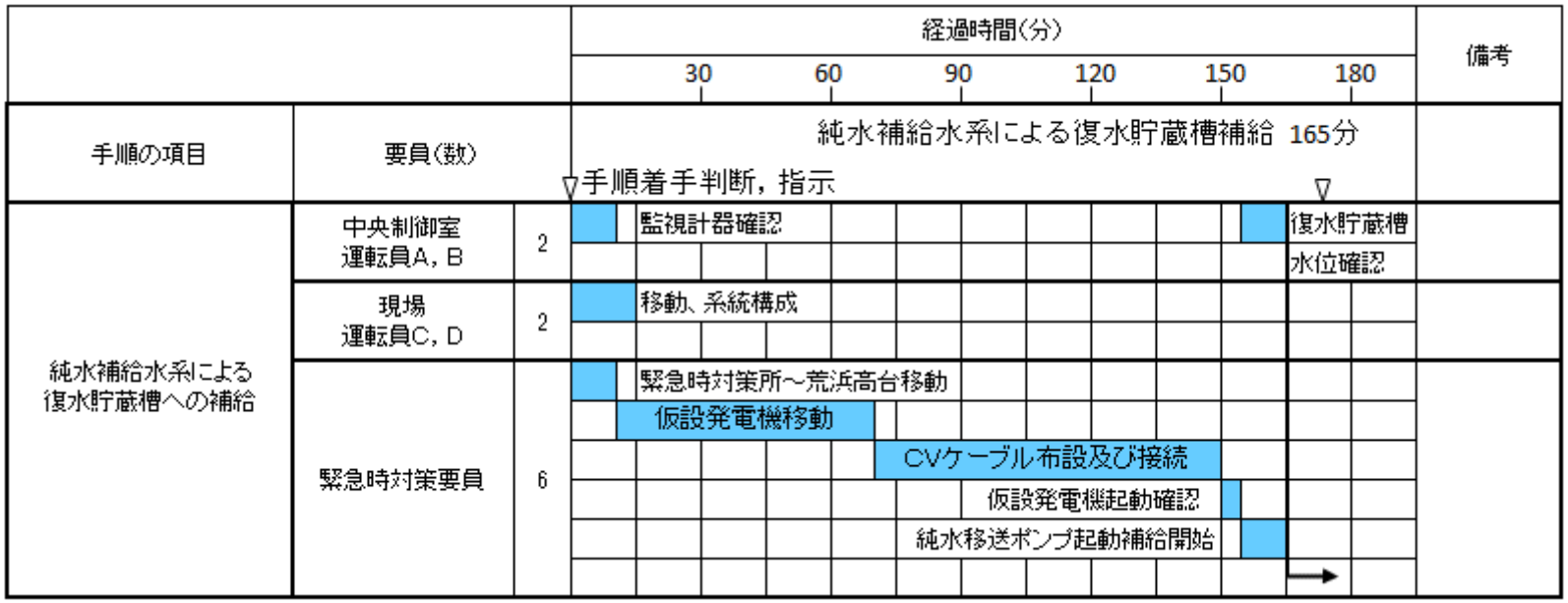
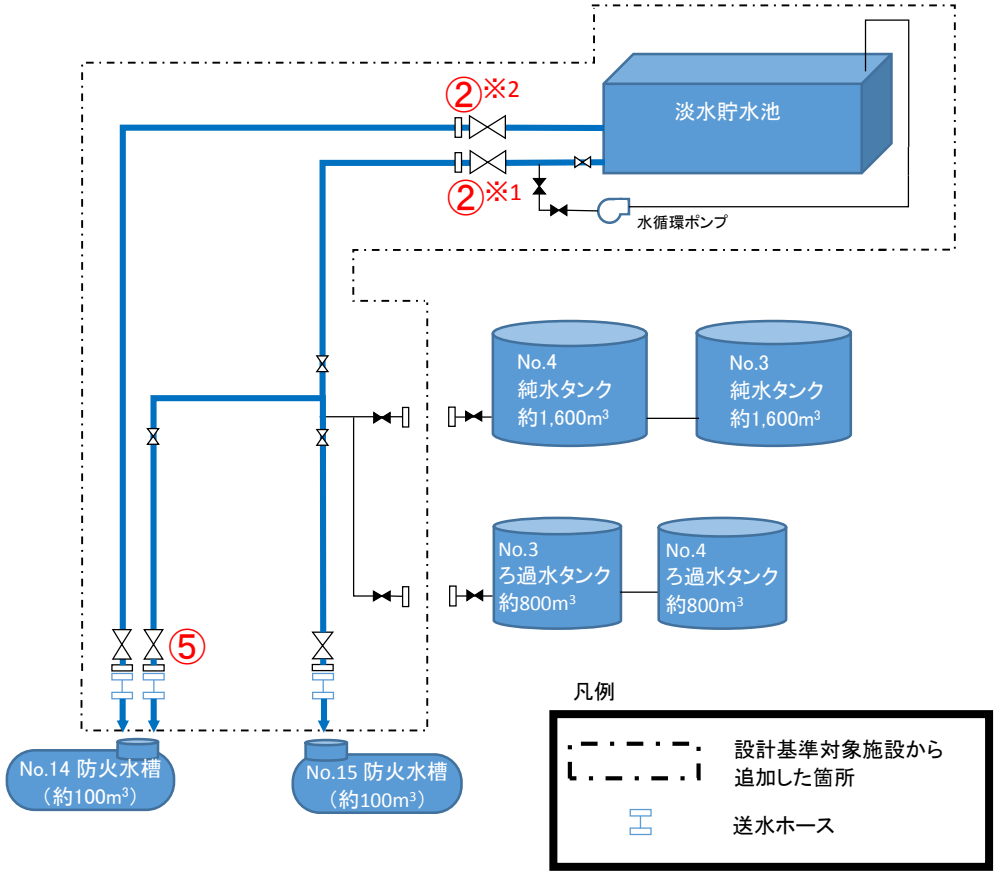


図 1.13.5　純水補給水系による復水貯蔵槽への補給　タイムチャート



操作手順	弁名称
②※1	淡水貯水池大湊側第一送ライン水出口弁
②※2	淡水貯水池大湊側第二送水ライン出口弁
⑤	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No. 14 防火水槽供給弁

図 1. 13. 6　淡水貯水池から防火水槽への補給　概要図

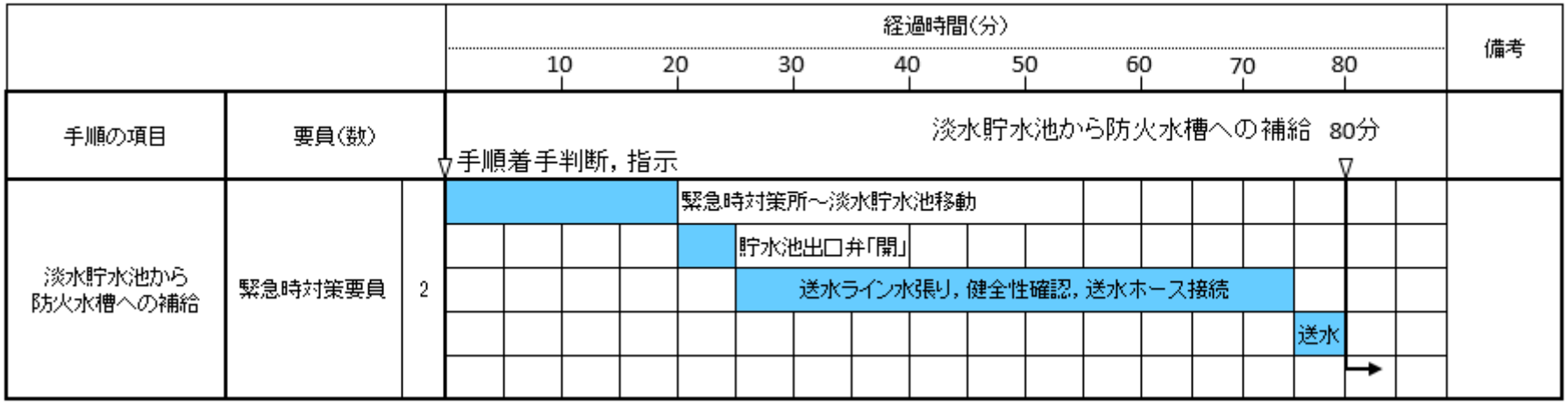
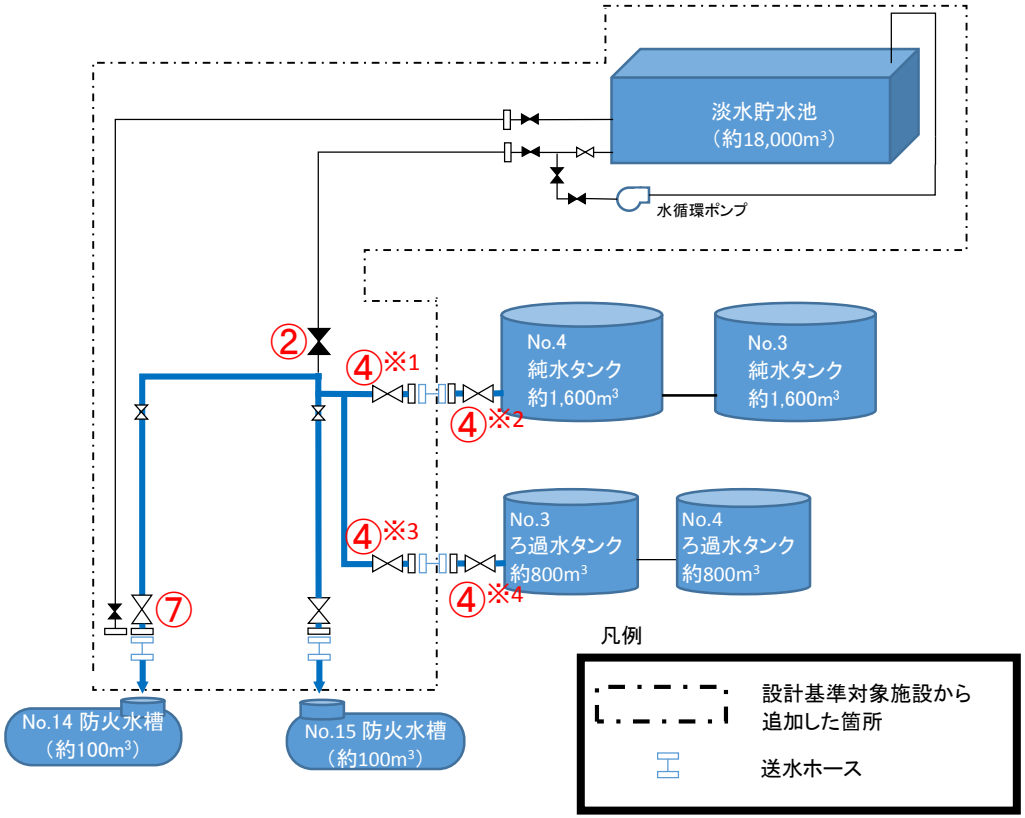


図 1.13.7　淡水貯水池から防火水槽への補給　タイムチャート



操作手順	弁名称
②	淡水貯水池大湊側第一送水ライン供給止め弁
④※1	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.4 純水タンク供給弁
④※2	No.4 純水タンク工事用水用隔離弁
④※3	淡水貯水池大湊側第一送水ライン No.3 ろ過水タンク供給弁
④※4	No.3 ろ過水タンク工事用水用隔離弁
⑦	送水ライン出口弁

図 1.13.8　淡水タンクから防火水槽への補給　概要図

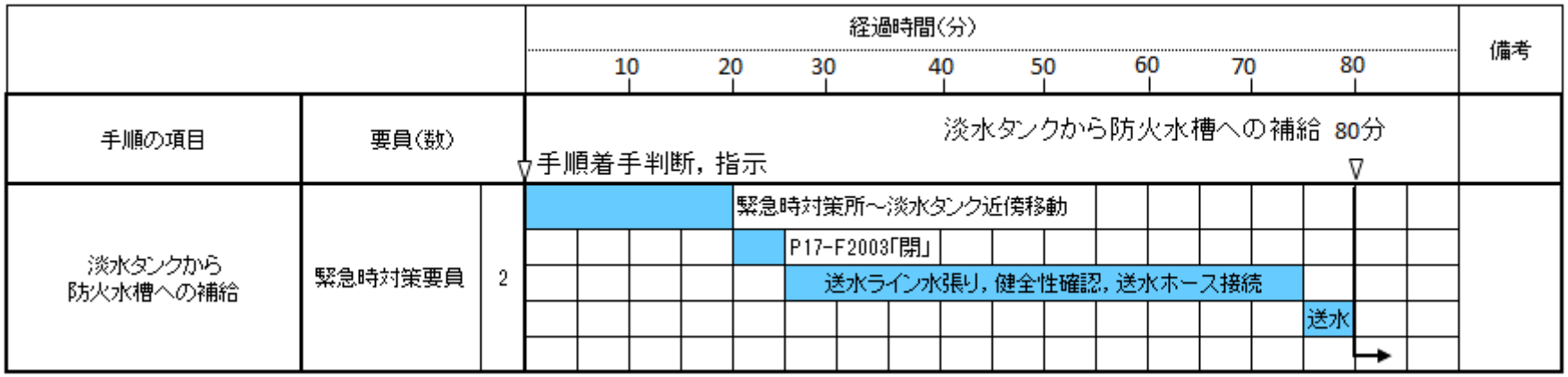


図 1.13.9　淡水タンクから防火水槽への補給　タイムチャート

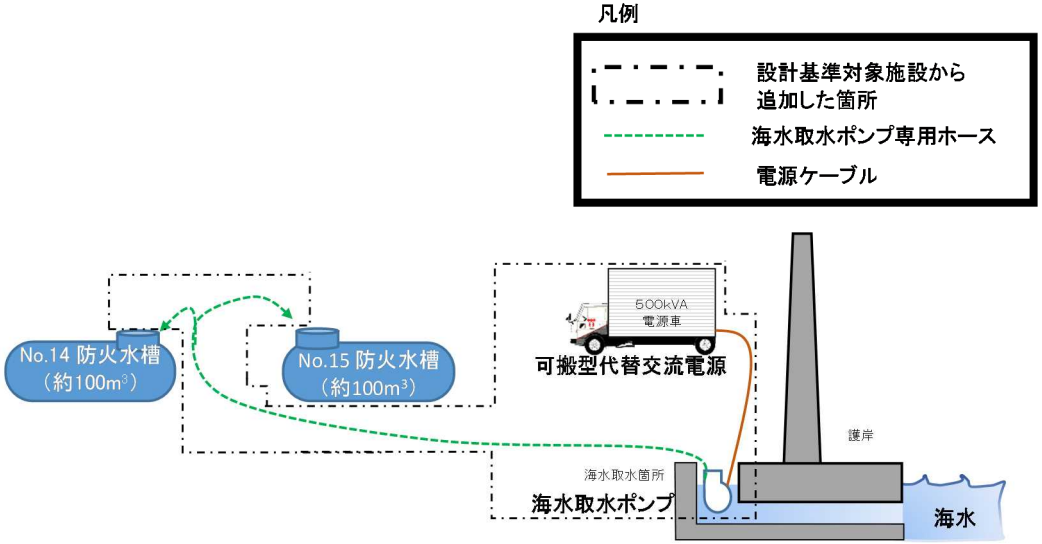
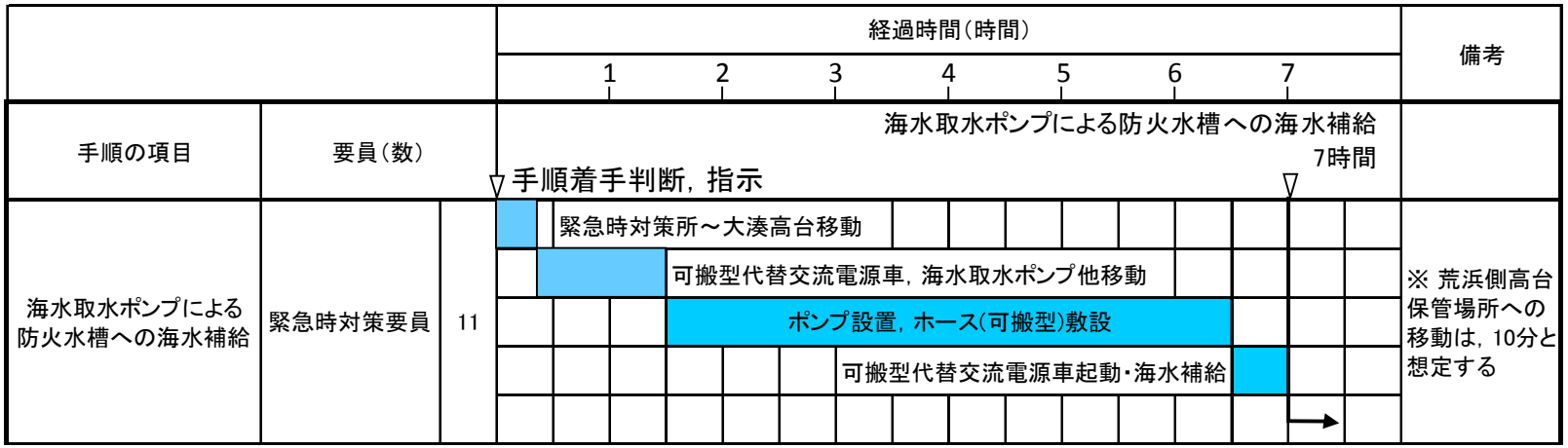


図 1.13.10　海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給　概要図



※荒浜側高台保管場所の海水取水ポンプを使用する場合は，約 6 時間 50 分で可能である。
※海水取水箇所(6 号炉)から 7 号炉建屋南側を経由して No. 15 防火水槽へ補給した場合は，約 7 時間で可能である。
※海水取水箇所(7 号炉)から 7 号炉建屋南側を経由して No. 14 防火水槽へ補給した場合は，約 5 時間 30 分で可能である。

図 1. 13. 11　海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給　タイムチャート

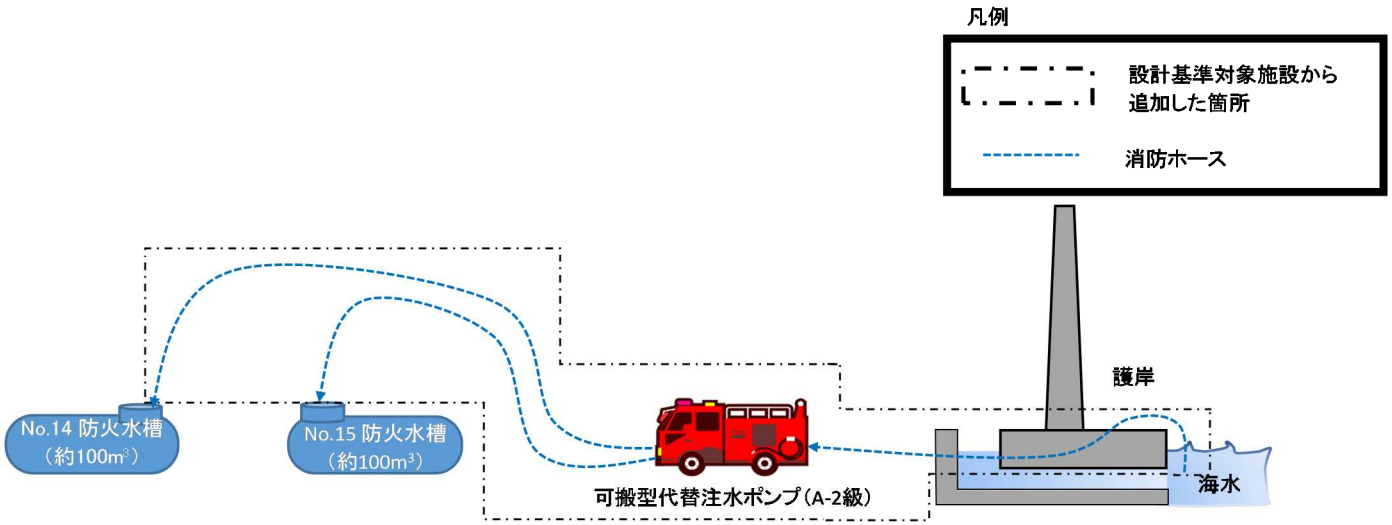
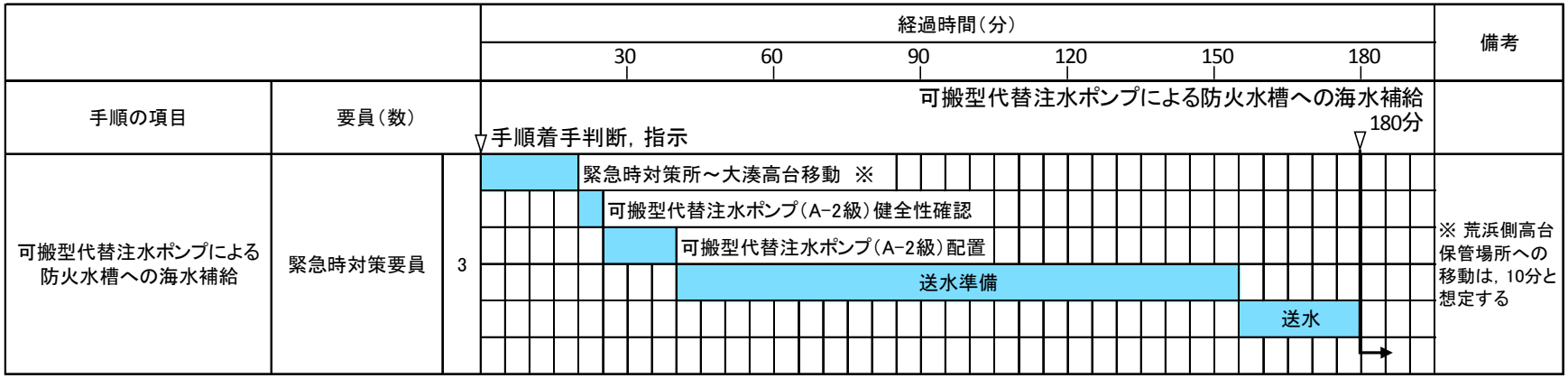
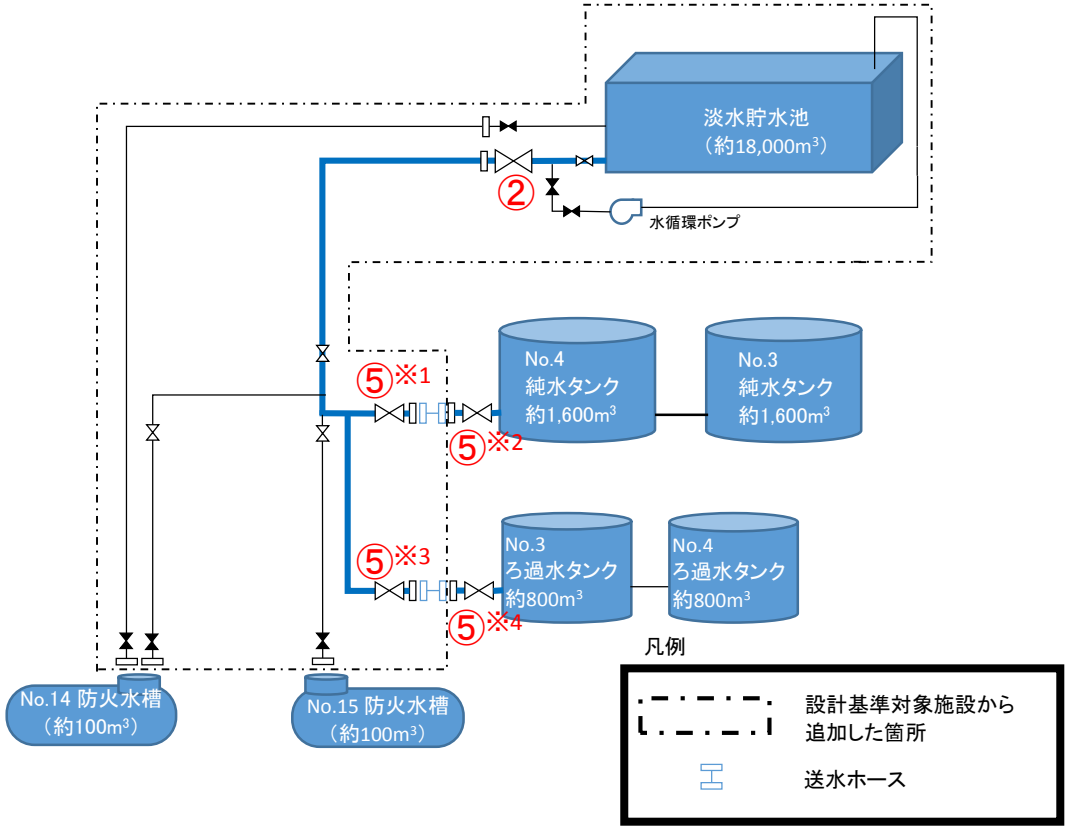


図 1.13.12　可搬型代替注水ポンプによる防火水槽への海水補給　概要図



※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を使用する場合は，約 170 分で可能である。

図 1.13.13　可搬型代替注水ポンプによる防火水槽への海水補給　タイムチャート



操作手順	弁名称
②	淡水貯水池大湊側第一送水ライン出口弁
⑤※1	淡水貯水池大湊側第一送水ラインNo.4純水タンク供給弁
⑤※2	No.4純水タンク工事用水用隔離弁
⑤※3	淡水貯水池大湊側第一送水ラインNo.3ろ過水タンク供給弁
⑤※4	No.3ろ過水タンク工事用水用隔離弁

図 1.13.14　淡水貯水池から淡水タンクへの補給　概要図

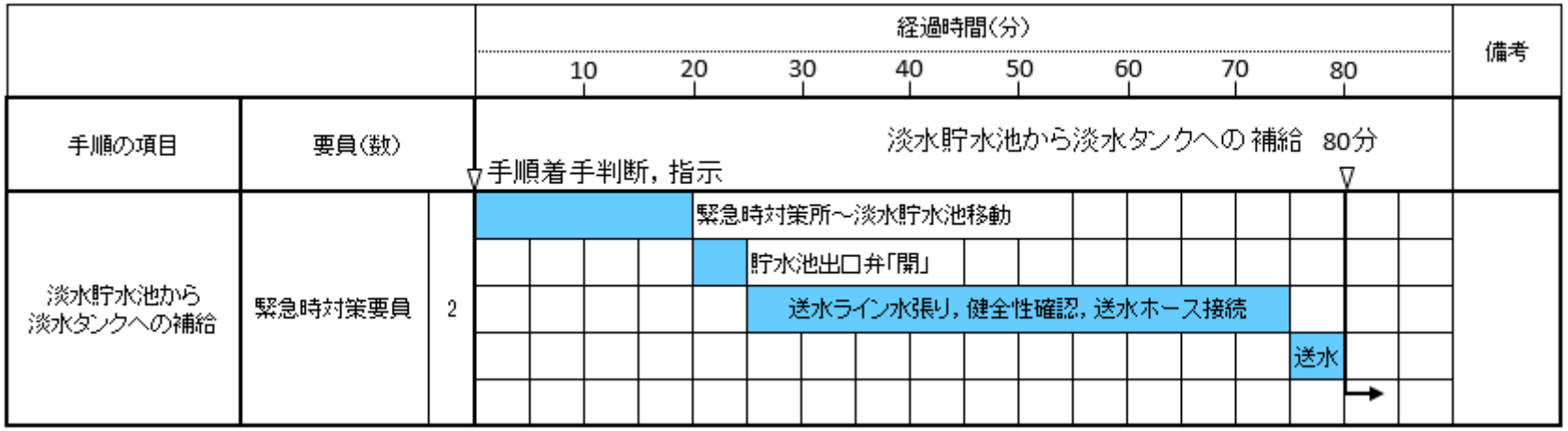


図 1.13.15　淡水貯水池から淡水タンクへの補給　タイムチャート

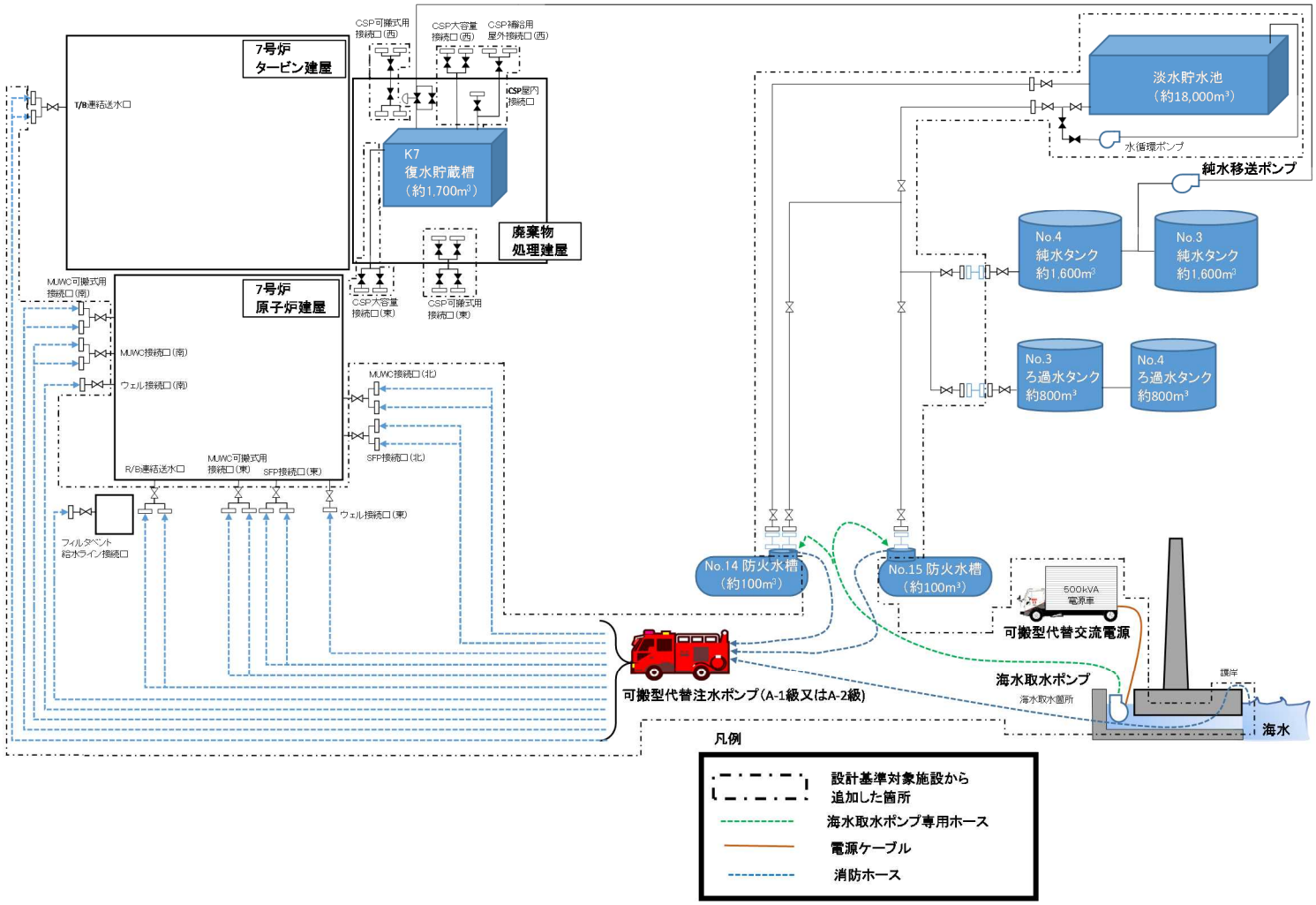
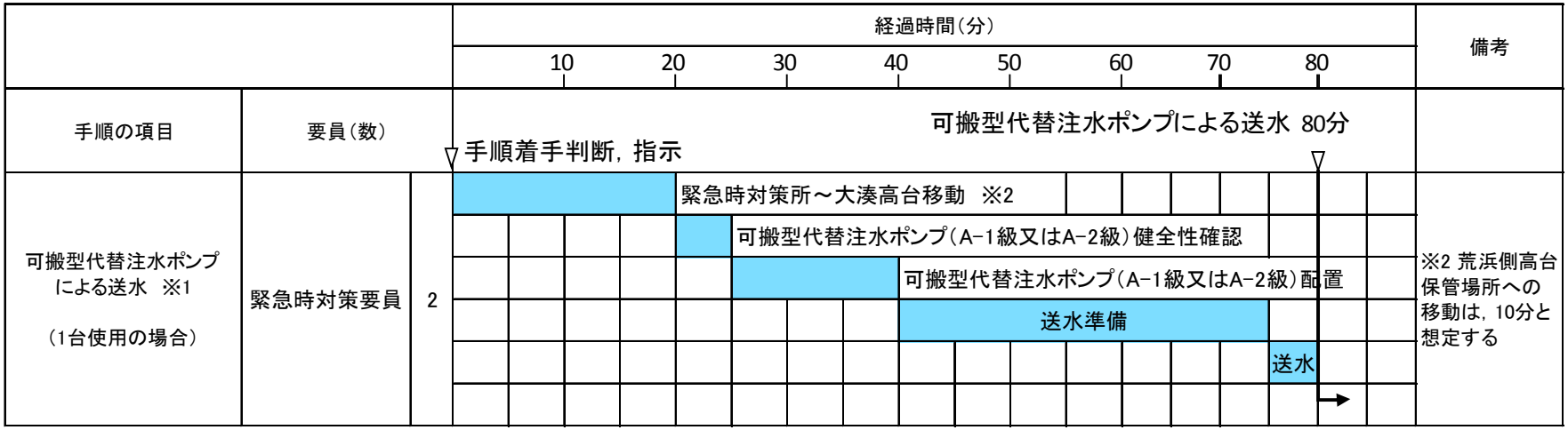


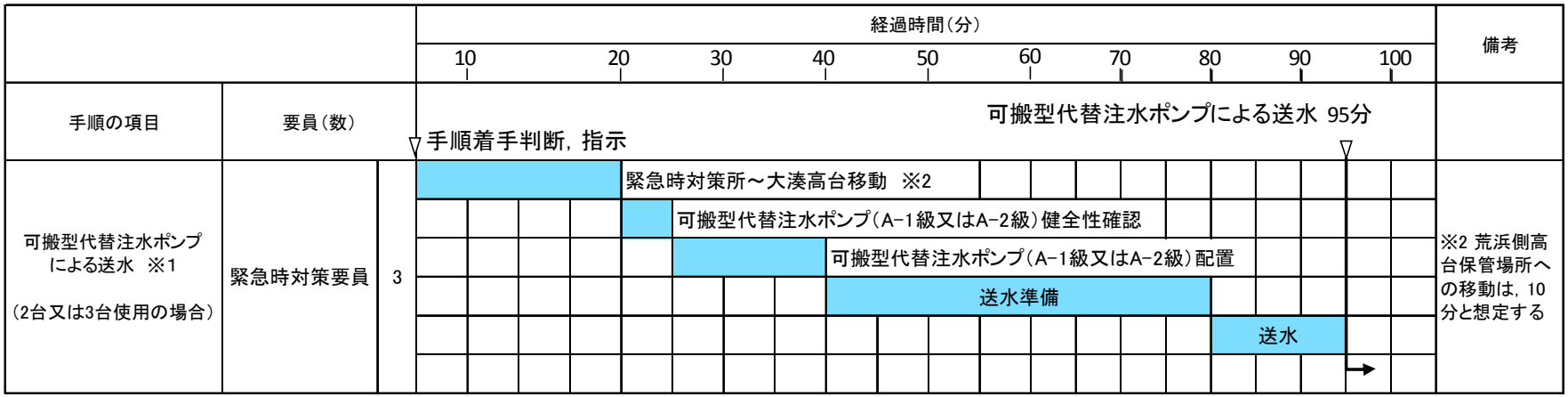
図 1.13.16　可搬型代替注水ポンプによる送水　概要図



※1　SFP 接続口，フィルタベント給水ライン接続口及びウェル接続口を使用する場合。

※2　荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を使用する場合は，約 70 分で可能である。

図 1.13.17　可搬型代替注水ポンプによる送水　タイムチャート (1/2)



※1　MUWC 接続口，SFP 接続口を使用する場合。

※2　荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)を使用する場合は，約 85 分で可能である。

図 1.13.17　可搬型代替注水ポンプによる送水　タイムチャート (2/2)

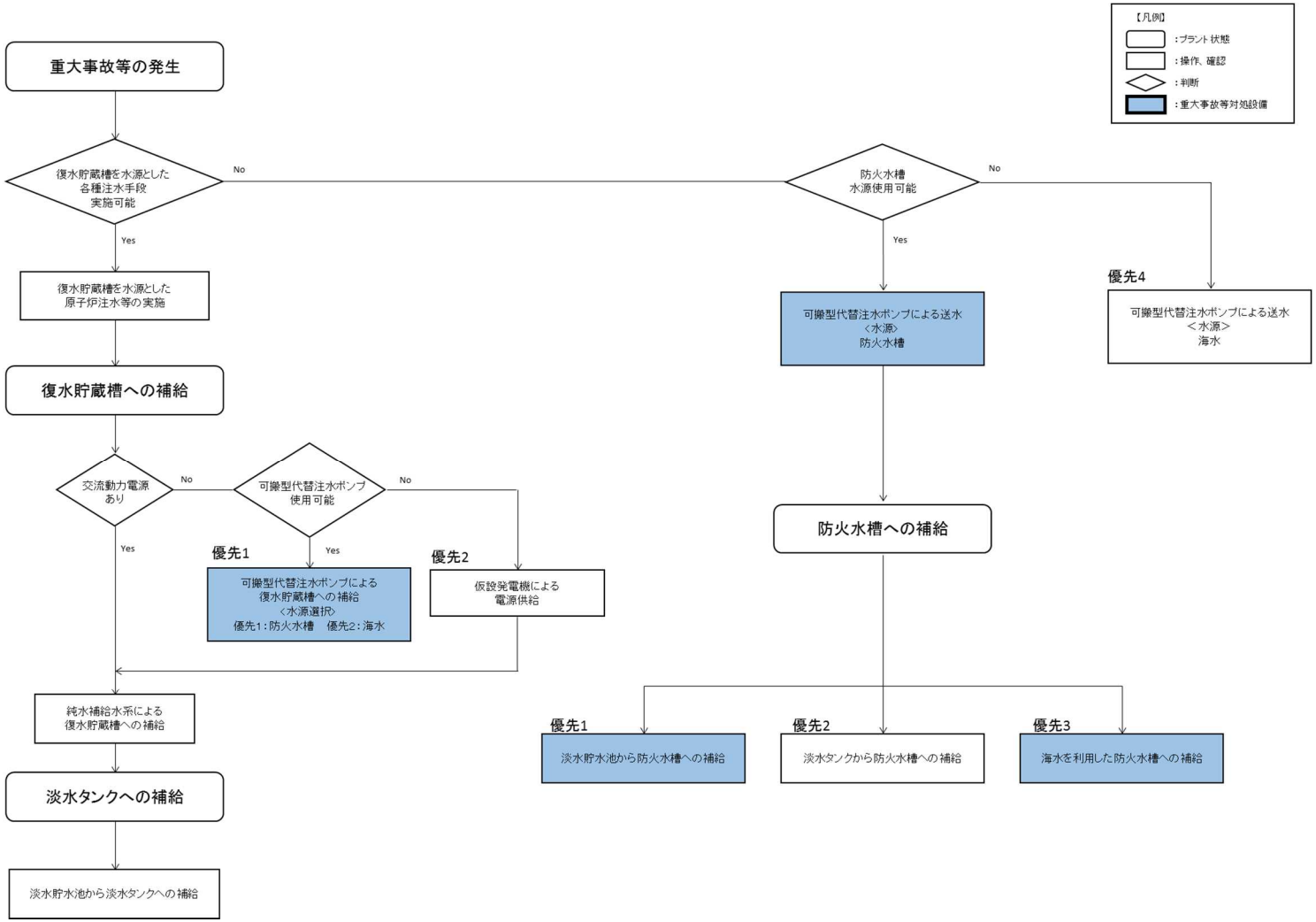


図 1.13.18　重大事故発生時の対応手段選択フローチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/3)

技術的能力審査基準（1.13）	番号	設置許可基準規則（56条）	技術基準規則（71条）	番号
【本文】 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となる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となる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。	①	【本文】 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となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 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となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備を施設しなければならない。	⑧
【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となる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となる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。	－	【解釈】 １ 第５６条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 １ 第７１条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
ａ）想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。	②	ａ）想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	ａ）想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。	⑨
ｂ）複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	③	ｂ）複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	ｂ）複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。	⑩
ｃ）海を水源として利用できること。	④	ｃ）海を水源として利用できること。	ｃ）海を水源として利用できること。	⑪
ｄ）各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑤	ｄ）各水源からの移送ルートが確保されていること。	ｄ）各水源からの移送ルートが確保されていること。	⑫
ｅ）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑥	ｅ）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	ｅ）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。	⑬
ｆ）水の供給が中断することがないよう、水源の切替え手順等を定めること。	⑦	ｆ）原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	ｆ）原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）	－

※1:本条文【解釈】１ b)項を満足するための代替淡水源（措置）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/3)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬	純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給	純水移送ポンプ	常設	165分	10名	自主対策対策とする理由は本文参照
	防火水槽　※1	新設			純水タンク	常設			
	ホース	新設			純水補給水系配管・弁	常設			
	CSP大容量注水接続口	新設			復水貯蔵槽	常設			
	CSP外部補給配管・弁	既設 新設			仮設発電機	可搬			
	復水貯蔵槽	既設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	既設 新設			－	－	－	－	－
淡水貯水池から防火水槽への補給	淡水貯水池　※1	新設	① ② ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑫ ⑬	淡水タンクから防火水槽への補給	ろ過水タンク	常設	80分	2名	自主対策対策とする理由は本文参照
	淡水貯水池から防火水槽への移送ホース	新設			純水タンク	常設			
	防火水槽　※1	新設			淡水タンクから防火水槽への移送ホース	可搬			
	－	－			防火水槽	常設			
				淡水貯水池から淡水タンクへの補給	淡水貯水池	常設	80分	2名	
					淡水貯水池から淡水タンクへの移送ホース	可搬			
					ろ過水タンク	常設			
					純水タンク	常設			
海水を利用した防火水槽への補給（海水取水ポンプ）	海水取水ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑪ ⑫ ⑬	海水を利用した防火水槽への補給（可搬型代替注水ポンプ）	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	可搬	180分	3名	－
	海水貯留堰	新設			ホース	可搬			
	スクリーン室	既設			防火水槽	常設			
	取水路[海水取水箇所]	既設			燃料補給設備	常設 可搬			
	海水ホース	新設			－	－	－	－	－
	防火水槽　※1	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
可搬型代替注水ポンプによる送水	可搬型代替注水ポンプ（A-1級）	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬	－	－	－	－	－	－
	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）	新設							
	防火水槽　※1	新設							
	ホース	新設							
	MUWC接続口	新設							
	SFP接続口	新設							
	フィルタベント給水ライン接続口	新設							
	ウェル接続口	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							

※1:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

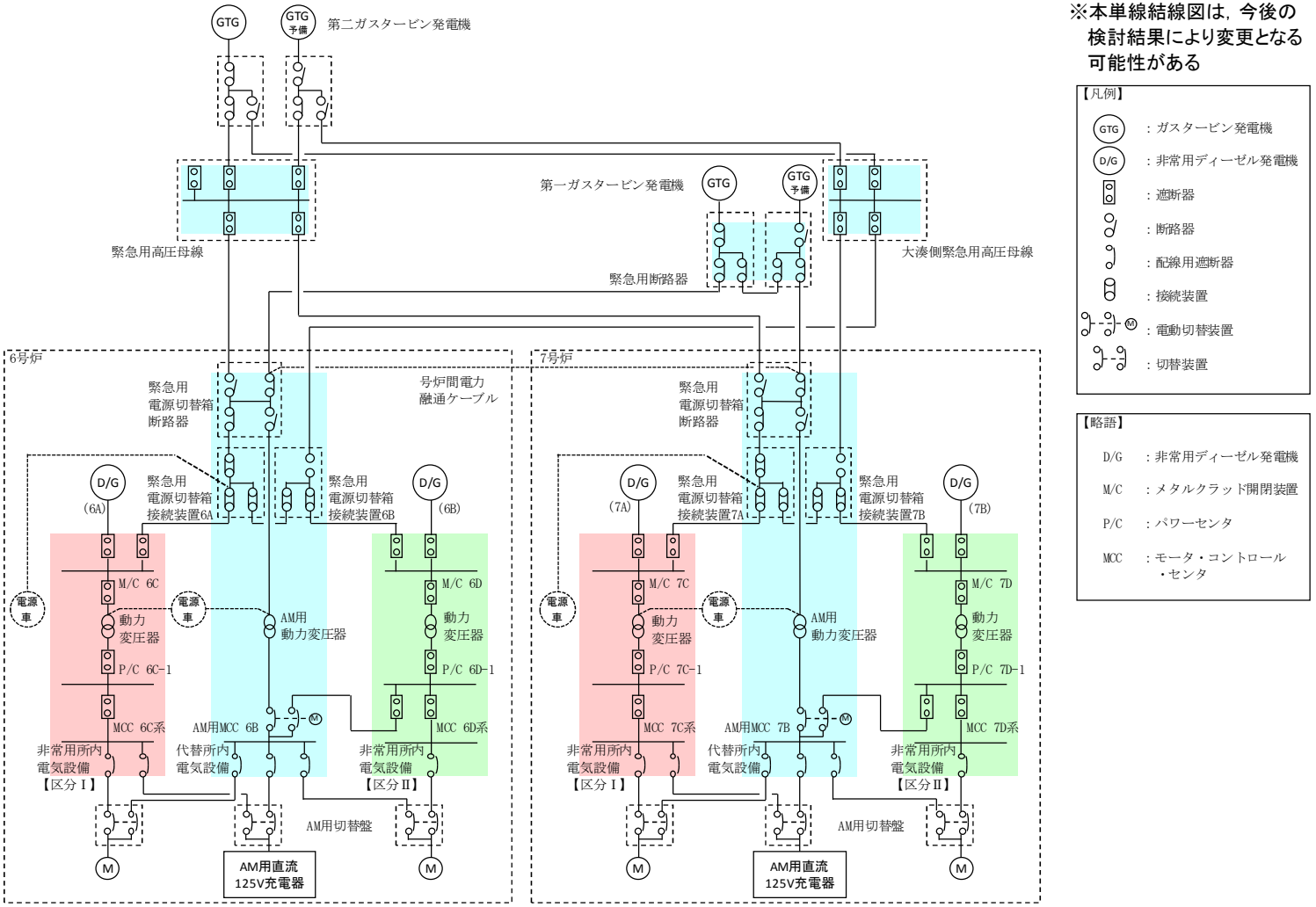
審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/3)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替原子炉補機冷却系による除熱	代替原子炉補機冷却海水ポンプ	新設	① ② ④ ⑧ ⑨ ⑪	－	－	－	－	－	－
	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ	新設							
	海水貯留堰	新設							
	スクリーン室	既設							
	取水路［海水取水箇所］	既設							
	ホース	新設							
	熱交換器ユニット	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
大気への拡散抑制	大容量送水車	新設	① ② ④ ⑧ ⑨ ⑪						
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車	新設	① ② ④ ⑧ ⑨ ⑪						
	ホース	新設							
	放水砲	新設							
	泡原液搬送車	新設							
	泡原液混合装置	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							

※1：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

※本単線結線図は，今後の検討結果により変更となる可能性がある



【凡例】

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

【略語】

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

図１　対応手順として選定した設備の電源構成図(6 号及び 7 号炉)

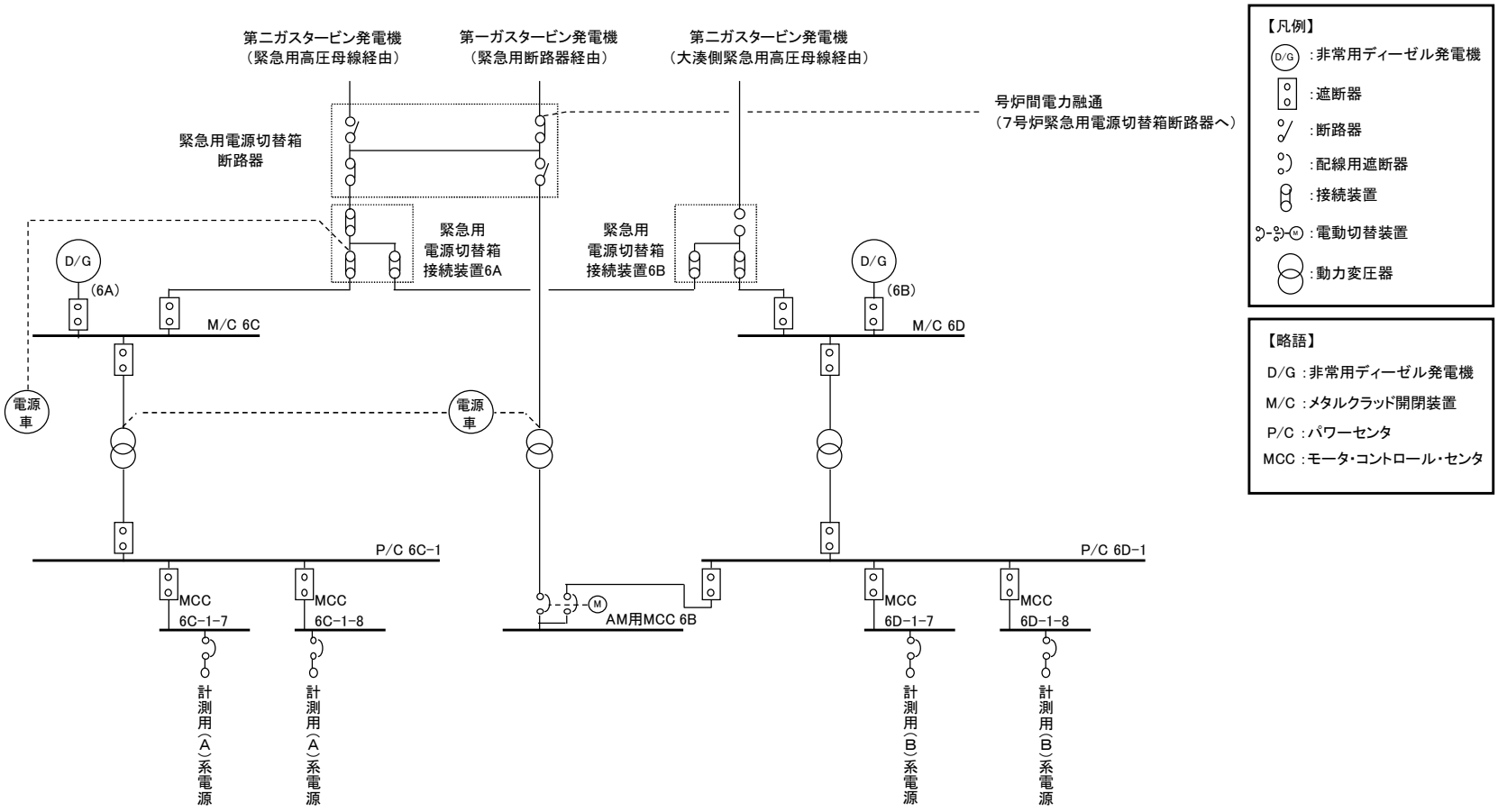


図 2　対応手順として選定した設備の電源構成図(6 号炉)

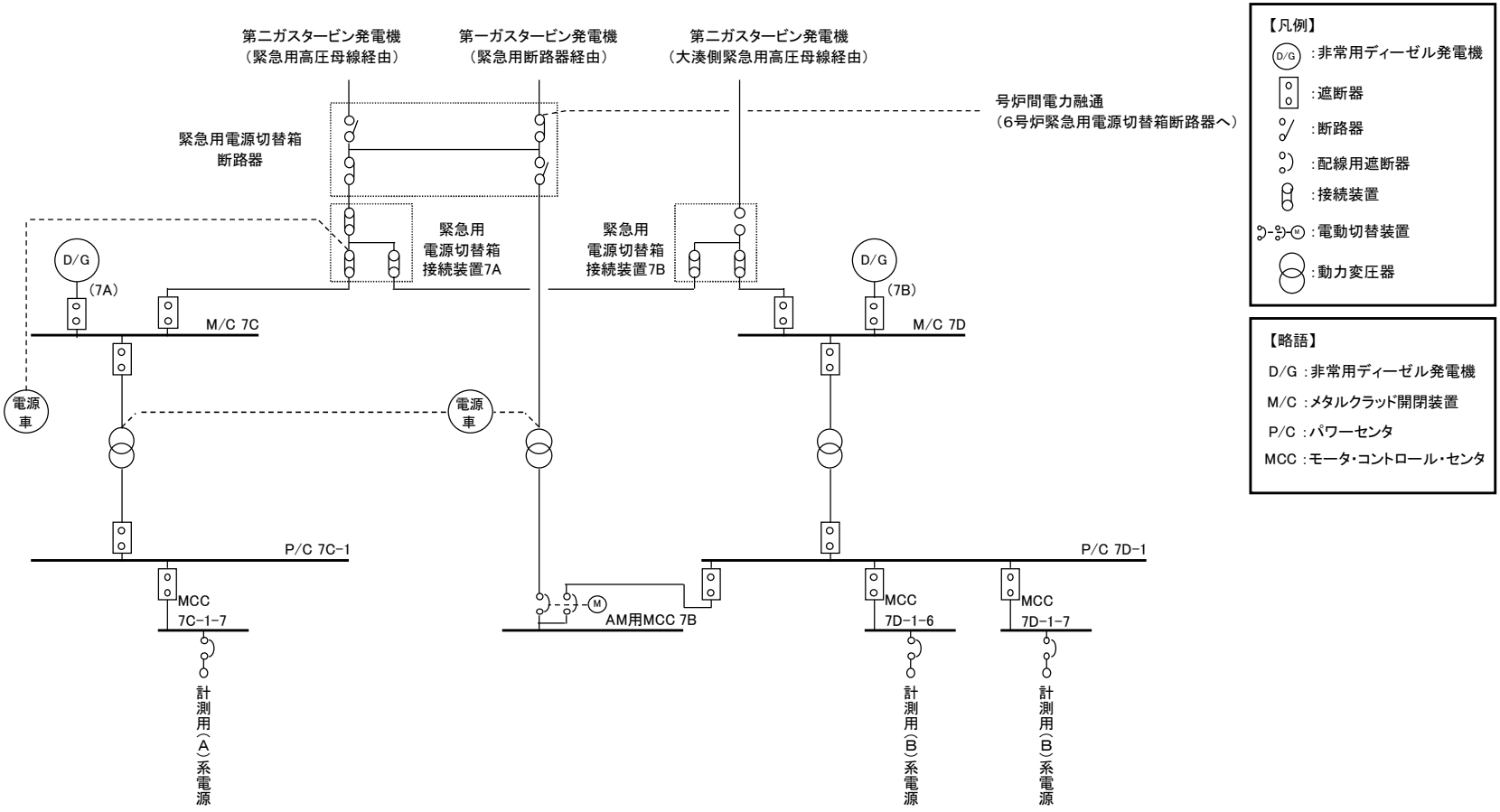


図 3　対応手順として選定した設備の電源構成図(7 号炉)

重大事故対策の成立性

1. 可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給

(1)屋外接続口から復水貯蔵槽への直接補給(淡水/海水)

a. 操作概要

緊急時対策本部は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給が必要な状況において，接続口(消防ホース接続箇所)及び水源を選定し，補給ルートを決定する。

現場では，指示された補給ルートを確保したうえで，可搬型代替注水ポンプにより補給する。

b. 作業場所

屋外(廃棄物処理建屋周辺，取水箇所(護岸，海水取水ピット，防火水槽)周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による復水貯蔵槽への補給に必要な要員(5 名)，所要時間(135 分)のうち，屋外接続口から復水貯蔵槽への直接補給に必要な要員数,所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:3 名(緊急時対策要員 3 名)

所要時間目安:135 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は，汎用の結合金具(オス・メス)であり，容易に操作可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)により，緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。

車両の作業用照明

連結送水訓練

2. 純水補給水系による復水貯蔵槽への補給

(1) 大湊側純水移送ポンプ電源復旧

a. 操作概要

仮設発電機を大型牽引車両にて給水建屋内の純水移送ポンプと接続し，ポンプ電源喪失時に復水貯蔵槽へ純水を補給する。

b. 作業場所

給水建屋，荒浜側津波対策高台エリア

c. 必要要員数及び操作時間

純水補給水系による復水貯蔵槽への補給に必要な要員(10 名)，所要時間(165 分)のうち，仮設発電機による純水移送ポンプ起動に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:6 名(緊急時対策要員 6 名)
所要時間目安:165 分(実績時間:165 分)

d. 操作の成立性について

作業環境:ヘッドライトにより夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライト他，ヘッドライトを携行しており，夜間においても接近可能である。アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:仮設発電機の移動は大型牽引車両によるものである。CV ケーブルの敷設は付近に開口部や高所エリアがないため，容易に作業可能である。CV ケーブルの接続は，特殊な接続方法ではなく，容易に作業可能である。また，仮設発電機操作も操作パネルに識別表示がされていることから容易に操作が可能である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)により緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

仮設発電機移動

CV ケーブル接続

(2)MUWP ポンプによる CSP への補給

a.操作概要

仮設発電機により純水移送ポンプを起動し，純水補給水系による復水貯蔵槽への補給を開始するために現場にて系統構成を実施する。

b.作業場所

廃棄物処理建屋　地上 2 階(管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

純水補給水系による復水貯蔵槽への補給に必要な要員(10 名),所要時間(165 分)のうち，現場にて系統構成に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2 名(現場運転員 2 名)
所要時間目安:15 分(実績時間:12 分)

d.操作の成立性について

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

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

操作性　:通常の弁操作であり，容易に実施可能である。

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

系統構成

3. 淡水貯水池から防火水槽への補給

(1) 淡水貯水池から防火水槽への補給

a. 操作概要

緊急時対策本部に使用する送水ラインの指示を受け，ラインの水張りを行う。

水張りを行いつつ，淡水貯水池からの送水ライン敷設状況に異常がないことを確認，指定の防火水槽までの送水ホースを布設し，弁開操作により防火水槽への補給を開始する。

b. 作業場所

屋外(淡水貯水池，防火水槽付近)

c. 必要要員数及び操作時間

必要要員数　:2 名(緊急時対策要員)
所要時間目安:80 分(実績時間:70 分)

d. 操作の成立性について

作業環境:夜間での作業の場合は，ヘッドライト及び懐中電灯にて作業を行う。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:基本徒歩での作業を想定している。(道路が健全の場合は車両を使用する)

操作性　:弁の開閉操作に特殊な操作は無く，送水ホースの接続も汎用の結合金具(オス・メス)であり，容易に操作可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)により，緊急時対策本部と連絡をとる。

送水ホース接続部

送水ホースの接続

4.海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給

(1)海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給

a.操作概要

緊急時対策本部は，海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給が必要な状況において，海水取水箇所を選定し，補給ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保したうえで，海水取水ポンプにより補給する。

b.作業場所

屋外(取水箇所(海水取水ピット)，防火水槽周辺)

c.必要要員数及び操作時間

必要要員数　:11 名(緊急時対策要員)

所要時間目安:7 時間(実績時間なし)

d.操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:海水取水ポンプからのホースの接続は，専用の結合金具であり，容易に操作可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)により，緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。

防火水槽マンホール

取水ピット

5. 可搬型代替注水ポンプによる防火水槽への海水補給

(1) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による防火水槽への海水補給

a. 操作概要

緊急時対策本部は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による防火水槽への海水補給が必要な状況において，海水取水箇所を選定し，補給ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保したうえで，可搬型代替注水ポンプにより補給する。

b. 作業場所

屋外(取水箇所(護岸，海水取水ピット)，防火水槽周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による送水に必要な要員(3 名)，所要時間(180 分)のうち，消防車による防火水槽への海水補給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:3 名(緊急時対策要員)

所要時間目安:180 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)からのホースの接続は，汎用の結合金具(オス・メス)であり，容易に操作可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)により，緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。

6. 可搬型代替注水ポンプによる送水

(1) 可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水

a. 操作概要

緊急時対策本部は，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水が必要な状況において，接続口(消防ホース接続箇所)及び水源を選定し，送水ルートを決定する。

現場では，指示された送水ルートを確保したうえで，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)により送水する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺，取水箇所(護岸，海水取水ピット，防火水槽)周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)による送水に必要な要員(可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合 2 名，可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合 3 名)，所要時間(可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合 80 分，可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合 95 分)のうち，消防車による送水に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:「可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合」
2 名(緊急時対策要員)
「可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合」
2 名(緊急時対策要員)

所要時間目安:「可搬型代替注水ポンプ 1 台使用の場合」
80 分(実績時間なし)
「可搬型代替注水ポンプ 2 台又は 3 台使用の場合」
95 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)からのホースの接続は，汎用の結合金具(オス・メス)であり，容易に操作可能で

ある。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）により，緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する。

防火水槽への吸管投入

送水ホースを建屋接続口まで展開

解釈一覧

判断基準の解釈一覧

手順			判断基準記載内容	解釈
1.13.2.2　注水が必要な箇所への供給のための対応手順	(1)可搬型代替注水ポンプによる送水		フィルタ装置水位が通常水位を下回る	フィルタ装置水位が1000mmを下回る

操作手順の解釈一覧

手順			操作手順記載内容	解釈
1.13.2.1　水源への補給のための対応手順	(1)復水貯蔵槽への補給	a.可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	注水弁　※弁名称未定	P13-F036A/B又はP13-F041A/Bのいずれか
			復水貯蔵槽の水位が規定水位に到達	復水貯蔵槽水位が15mに到達
		b.純水補給水系による復水貯蔵槽への補給	復水貯蔵槽純水バイパス弁	P11-F467
			純水移送ポンプ吐出弁	P11-F003A～D
			純水移送ポンプの吐出圧力を調整	純水移送ポンプ吐出圧力を0.76MPaに調整
			復水貯蔵槽の水位が規定水位に到達	復水貯蔵槽水位が15mに到達
	(2)代替淡水源，淡水タンクへの補給	a.淡水貯水池から防火水槽への補給　※No.14防火水槽に補給する例	淡水貯水池出口弁	P17-F2002及びP17-F2010
			送水ライン出口弁	P17-F2005
		b.淡水タンクから防火水槽への補給	送水ライン供給止め弁	P17-F2003
			淡水タンク側の弁	Y41-F810D又はY41-F829C
			送水ライン側の弁	P17-F2008又はP17-F2009
		d.淡水貯水池から淡水タンクへの補給	淡水貯水池出口弁	P17-F2002
			淡水タンク側の弁	Y41-F810D又はY41-F829C
			送水ライン側の弁	P17-F2008又はP17-F2009

1.14　電源の確保に関する手順等

＜　目　次　＞

1.14.1　対応手段と設備の選定
(1)対応手段と設備の選定の考え方
(2)対応手段と設備の選定の結果
a.交流電源喪失時の対応手段及び設備
(a)代替交流電源設備による給電
(b)電力融通による給電
(c)重大事故等対処設備と自主対策設備
b.直流電源喪失時の対応手段及び設備
(a)代替直流電源設備による給電
(b)低圧電源融通による給電
(c)重大事故等対処設備と自主対策設備
c.非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備
(a)代替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.燃料補給のための対応手段及び設備
(a)燃料補給設備による給油
(b)重大事故等対処設備
e.手順等
1.14.2　重大事故等発生時の手順
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順
(1)代替交流電源設備による給電
a.第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電
b.電源車によるP/C C系及びP/C D系受電
(2)電力融通による給電
a.号炉間電力融通ケーブルによる電力融通
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順
(1)代替直流電源設備による給電
a.所内蓄電式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125V主母線盤A給電
(2)常設代替直流電源設備による遮断器用制御電源復旧

a. AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電

b. 常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電

(3) 低圧電源号炉間融通

a. 低圧電源号炉間融通による直流125V主母線盤A又はB受電

1.14.2.3　非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順

(1)代替所内電気設備による給電

a. 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車によるAM用MCC受電

1.14.2.4　燃料の補給手順

(1)軽油タンクからタンクローリへの給油

(2)タンクローリから各機器等への給油

1.14.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

1.14.2.6　重大事故等発生時の対応手段の選択

添付資料 1.14.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.14.2　重大事故対策の成立性

1. 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電
2. 電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電
3. 号炉間電力融通ケーブルによる電力融通
4. 所内蓄電式直流電源設備による給電
5. 可搬型直流電源設備による給電
6. 直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電
7. AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電
8. 常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電
9. 低圧電源号炉間融通による直流 125V 主母線盤 A 又は B 受電
10. 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電
11. 軽油タンクからタンクローリへの給油
12. タンクローリから各機器等への給油

添付資料1.14.3　不要直流負荷　切離しリスト

添付資料1.14.4　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

添付資料1.14.5　解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 操作の成立性の解釈一覧

1.14　電源の確保に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

１　「電力を確保するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（１）炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保

ａ）電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）所内直流電源設備から給電されている２４時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。

ｃ）複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。

ｄ）所内電気設備（モーターコントロールセンター（MCC）、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)（MC）等）は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する対処設備を整備しており，ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.14.1　対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

外部電源喪失及び所内単独運転に失敗した場合において，非常用所内電気設備及び直流設備へ給電するための設計基準事故対処設備として，非常用ディーゼル発電機及び蓄電池を設置している。

また，非常用ディーゼル発電機及び蓄電池より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が健全であれば重大事故等の対処に用いるが，設計基準事故対処設備が故障した場合は，その機能を代替するために，各設計基準事故対処設備が有する機能，相互関係を明確にした（以下，「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（図 1.14.1）。

なお，重大事故等対処設備の選定にあたっては，以下を原則とする。

- 配管等の静的機器については，確率論的リスク評価において使用している故障率が動的機器の故障率と比較して十分低いことから，故障（破断，漏えい等）は想定しないものとする。
- ポンプ等の動的機器については，設備に故障がない限り新たに駆動源を確保できればその機能を復旧できるものとする。よって，電源喪失によるポンプ機能喪失を想定した場合でも，新たに電源を確保できれば当該ポンプの再起動を可能とする。なお，動的機器のうち手動操作も可能な弁については，現場での操作も可能とする。

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

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下，「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第五十七条及び技術基準規則第七十二条（以下，「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備及び自主対策設備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，設計基準事故対処設備の故障として，非常用所内電気設備への交流電源による給電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表1.14.1に整理する。

a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 代替交流電源設備による給電

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非常用所内電気設備への給電ができない場合は，代替交流電源設備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。

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。単線結線図を図1.14.2に示す。

・第一ガスタービン発電機
・第一ガスタービン発電機用燃料タンク
・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
・第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁
・第二ガスタービン発電機
・第二ガスタービン発電機用燃料タンク
・第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
・第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁
・緊急用断路器
・緊急用高圧母線
・大湊側緊急用高圧母線
・緊急用電源切替箱断路器
・緊急用電源切替箱接続装置
・非常用高圧母線C系

・非常用高圧母線D系
・AM用動力変圧器
・AM用MCC
・燃料補給設備

ⅱ.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。単線結線図を図1.14.2に示す。

・電源車
・緊急用電源切替箱断路器
・緊急用電源切替箱接続装置
・非常用高圧母線C系
・非常用高圧母線D系
・AM用動力変圧器
・AM用MCC
・緊急用高圧母線
・燃料補給設備

電源車を移動式変圧器に接続し，代替原子炉補機冷却系へ給電する手段がある。

可搬型代替交流電源設備による代替原子炉補機冷却系への給電で使用する設備は以下のとおり。

・電源車
・移動式変圧器
・燃料補給設備

なお，代替原子炉補機冷却系への給電で使用する移動式変圧器は個別負荷に対する専用設備であり，その利用目的を限定していることから，操作手順は「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。

(b)電力融通による給電

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非常用所内電気設備への給電ができない場合は，号炉間の電力融通にて

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．号炉間電力融通ケーブルによる給電

号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から自号炉の非常用高圧母線までの電路を構築し，他号炉からの給電により，自号炉の非常用高圧母線を受電する手段がある。

号炉間電力融通ケーブルによる給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を図1.14.2に示す。

・号炉間電力融通ケーブル（コントロール建屋内及び屋外（荒浜側常設代替交流電源設備設置場所の建屋内）に同じ仕様のケーブルを1式ずつ配備する。）
・緊急用電源切替箱断路器
・緊急用電源切替箱接続装置
・非常用高圧母線C系
・非常用高圧母線D系

(c)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，第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁，第二ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機用燃料タンク，第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁，緊急用断路器，緊急用高圧母線，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，非常用高圧母線C系，非常用高圧母線D系，AM用動力変圧器，AM用MCC及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

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，電源車，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，非常用高圧母線C系，非常用高圧母線D系，AM用動力変圧器，AM用MCC，燃料補給設備及び移動式変圧器は重大事故等対処設備として位置づける。

電力融通による給電で使用する設備のうち，号炉間電力融通ケーブル，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，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づける。

設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機，燃料ディタンク，燃料移送ポンプ，非常用ディーゼル発電機用燃料移送系配管・弁及び非常用高圧母線E系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置

づける。

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

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により，交流電源が喪失した場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

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

・大湊側緊急用高圧母線

耐震性は確保されていないが，緊急用高圧母線と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，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。

・電源車（緊急用高圧母線経由）

容量が小さく，給電対象設備が限定されるが，第一ガスタービン発電機及び第二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，事故対応に必要な電源を確保するための手段として有効である。

b.直流電源喪失時の対応手段及び設備

(a)代替直流電源設備による給電

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充電器による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

非常用ディーゼル発電機の故障により充電器による直流設備への給電ができない場合は，可搬型代替交流電源設備又は常設代替交流電源設備による給電を開始するまでの間，所内蓄電式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。

所内蓄電式直流電源設備による直流設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を図1.14.3及び図1.14.4に示す。

・直流125V蓄電池A
・直流125V蓄電池A-2
・AM用直流125V蓄電池
・直流125V充電器A

・直流 125V 充電器 A-2
・AM 用直流 125V 充電器

また，所内蓄電式直流電源設備には，共通要因によって非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系及び D 系の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう物理的に分離を図った常設代替直流電源設備があり，その常設代替直流電源設備により重大事故等発生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直流設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を図 1.14.3 及び図 1.14.4 に示す。

・AM 用直流 125V 蓄電池
・AM 用直流 125V 充電器

ⅱ.可搬型直流電源設備による給電

非常用ディーゼル発電機の故障，所内蓄電式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，電源車，代替所内電気設備及びAM用直流125V充電器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直流設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を図1.14.2，図1.14.3及び図1.14.4に示す。

・電源車
・緊急用電源切替箱断路器
・緊急用電源切替箱接続装置
・AM用動力変圧器
・AM用MCC
・AM用切替盤
・AM用直流125V充電器
・緊急用高圧母線
・燃料補給設備

また，直流給電車及び電源車の組み合わせにより直流設備へ給電する手段がある。

直流給電車及び電源車の組み合わせによる直流設備への給電で使用する設備は以下のとおり。単線結線図を図1.14.3及び図1.14.4に示す。

・電源車
・直流給電車

・燃料補給設備

(b)低圧電源融通による給電

全交流動力電源喪失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，他号炉の非常用モータ・コントロール・センタから自号炉の非常用モータ・コントロール・センタ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を確保する手段がある。

低圧電源融通による給電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

所内蓄電式直流電源設備による直流設備への給電で使用する設備のうち，直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，AM 用直流 125V 蓄電池，直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 A-2，AM 用直流 125V 充電器は重大事故等対処設備として位置づける。

常設代替直流電源設備による直流設備への給電で使用する設備のうち，AM 用直流 125V 蓄電池及び AM 用直流 125V 充電器は重大事故等対処設備として位置づける。

可搬型直流電源設備による直流設備への給電で使用する設備のうち，電源車，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用直流 125V 充電器及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。

設計基準事故対処設備である直流 125V 蓄電池 B,直流 125V 蓄電池 C，直流 125V 充電器 B 及び直流 125V 充電器 C は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により，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，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・電源車（緊急用高圧母線経由）

容量が小さく，給電対象設備が限定されるが，第一ガスタービン発電機及び第二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，事故対応に必要な電源を確保するための手段として有効である。

・直流給電車

給電開始までに時間を要するが，給電可能であれば重大事故等の対処に必要となる電力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を確保するための手段として有効である。

c.非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備

(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，共通要因である地震，津波，火災，及び溢水により同時に機能喪失しないとともに，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。単線結線図を図1.14.2に示す。

・緊急用断路器
・緊急用高圧母線
・大湊側緊急用高圧母線
・緊急用電源切替箱断路器
・緊急用電源切替箱接続装置
・AM用動力変圧器
・AM用MCC
・AM用切替盤
・AM用操作盤
・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，緊急用断路器，緊急用高圧母線，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM用動力変圧器，AM用MCC，AM用切替盤，AM用操作盤，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づける。

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

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により，非常用所内電気設備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，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・大湊側緊急用高圧母線

耐震性は確保されていないが，緊急用高圧母線と同等の機能を有することから，健全性が確認できた場合において，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。

d.燃料補給のための対応手段及び設備

(a)燃料補給設備による給油

外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の故障により，第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機，電源車等を使用して事故対応を行う場合には，それらの設備を必要な期間継続運転させるため，燃料補給設備により各設備へ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。

・軽油タンク
・タンクローリ（16kL）
・タンクローリ（4kL）

(b)重大事故等対処設備

燃料補給設備による給油で使用する設備うち，軽油タンク，タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は重大事故等対処設備と位置づける。

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

（添付資料1.14.1）

以上の重大事故等対処設備により，事故対応に必要な設備の燃料を確保し，運転を継続することができる。

e. 手順等

上記「a. 交流電源喪失時の対応手段及び設備」，「b. 直流電源喪失時の対応手段及び設備」，「c. 非常用所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備」及び「d. 燃料補給のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（事象ベース）（以下，「AOP」という。），事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下，「EOP」という。）及び多様なハザード対応手順に定める（表 1.14.1）。

また，事故時に監視が必要となる計器及び他の条文にて選定した重大事故等対処設備と本条文にて選定した給電手段との関連性についても整理する（表 1.14.2）。

（添付資料 1.14.4）

1.14.2　重大事故等発生時の手順

1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順

(1)代替交流電源設備による給電

a.第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による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，原子炉圧力容器及び使用済燃料プールの冷却，原子炉格納容器の冷却及び除熱に必要となる非常用高圧母線D系(以下，「M/C D系」という。)の電源を復旧する。原子炉の注水に必要な負荷への給電は，M/C D系を受電することにより電源が供給されるため，M/C D系受電後は原子炉の注水を優先させ,その後に非常用高圧母線C系(以下,「M/C C系」という。)への給電を実施する。M/C C系受電操作完了後，直流125V充電器盤受電及び中操監視計器へ交流電源を供給する。

第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い，第一ガスタービン発電機による給電を行う。第一ガスタービン発電機による給電ができない場合は,第二ガスタービン発電機(緊急用高圧母線(以下，緊急用 M/C という。)経由)による給電を行う。第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)による給電ができない場合は，第二ガスタービン発電機の起動状態が正常で大湊側緊急用高圧母線(以下，大湊側緊急用 M/C という。)を経由した電路が健全であれば，第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)による給電を行う。第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由及び大湊側緊急用M/C経由)による給電ができない場合は,緊急用M/Cを経由した電路が健全であれば,電源車(緊急用M/C経由)による給電を行う。

給電元の優先順位は以下のとおり。

1.第一ガスタービン発電機
2.第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)
3.第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)
4.電源車(緊急用M/C経由)

(a)手順着手の判断基準

・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動判断基準

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失によりM/C C系及びM/C D系へ給電できない場合。

・第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)による給電の判断基準

外部電源及び非常用ディーゼル発電機による給電ができない場合並びに第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)による給電ができない場合で,第二ガスタービン発電機の起動状態が正常の場合。

・電源車(緊急用 M/C 経由)の起動判断基準

外部電源及び非常用ディーゼル発電機による給電ができない場合並びに第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)及び第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)による給電ができない場合で,緊急用 M/C を経由した電路が健全である場合。

・M/C C 系及び M/C D 系受電準備開始の判断基準

外部電源及び非常用ディーゼル発電機による給電ができず, M/C C 系及び M/C D 系の母線電圧が喪失している場合において,第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の起動準備を開始した場合。

(b)操作手順

第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車による 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図1.14.5に,概要図を図1.14.6にタイムチャートを図1.14.7～10に示す。

①当直副長は,手順着手の判断基準に基づき,運転員に第一ガスタービン発電機による給電準備開始及びM/C D系,AM用MCC及びM/C C系受電準備開始を指示する。

②緊急時対策本部は,手順着手の判断基準に基づき,緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機による給電準備開始を指示する。

③現場運転員E及びFは,第一ガスタービン発電機エリアに到着後,外観点検により第一ガスタービン発電機及び電路の健全性を確認し,緊急用断路器にてM/C D系,AM用MCC及びM/C C系への給電のための電路を構成する。

④緊急時対策要員は,緊急用M/C及び第二ガスタービン発電機エリアに到着後,外観点検により第二ガスタービン発電機及び電路の健全性を確認し,給電のための電路を構成する。

⑤中央制御室運転員A及びBは,受電前準備としてM/C D系,P/C D系,

AM用MCC，M/C C系及びP/C C系の負荷の遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のためコントロールスイッチ(以下，「CS」という。)を「切」又は「切保持」とする。

⑥現場運転員C及びDは，M/C D系，P/C D系及びAM用MCCの負荷抑制のため，予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 D系の受電準備完了を報告する。

⑦現場運転員E及びFは，第一ガスタービン発電機を起動後，M/C D系，AM用MCC及びM/C C系への給電準備完了を報告する。

⑧緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機を起動後，給電準備完了を緊急時対策本部に報告する。

⑨当直副長は，被災状況を確認し，第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機のどちらかで給電するかを判断する。

※第一ガスタービン発電機より給電を実施する場合，当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機の運転及び給電状況の監視を依頼し，現場運転員E及びFは，緊急時対策要員が第一ガスタービン発電機に到着するまでの間，第一ガスタービン発電機の運転及び給電状況を監視する。

(優先1.第一ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系給電の場合)

⑩[a]当直副長は，運転員に第一ガスタービン発電機によるM/C D系への給電開始を指示する。

⑪[a]現場運転員E及びFは，M/C D系へ給電するための遮断器を「入」とし，M/C D系へ給電が完了したことを当直副長に報告する。

⑫[a]当直副長は，運転員にM/C D系の受電開始を指示する。

⑬[a]現場運転員C及びDは，M/C D系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし，M/C D系，P/C D系，MCC D系及びAM用MCCの受電操作を実施する。

⑭[a]現場運転員C及びDは，外観点検によりM/C D系，P/C D系，MCC D系及びAM用MCCの受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告し，M/C C系受電準備を開始する。

⑮現場運転員C及びDは，M/C C系，P/C C系負荷抑制のため，予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。

⑯当直副長は，運転員にM/C C系の受電開始を指示する。

⑰現場運転員 C 及び D は，M/C C 系緊急用電源母線連絡の遮断器を

「入」とし，M/C C系，P/C C系及びMCC C系の受電操作を実施する。

⑱現場運転員C及びDは，外観点検によりM/C C系，P/C C系及びMCC C系の受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告し，直流125V充電器盤受電及び中操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.(b) ⑬[a]～の操作手順と同様である。

(優先2.第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)によるM/C C系及びM/C D系給電の場合)

⑩[b]当直副長は，運転員に第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)によるM/C D系への給電のための電路を構成するよう指示する。

⑪[b]現場運転員C及びDは，受電前準備として緊急用電源切替箱断路器にて，M/C D系への給電のための電路を構成し，当直副長にM/C D系の受電準備完了を報告する。

⑫[b]当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)からM/C D系への給電を依頼する。

⑬[b]緊急時対策本部は，緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)による給電開始を指示する。

⑭[b]緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機から給電するための遮断器を「入」とし，第二ガスタービン発電機から給電が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑮[b]当直副長は，運転員にM/C D系の受電開始を指示する。

⑯[b]現場運転員C及びDは，M/C D系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし，M/C D系，P/C D系，MCC D系及びAM用MCCの受電操作を実施する。

⑰[b]現場運転員C及びDは，外観点検によりM/C D系，P/C D系，MCC D系及びAM用MCCの受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告し，M/C C系受電準備を開始する。

M/C C系受電操作手順については，1.14.2.1(1)a.(b) ⑮～⑱の操作手順と同様である。

(優先3.第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)によるM/C C系及びM/C D系給電の場合)

⑩[c]当直副長は，運転員に第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C

経由）によるM/C D系への給電のための電路を構成するよう指示する。

⑪ᶜ 現場運転員C及びDは，受電前準備として緊急用電源切替箱断路器及び緊急用電源切替箱接続装置Bにて，M/C C系及びM/C D系への給電のための電路を構成し，当直副長にM/C C系及びM/C D系の受電準備完了を報告する。

⑫ᶜ 緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)による給電準備開始を指示する。

⑬ᶜ 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機エリアに到着後，外観点検により第二ガスタービン発電機及び電路の健全性を確認し，大湊側緊急用M/Cへの給電のための電路を構成する。

⑭ᶜ 緊急時対策要員は，外観点検により大湊側緊急用M/C電路の健全性を確認し，第二ガスタービン発電機による給電のための電路を構成する。

⑮ᶜ 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機を起動し，給電準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑯ᶜ 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)からM/C D系への給電を依頼する。

⑰ᶜ 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)による給電開始を指示する。

⑱ᶜ 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機から給電するための遮断器を「入」とし，第二ガスタービン発電機から給電が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑲ᶜ 当直副長は，運転員にM/C D系の受電開始を指示する。

⑳ᶜ 現場運転員C及びDは，M/C D系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし，M/C D系，P/C D系，MCC D系及びAM用MCCの受電操作を実施する。

㉑ᶜ 現場運転員C及びDは，外観点検によりM/C D系，P/C D系，MCC D系及びAM用MCCの受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告し，M/C C系受電準備を開始する。

M/C C系受電操作手順については，1.14.2.1(1)a.(b)⑮～⑱の操作手順と同様である。

(優先4.電源車（緊急用M/C経由)によるM/C C系及びM/C D系給電の

場合)

⑩ᵈ 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に M/C D 系受電準備開始を指示する。

⑪ᵈ 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ電源車(緊急用 M/C 経由)から M/C D 系への給電を依頼する。

⑫ᵈ 中央制御室運転員 A 及び B は，受電前準備として M/C D 系，P/C D 系及び AM 用 MCC の負荷の遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とする。

⑬ᵈ 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に電源車による M/C D 系給電準備開始を指示する。

⑭ᵈ 緊急時対策要員は，緊急用 M/C 及び第二ガスタービン発電機エリアにて，外観点検により電源車及び電路の健全性を確認し，給電のための電路を構成する。

⑮ᵈ 緊急時対策要員は，電源車を起動し，給電準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑯ᵈ 当直副長は，運転員に電源車(緊急用 M/C 経由) による M/C D 系への給電のための電路を構成するよう指示する。

⑰ᵈ 現場運転員 C 及び D は，緊急用電源切替箱にて，M/C D 系への給電のための電路を構成し，当直副長に M/C D 系の受電準備完了を報告する。

⑱ᵈ 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ電源車(緊急用 M/C 経由)から M/C D 系への給電を依頼する。

⑲ᵈ 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に緊急用 M/C からの給電開始を指示する。

⑳ᵈ 緊急時対策要員は，緊急用 M/C へ給電するための遮断器を「入」とし，電源車(緊急用 M/C 経由)から給電が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

㉑ᵈ 当直副長は，運転員に M/C D 系の受電開始を指示する。

㉒ᵈ 現場運転員 C 及び D は，M/C D 系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし，M/C D 系，P/C D 系，MCC D 系及び AM 用 MCC の受電操作を実施する。

㉓ᵈ 現場運転員 C 及び D は，外観点検により M/C D 系，P/C D 系，MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告し，M/C C 系受電準備を開始する。

M/C C 系受電操作手順については，1.14.2.1(1)a.(b) ⑮～⑱の操作手順と同様である。

(c)操作の成立性

優先1.の第一ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系給電操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名及び現場運転員4名(第一ガスタービン発電機起動作業:2名，M/C C系及びM/C D系の受電前準備作業: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。

・第一ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系への給電完了までは40分以内で可能である。
・第一ガスタービン発電機によるM/C D系受電完了までは45分以内で可能である。
・第一ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電完了までは75分以内で可能である。

また，上記現場運転員による操作のうち，M/C C系及びM/C D系の受電前準備作業を4名で対応した場合，第一ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電完了まで50分以内で可能である。

優先2.の第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)によるM/C C系及びM/C D系給電操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び緊急時対策要員6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。

・第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)によるM/C C系及びM/CD系への給電完了までは約45分で可能である。
・第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)によるM/C D系受電完了までは約50分で可能である。
・第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)によるM/C C系及びM/C D系給電完了までは約80分で可能である。

優先3.の第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)によるM/C C系及びM/C D系給電操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び緊急時対策要員6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。

・第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)によるM/C D系受電完了までは約65分で可能である。
・第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)によるM/C C系及びM/C D系受電完了までは約95分で可能である。

優先4.の電源車(緊急用M/C経由)によるM/C C系及びM/C D系給電操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び緊急時対策要員6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。

・電源車(緊急用M/C経由)によるM/C D系受電完了までは約85分で可能である。
・電源車(緊急用M/C経由)によるM/C C系及びM/C D系受電完了までは約115分で可能である。

なお，プラント停止中の運転員の体制においては，中央制御室対応は当直副長の指揮のもと中央制御室運転員1名にて作業を実施する。

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

(添付資料1.14.2-1)

b.電源車によるP/C C系及びP/C D系受電

外部電源，非常用ディーゼル発電機，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び電源車(緊急用M/C経由)によるP/C C系及びP/C D系への給電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備(電源車)をP/C C系の動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し，P/C D系を受電し，原子炉圧力容器及び使用済燃料プールの冷却，原子炉格納容器の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。P/C D系の受電完了後，P/C C系の受電操作を実施し，直流125V充電器盤受電及び中操監視計器へ交流電源を供給する。

(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，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び電源車(緊急用M/C経由)による給電ができない場合。

(b)操作手順

電源車によるP/C C系及びP/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図1.14.5に，概要図を図1.14.11に，タイムチャートを図1.14.12及び図1.14.13に示す。

(優先 1.P/C C 系動力変圧器の一次側に接続)

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に電源車による P/C C 系及び P/C D 系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，緊急時対策本部に電源車による P/C C 系及び P/C D 系受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 P/C C 系及び P/C D 系受電準備開始を指示する。
④緊急時対策要員は，電源車を原子炉建屋近傍に配置し，電源車から非常用電源盤までの間に電源車用ケーブルを敷設する。
⑤中央制御室運転員 A 及び B は，受電前準備として M/C C 系及び M/C D 系並びに P/C C 系及び P/C D 系の負荷の遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のため CS を「切」又は「切保持」とする。
⑥現場運転員 C 及び D は，受電前準備として緊急用電源切替箱断路器にて，電源車による P/C C 系及び P/C D 系への給電のための電路を構成し，M/C C 系及び M/C D 系並びに P/C C 系及び P/C D 系負荷抑制のため，予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 系及び M/C D 系の受電準備完了を報告する。
⑦緊急時対策要員は電源車用ケーブルを P/C C 系(動力変圧器の一次側)に接続するとともに，絶縁抵抗測定により電源車から P/C C 系(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，当直長に電源車による P/C C 系(動力変圧器の一次側)受電開始を連絡し，緊急時対策要員に受電開始を指示する。
⑨緊急時対策要員は，電源車を起動し，P/C C 系(動力変圧器の一次側)へ給電を開始する。
⑩当直副長は，運転員に M/C C 系受電開始を指示する。
⑪中央制御室運転員 A 及び B は，P/C 動力変圧器フィーダ遮断器を「入」とし，M/C C 系を受電する。
⑫現場運転員 C 及び D は，外観点検により M/C C 系の受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告する。
⑬当直副長は，運転員に M/C D 系受電開始を指示する。
⑭現場運転員 C 及び D は，M/C C 系緊急用電源母線連絡の遮断器及び M/C D 系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし，M/C D 系を受電する。
⑮現場運転員 C 及び D は，外観点検により M/C D 系の受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告する。
⑯当直副長は，運転員に P/C D 系受電開始を指示する。中央制御室運

転員A及びBは，P/C D系受電遮断器を「入」とし，P/C D系,MCC D系及びAM用MCCを受電する。

⑰現場運転員C及びDは，外観点検によりP/C D系,MCC D系及びAM用MCCの受電状態に異常が無いことを確認後,当直副長に報告する。

⑱当直副長は，運転員にP/C C系受電開始を指示する。

⑲中央制御室運転員A及びBは，P/C C系受電遮断器を「入」とし，P/C C系を受電する。

⑳現場運転員C及びDは，外観点検によりP/C C系の受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告する。

㉑当直副長は，必要となる負荷のMCC C系受電操作を運転員に指示する。

㉒現場運転員C及びDは，MCC C系の受電遮断器を「入」とし，外観点検によりMCC受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告する。

(優先2.緊急用電源切替箱接続装置に接続)

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に電源車による給電準備開始及びM/C D系，AM用MCC及びM/C C系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，緊急時対策本部に電源車によるM/C D系，AM用MCC及びM/C C系受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M/C D系，AM用MCC及びM/C C系受電準備開始を指示する。

④中央制御室運転員A及びBは，受電前準備としてM/C D系，P/C D系，AM用MCC，M/C C系及びP/C C系の負荷の遮断器を「切」とし，動的負荷の自動起動防止のためCSを「切」又は「切保持」とする。

⑤現場運転員C及びDは，受電前準備として緊急用電源切替箱断路器にて，電源車によるM/C D系，AM用MCC及びM/C C系への給電のための電路を構成し，M/C D系，P/C D系，AM用MCC，M/C C系及びP/C C系負荷抑制のため，予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 D系，AM用MCC及びM/C C系の受電準備完了を報告する。

⑥緊急時対策要員は電源車を原子炉建屋近傍に配置し，電源車から緊急用電源切替箱接続装置までの間に電源車用ケーブルを敷設する。

⑦緊急時対策要員は電源車用ケーブルを緊急用電源切替箱接続装置(非常用M/C連絡側)に接続するとともに，絶縁抵抗測定により電源車から緊急用電源切替箱接続装置(非常用M/C連絡側)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，当直長に電源車によるM/C D系，AM用MCC及びM/C C系への給電開始を連絡し，緊急時対策要員に給電開始を指示する。

⑨緊急時対策要員は，電源車を起動し，M/C D系，AM用MCC及びM/C C系へ給電を開始する。

⑩緊急時対策要員は，M/C D系，AM用MCC及びM/C C系へ給電完了を報告する。

⑪当直副長は，運転員にM/C D系，AM用MCC及びM/C C系の受電開始を指示する。

⑫現場運転員C及びDは，M/C D系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし，M/C D系，P/C D系，MCC D系及びAM用MCCの受電操作を実施する。

⑬現場運転員C及びDは，外観点検によりM/C D系，P/C D系，MCC D系及びAM用MCCの受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告する。

⑭当直副長は，運転員にM/C C系の受電開始を指示する。

⑮現場運転員C及びDは，M/C C系緊急用電源母線連絡の遮断器を「入」とし，M/C C系，P/C C系及びMCC C系の受電操作を実施する。

⑯現場運転員C及びDは，外観点検によりM/C C系，P/C C系及びMCC C系の受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告する。

(c)操作の成立性

優先1.のP/C C系動力変圧器の一次側に接続による給電操作は，1ユニット当たり緊急時対策要員6名，中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから電源車(動力変圧器一次側に接続の場合)によるP/C C系及びP/C D系受電までは約6時間25分で可能である。

優先2.の緊急用電源切替箱接続装置に接続による給電操作は，1ユニット当たり緊急時対策要員6名，中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続の場合)によるP/C C系及びP/C D系受電までは約4時間40分で可能である。

電源車から非常用電源盤間に敷設する電源車用ケーブルのうち，原子炉建屋内に敷設する電源車用ケーブルは，原子炉建屋内の位置的分散を図った2箇所に常設配備されており，一方の電源車用ケーブルが使用不

能である場合においても他方の電源車用ケーブルを使用して敷設することが可能である。

このうち1つの電源車用ケーブルについては，原子炉建屋内の電源車配置位置近傍から非常用電源盤室内まで常時敷設されており，円滑に電源車から非常用電源盤間に敷設することが可能である。

また，円滑に作業できるように，移動経路を確保し，放射線防護具，照明及び通信連絡設備を整備するとともに，暗闇でも視認性が向上するように操作対象遮断器の識別表示を行う。室温は通常運転状態と同程度である。

電源車はプラント監視機能などを維持する上で必要な最低限度の電力を供給する。プラントの被災状況に応じて使用可能な設備の電源を供給する。

（添付資料1.14.2-2）

(2)電力融通による給電

a.号炉間電力融通ケーブルによる電力融通

当該号炉が外部電源，非常用ディーゼル発電機，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び電源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を用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の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，原子炉圧力容器及び使用済燃料プールの冷却，原子炉格納容器の冷却及び除熱に必要となる設備の電源を復旧する。

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においても，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

当該号炉の外部電源，非常用ディーゼル発電機，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び電源車による給電が不可能な状況において，他号炉の非常用ディーゼル発電機A系又はB系から給電が可能である場合。

(b)操作手順(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を用いて当該号炉のM/C C系又はM/C D系へ給電する場合)

号炉間電力融通ケーブルによる電力融通手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フローを図1.14.5に，概要図を図1.14.14に，タイムチャートを図1.14.15に示す。

①当該号炉当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，当該号炉運転員及び他号炉運転員に号炉間電力融通ケーブルを用いた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系の受電準備を指示する。

②当直長は，当該号炉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の敷設及び電路構成を依頼する。

③緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員及び当直長に号炉間電力融通ケーブルを用いた非常用ディーゼル発電機A系からの電力融通準備開始を指示する。

④他号炉中央制御室運転員A及びBは，非常用ディーゼル発電機A系の負荷の切替及び非常用ディーゼル発電機A系の運転継続に不要な負荷の停止操作を実施し，他号炉当直副長に給電準備完了を報告する。

⑤他号炉現場運転員C及びDは非管理区域にて，他号炉現場運転員E及びFは管理区域にて，非常用ディーゼル発電機A系の負荷の切替及び非常用ディーゼル発電機A系の運転継続に不要な負荷の停止操作を実施後，他号炉現場運転員C及びDは緊急用電源切替箱断路器にて号炉間電力融通ケーブル接続のための電路構成を実施し，他号炉当直副長に給電準備完了を報告する。

⑥当該号炉中央制御室運転員A及びB並びに当該号炉現場運転員C及びDは，M/C C系又はM/C D系受電前準備として関連遮断器の「切」又は「切」確認を実施し，当直副長に受電準備完了を報告する。

⑦緊急時対策要員は，当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱断路器間に号炉間電力融通ケーブルを敷設する。

⑧緊急時対策要員は，当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱内の断路器が全て開放されていることを確認し，断路器(第一ガスタービン発電機側)の接続ケーブルを解線する。

⑨緊急時対策要員は，当該号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱断路器(第一ガスタービン発電機側)に号炉間電力融通ケーブルを接続するとともに，絶縁抵抗測定により電路の健全性を確認する。

⑩緊急時対策要員は，当該号炉の緊急用電源切替箱断路器にて号炉間電力融通のための電路を構成する。

⑪緊急時対策要員は，号炉間電力融通ケーブルによる電力融通準備が完了したことを，緊急時対策本部を経由し，当直長へ報告する。

⑫当該号炉当直副長は，当該号炉運転員及び他号炉運転員に号炉間電

力融通ケーブルを用いた非常用ディーゼル発電機A系によるM/C C系又はM/C D系受電開始を指示する。

⑬他号炉現場運転員C及びDは，他号炉M/C C系緊急用電源母線連絡の遮断器「入」にて当該号炉への給電を開始する。

⑭当該号炉当直副長は，当該号炉運転員に非常用ディーゼル発電機A系からのM/C C系又はM/C D系受電開始を指示する

M/C C系又はM/C D系受電手順については，1.14.2.1(1)a.(b)⑫[a]～操作手順と同様である。

(c)操作の成立性

上記の操作は，当該号炉及び他号炉の中央制御室運転員4名，現場運転員6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の所要時間は以下のとおり。

・屋外(荒浜側の緊急用M/C近傍)のケーブルを使用する場合，M/C C系又はM/C D系の受電完了までは約3時間35分で可能である。

・コントロール建屋(緊急用電源切替箱断路器近傍)のケーブルを使用する場合，M/C C系又はM/C D系の受電完了までは約2時間5分で可能である。

なお，号炉間電力融通ケーブルについては，コントロール建屋(緊急用電源切替箱断路器近傍)と屋外(荒浜側の緊急用M/C近傍)に配備されており，円滑に6号及び7号炉間にケーブルを敷設することが可能である。

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

(添付資料1.14.2-3)

1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順

(1)代替直流電源設備による給電

a.　所内蓄電式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の機能喪失，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合，直流125V蓄電池A，直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池により，24時間以上にわたり直流電源母線へ給電する。

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失後，直流125V蓄電池A及び直流125V蓄電池Bにより直流電源母線(直流125V主母線盤)へ自動で給電されることを確認する。全交流動力電源喪失から8時間経過するまでに，直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2による給電に切替え

る。切替え後，直流 125V 蓄電池 A の延命のため，直流 125V 主母線盤の不要な負荷の切り離しを実施する。全交流動力電源喪失から 19 時間経過するまでに，直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池による給電に切替えることで，24 時間以上にわたり直流電源母線へ給電する。

24 時間以内に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により P/C C 系及び P/C D 系の受電完了後，直流 125V 充電器盤 A，直流 125V 充電器盤 B，直流 125V 充電器盤 A-2，AM 用 125V 充電器盤を受電し直流電源の機能を回復させる。蓄電池は充電時に水素ガスが発生するため，蓄電池室の換気を確保した上で，蓄電池の回復充電を実施する。また，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備により P/C C 系及び P/C D 系の受電完了後，中操監視計器 C 系及び D 系の復旧を行う。

(a)手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備から給電が開始されるまでに，蓄電池電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合において，下記の判断基準に達した場合。

・直流125V蓄電池A及び直流125V蓄電池Bからの給電の判断基準

全交流動力電源喪失により，直流125V充電器A及び直流125V充電器Bの交流入力電源の喪失が発生した場合。

・直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への切り替えの判断基準

全交流動力電源喪失後，直流125V蓄電池Aから直流電源母線への給電が8時間以上になると予測される場合。

・直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への切り替えの判断基準

直流125V蓄電池A-2により直流電源母線へ給電されている状況で，全交流動力電源喪失から19時間以上の給電が予想される場合。

・直流125V充電器盤A，B，A-2，AM用直流125V充電器盤受電及び中操監視計器C系及びD系の復旧の判断基準

全交流動力電源喪失時に，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により，P/C C系及びP/C D系の受電が完了している場合。

(b)操作手順

所内蓄電式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図1.14.5に，概要図を図1.14.16～19，に，タイムチャートを図1.14.20～25に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に直流125V蓄電池Aからの給電が開始されたことの確認を指示する。
②現場運転員C及びDは，直流125V充電器Aによる給電が停止したことを直流125V充電器A「蓄電池放電中」警報にて確認し，直流125V蓄電池Aによる給電が開始され，直流125V充電器Aにて負荷電圧が規定電圧であることを確認する。
③当直副長は，全交流動力電源喪失から8時間経過するまでに切替を完了するよう，運転員に直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への切り替えを指示する。
④中央制御室運転員A及びBは，切り替え操作の時間的裕度を確保するため，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。
⑤現場運転員C及びDは，全交流動力電源喪失から8時間経過するまでに，直流125V蓄電池Aによる給電から直流125V蓄電池A-2による給電への切り替え操作を実施後，直流125V充電器盤A-2にて負荷電圧が規定電圧であることを確認し，切り替え完了を当直副長に報告する。
⑥中央制御室運転員A及びBは，原子炉隔離時冷却系を再起動する。
⑦現場運転員C及びDは，直流125V蓄電池Aの延命処置として炉心監視及び直流照明を除く直流負荷の切離しを実施する。
⑧当直副長は，全交流動力電源喪失から19時間経過するまでに切替を完了するよう，運転員に直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への切り替えを指示する。
⑨中央制御室運転員A及びBは，切り替え操作の時間的裕度を確保するため，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。
⑩現場運転員C及びDは，全交流動力電源喪失から19時間経過するまでに，AM用直流125V充電器盤の負荷開閉器を「入」操作し，直流125V蓄電池A-2による給電からAM用直流125V蓄電池による給電への切り替え操作を実施する。AM用直流125V充電器盤にて負荷電圧が規定電圧であることを確認し，切り替え完了を当直副長へ報告する。
⑪中央制御室運転員A及びBは，原子炉隔離時冷却系を再起動する。
⑫当直副長は，蓄電池による給電開始から24時間以内に，常設代替交流電源設備又は可搬型交流電源設備によりP/C C系及びP/C D系の受電完了後，運転員に交流電源による直流125V充電器盤受電開始を指示する。

⑬[a]直流125V充電器盤Aの場合(⑬[a]～⑱[a])

当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ常設代替交流電源設備又は可搬型交流電源設備の負荷容量確認を依頼し，C/B計測制御電源盤区域(A)排風機及び直流125V充電器盤Aが使用可能か確認する。

⑭[a]現場運転員C及びDは，直流125V充電器盤A及びC/B計測制御電源盤区域(A)排風機の復旧のため，MCC C系の受電操作を実施する。

⑮[a]中央制御室運転員A及びBは，直流125V充電器盤A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，C/B計測制御電源盤区域(A)排風機を起動し，バッテリー室の換気を実施する。

⑯[a]当直副長は，運転員に直流125V充電器盤Aの受電開始を指示する。

⑰[a]現場運転員C及びDは，直流125V充電器盤Aの充電器運転開閉器を「入」操作し，充電器出力電圧が規定電圧であることを確認する。

⑱[a]中央制御室運転員A及びBは，直流125V充電器盤Aの運転が開始されたことを，直流125V主母線盤A電圧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。

⑲当直副長は，P/C C系及びP/C D系復旧完了後，運転員に中操監視計器の復旧開始を指示する。

⑳現場運転員C及びDは，MCC C系の受電操作又は受電確認を実施し，中操監視計器電源が復旧されたことを確認する。

㉑現場運転員C及びDはMCC D系の受電操作又は受電確認を実施し，中操監視計器電源が復旧されたことを確認する。

㉒中央制御室運転員A及びBは，中央制御室にて中操監視計器が復旧されたことを状態表示にて確認し，中央制御室裏盤(制御盤)異常表示ランプのリセット操作を実施する。

⑬[b]直流125V充電器盤Bの場合(⑬[b]～⑱[b])

当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ常設代替交流電源設備又は可搬型交流電源設備の負荷容量確認を依頼し，C/B計測制御電源盤区域(B)排風機及び直流125V充電器盤Bが使用可能か確認する。

⑭[b]現場運転員C及びDは，直流125V充電器盤B及びC/B計測制御電源盤区域(B)排風機の復旧のため，MCC D系の受電操作又は受電確認を実施する。

⑮[b]中央制御室運転員A及びBは，直流125V充電器盤B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，C/B計測制御電源盤

区域(B)排風機を起動し，バッテリー室の換気を実施する。

⑯[b]当直副長は，運転員に直流125V充電器盤Bの受電開始を指示する。

⑰[b]現場運転員C及びDは直流125V充電器盤Bの充電器運転開閉器を「入」操作し，充電器出力電圧が規定電圧であることを確認する。

⑱[b]中央制御室運転員A及びBは，直流125V充電器盤Bの運転が開始され，直流125V主母線盤B電圧が規定電圧であることを確認する。

直流125V充電器盤B受電完了後，中操監視計器の復旧操作を実施する。

操作手順については，1.14.2.2(1)a.(b)⑲～㉒の操作手順と同様である。

⑬[c]直流125V充電器盤A-2の場合(⑬[c]～⑰[c])

当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ常設代替交流電源設備又は可搬型交流電源設備の負荷容量確認を依頼し，C/B計測制御電源盤区域(A)排風機及び直流125V充電器盤A-2が使用可能か確認する。

⑭[c]現場運転員C及びDは，直流125V充電器盤A-2及びC/B計測制御電源盤区域(A)排風機の復旧のため，MCC C系の受電操作を実施する。

⑮[c]中央制御室運転員A及びBは，直流125V充電器盤A-2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，C/B計測制御電源盤区域(A)排風機を起動し，バッテリー室の換気を実施する。

⑯[c]当直副長は，運転員に直流125V充電器盤A-2の受電開始を指示する。

⑰[c]現場運転員C及びDは，直流125V充電器盤A-2の充電器運転開閉器を「入」操作し，充電器出力電圧が規定電圧であることを確認する。

直流125V充電器盤A-2受電完了後，中操監視計器の復旧操作を実施する。

操作手順については，1.14.2.2(1)a.(b)⑲～㉒の操作手順と同様である。

⑬[d]AM用直流125V充電器盤の場合(⑬[d]～⑰[d])

当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ常設代替交流電源設備又は可搬型交流電源設備の負荷容量確認を依頼し，D/G(A)/Z排風機及びAM用直流125V充電器盤が使用可能か確認する。

⑭[d]現場運転員C及びDは，AM用直流125V充電器盤及びD/G(A)/Z排風機の復旧のため，MCC C系の受電操作を実施する。

⑮[d]中央制御室運転員A及びBは，AM用直流125V充電器盤バッテリー室に

おいて蓄電池充電時の水素ガス滞留防止のため，D/G(A)/Z排風機を起動し，バッテリー室の換気を実施する。

⑯[d]当直副長は，運転員にAM用直流125V充電器盤の受電開始を指示する。

⑰[d]現場運転員C及びDは，AM用直流125V充電器盤の充電器運転開閉器を「入」操作し，充電器出力電圧が規定電圧であることを確認する。操作手順については，1.14.2.2(1)a.(b)⑲～㉒の操作手順と同様である。

(c)操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名及び現場運転員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。

・直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2受電切り替え完了までは約20分，不要負荷切離し操作は約60分で可能である。
・直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池受電切り替え完了は約25分で可能である。
・直流125V充電器盤A受電完了までは約40分で可能である。
・直流125V充電器盤B受電完了までは約40分で可能である。
・直流125V充電器盤A-2受電完了までは約40分で可能である。
・AM用直流125V充電器盤受電完了までは約35分で可能である。
・中操監視計器C系及びD系復旧までは約50分で可能である。

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

(添付資料1.14.2-4)

b.可搬型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の機能喪失時に，常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電ができない場合に，可搬型直流電源設備(電源車及びAM用直流125V充電器)により直流電源を必要な機器に給電する。

AM用MCCの給電元の優先順位は以下のとおり

1.電源車(緊急用M/C経由)
2.電源車(AM動力変圧器)
3.電源車(緊急用電源切替箱接続装置)

(a)手順着手の判断基準

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時,直流125V蓄電池A，直流125V蓄電池A-2，AM用直流125V蓄電池の機能が喪失すると予測される場合。

(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図1.14.5に，概要図を図1.14.26及び図1.14.27に，タイムチャートを図1.14.28～30に示す。

なお，電源車からAM用MCCまでの受電については1.14.2.3(1)a.第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車によるAM用MCC受電手順と同様であるため，当該手順を実施後，本手順の操作を開始する。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に電源車，代替所内電気設備及びAM用直流125V充電器による給電準備開始を指示する。

②緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員に電源車，代替所内電気設備及びAM用直流125V充電器による給電準備開始を指示する。

③運転員及び緊急時対策要員は，AM用直流125V充電器盤受電に先立ち，1.14.2.3(1)a.　第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車によるAM用MCC受電手順を実施する。

④現場運転員CおよびDは，仮設電源ケーブル接続のためAM用MCCの負荷「AM用切替盤(DC)」の遮断器を「切」とする。

⑤緊急時対策要員は，AM用切替盤(DC)からD/G(A)/Z排風機に仮設電源ケーブルを敷設する。

⑥緊急時対策要員は，AM用切替盤(DC)からD/G(A)/Z排風機に仮設電源ケーブルを接続するとともに，絶縁抵抗測定によりAM用MCCからD/G(A)/Z排風機までの間の電路の健全性を確認し，仮設電源接続完了を緊急時対策本部に報告する。

⑦現場運転員C及びDは，AM用MCCの負荷「AM用切替盤(DC)」の遮断器を「入」とした後,AM用切替盤(DC)にて「AM用発電機」及び「AM用MCC」の遮断器を「入」とし，D/G(A)/Z排風機を起動し，AM用直流125V蓄電池室が換気されたことを確認する。

⑧現場運転員C及びDは，AM用直流125V充電器盤にて充電器運転開閉器を「切」操作し，「MCC C系」から「AM用MCC」へ受電切替を実施する。

⑨当直副長は，運転員にAM用MCCからAM用直流125V充電器盤の受電開始を指示する。

⑩現場運転員C及びDは，AM用直流125V充電器盤の充電器運転開閉器を「入」操作し，充電器出力電圧が規定電圧であることを確認する。

(c)操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，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，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.の可搬型直流電源設備(緊急用M/C経由)によるAM用直流125V充電器盤の受電完了までは約3時間45分で可能である。

優先2.の可搬型直流電源設備(AM動力変圧器)によるAM用直流125V充電器盤の受電完了までは約8時間35分で可能である。

優先3.の可搬型直流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置)によるAM用直流125V充電器盤の受電完了までは約6時間40分で可能である。

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

(添付資料1.14.2-5)

c.直流給電車による直流125V主母線盤A給電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時，常設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(電源車， AM用直流125V充電器)による直流電源の給電が不可の場合に，直流給電車を直流125Ｖ主母線盤Aに接続し，直流電源を給電する。

(a)手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，直流125V蓄電池A，直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池の機能が喪失すると予測される場合。

(b)操作手順

直流給電車による直流125V主母線盤A給電手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.14.31に，タイムチャートを図1.14.32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，緊急時対策要員に直流給電車による非常用直流母線(直流 125V 主母線盤 A)給電開始を指示する。

②緊急時対策要員は，コントロール建屋に到着後，電路の健全性確認

を行う。

③緊急時対策要員は，直流給電車から非常用直流母線(直流 125V 主母線盤 A)への給電準備として直流電路の回路構成，電源車及び直流給電車の起動準備を行い，緊急時対策本部に起動準備完了を報告する。

④緊急時対策本部は，緊急時対策要員に電源車の起動及び直流給電車による非常用直流母線(直流 125V 主母線盤 A)給電開始を指示する。

⑤緊急時対策要員は，電源車の起動後，直流給電車から非常用直流母線(直流 125V 主母線盤 A)の受電操作を実施する。

(c)操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから直流給電車による直流125V主母線盤A給電までは約12時間で可能である。

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

(添付資料1.14.2-6)

(2)常設代替直流電源設備による遮断器用制御電源復旧

a.AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に，M/C C系への給電のため，常設代替直流電源設備による直流125V主母線盤Aへの給電を実施し，M/C C系緊急用電源母線連絡の遮断器の制御電源を確保する。

(a)手順着手の判断基準

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時，AM用直流125V蓄電池にて直流電源母線へ給電している場合で，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備によるM/C C系への給電が可能となった場合。

(b)操作手順

AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.14.33に，タイムチャートを図1.14.34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 AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電準備開始を指示する。

②現場運転員 C 及び D は，直流 125V 主母線盤 A の負荷抑制として，直流 125V 主母線盤 A にて M/C C 系遮断器制御電源以外の負荷の MCCB を「切」とする。

③現場運転員C及びDは，AM用直流125V蓄電池から直流125V蓄電池Aへ放電させないために，直流125V蓄電池Aの遮断器を開放する。
④当直副長は，運転員にAM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤Aの受電開始を指示する。
⑤現場運転員C及びDは，切替盤にて直流125V主母線盤AのMCCBを「入」とし，直流125V主母線盤A受電を実施する。
⑥現場運転員C及びDは，AM用直流125V充電器盤にて蓄電池電圧の指示を確認する。
⑦中央制御室運転員 A 及び B は，切替操作に異常のないことを直流125V主母線盤A電圧により確認する。
⑧当直副長は，運転員にM/C C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，1ユニット当たり中央制御室運転員2名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから直流125V主母線盤A受電までは約25分で可能である。

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

(添付資料1.14.2-7)

b.常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電

外部電源，非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源喪失後，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電が可能な場合M/C D系を受電し，直流125V充電器盤Bにより，直流125V主母線盤Bへの給電を実施し，遮断器用制御電源を確保する。

なお，M/C D系の受電時は，緊急用電源母線連絡遮断器の制御電源が喪失しているため，手動にて遮断器を投入後，受電操作を実施する。

なお，給電手段，電路構成については1.14.2.1(1).a及びbと同様である。

給電元の優先順位は以下のとおり。

1.第一ガスタービン発電機
2.第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)
3.第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)
4.電源車(緊急用M/C経由)
5.電源車(P/C C系動力変圧器の一次側に接続)
6.電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)

優先5.による直流125V主母線盤B給電操作の場合はM/C C系よりM/C D系に給電させるため，M/C C系の遮断器制御回路を復旧し，電路構成を実施する。

(a)手順着手の判断基準

直流125V主母線盤Bの電圧が喪失した場合で，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備のいずれかの手段によるM/C D系への給電のための電路構成及び起動操作が完了している場合。

(b)操作手順

常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.14.35及び図1.14.36に，タイムチャートを図1.14.37～40に示す。

1.14.2.1(1).a及びbの操作手順により，常設代替交流電源設備又は，可搬型代替交流電設備のいずれかの手段により給電するための電路構成及び起動操作が完了していること。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に直流125V主母線盤B受電準備開始を指示する。

②現場運転員C及びD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，直流125V蓄電池Bの遮断器を開放する。

③現場運転員C及びDは，M/C D系受電操作前にM/C D系緊急用電源母線連絡の遮断器を手動操作にて「入」とし，当直副長にM/C D系の受電準備完了を報告する。

(優先1. 第一ガスタービン発電機による直流125V主母線盤B給電の場合)

④[a]当直副長は，第一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 D系の受電開始を指示する。

⑤[a]現場運転員E及びFは，第一ガスタービン発電機により給電する場合は，M/C D系へ給電するための遮断器を「入」とし，M/C D系へ給電が完了したことを当直副長に報告する。

⑥[a]現場運転員C及びDは，外観点検によりM/C D系，P/C D系，MCC D系及びAM用MCCの受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告する。

⑦[a]現場運転員C及びDは，直流125V充電器盤Bを受電するためのMCCを「入」とし，直流125V充電器盤Bの運転を開始する。

⑧[a] 中央制御室運転員 A 及び B は，直流 125V 主母線盤 B が受電されたことを確認する。

(優先 2.第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)による直流 125V 主母線盤 B 給電の場合)

④[b] 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)による給電が可能な場合は,緊急時対策本部にM/C D 系の受電開始を依頼する。

⑤[b] 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)より M/C D 系へ給電するための遮断器を「入」とし，第二ガスタービン発電機から給電が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑥[b] 現場運転員 C 及び D は，外観点検により M/C D 系，P/C D 系，MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告する。

⑦[b] 現場運転員 C 及び D は，直流 125V 充電器盤 B を受電するための MCC を「入」とし，直流 125V 充電器盤 B の運転を開始する。

⑧[b] 中央制御室運転員 A 及び B は，直流 125V 主母線盤 B が受電されたことを確認する。

(優先 3.第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)による直流 125V 主母線盤 B 給電の場合)

④[c] 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，第二ガスタービン発電(大湊側緊急用 M/C 経由)による給電が可能な場合は，緊急時対策本部に M/C D 系の受電開始を依頼する。

⑤[c] 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)より M/C D 系へ給電するための遮断器を「入」とし，第二ガスタービン発電機から給電が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑥[c] 現場運転員 C 及び D は，外観点検により M/C D 系，P/C D 系，MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告する。

⑦[c] 現場運転員 C 及び D は，直流 125V 充電器盤 B を受電するための MCC を「入」とし，直流 125V 充電器盤 B の運転を開始する。

⑧[c] 中央制御室運転員 A 及び B は，直流 125V 主母線盤 B が受電されたことを確認する。

(優先4.電源車(緊急用M/C経由)による直流125V主母線盤B給電の場合)

④[d] 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，電源車（緊急用M/C経由）による給電が可能な場合は，緊急時対策本部にM/C D系の受電開始を依頼する。

⑤[d] 緊急時対策要員は，電源車(緊急用M/C経由)によりM/C D系へ給電するための遮断器を「入」とし，電源車(緊急用M/C経由)から給電が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑥[d] 現場運転員C及びDは，外観点検によりM/C D系，P/C D系，MCC D系及びAM用MCCの受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告する。

⑦[d] 現場運転員C及びDは，直流125V充電器盤Bを受電するためのMCCを「入」とし，直流125V充電器盤Bの運転を開始する。

⑧[d] 中央制御室運転員A及びBは，直流125V主母線盤Bが受電されたことを確認する。

(優先5.電源車(P/C C系動力変圧器の一次側に接続)による直流125V主母線盤B給電の場合)

④[e] 当直副長は，運転員にM/C C系の電路構成に伴う遮断器制御電源復旧操作のため,直流125V主母線盤Aの受電操作開始を指示する。直流125V主母線盤Aの受電操作手順については，1.14.2.2(2)(b)の操作手順と同様である。

⑤[e] 当直副長は，運転員に電源車(P/C C系動力変圧器の一次側に接続)によるM/C D系給電前の電路を構成するよう指示する。

⑥[e] 中央制御室運転員A及びBは，M/C D系給電前の電路を構成し，当直副長にM/C D系受電準備完了を報告する。

⑦[e] 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，電源車(P/C C系動力変圧器の一次側に接続）による給電が可能な場合は，緊急時対策本部にM/C D系の受電開始を依頼する。

⑧[e] 緊急時対策要員は，電源車(P/C C系動力変圧器の一次側に接続)によりM/C D系へ給電するための遮断器を「入」とし，電源車(P/C C系動力変圧器の一次側に接続)から給電が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑨[e] 現場運転員C及びDは，外観点検によりM/C D系，P/C D系，MCC D系及びAM用MCCの受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告する。

⑩[e] 現場運転員 C 及び D は，直流 125V 充電器盤 B を受電するための MCC を「入」とし，直流 125V 充電器盤 B の運転を開始する。

⑪[e] 中央制御室運転員 A 及び B は，直流 125V 主母線盤 B が受電されたことを確認する。

(優先 6.電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による直流 125V 主母線盤 B 給電の場合)

④[f] 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による給電が可能な場合は，緊急時対策本部に M/C D 系の受電開始を依頼する。

⑤[f] 緊急時対策要員は，電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)により M/C D 系へ給電するための遮断器を「入」とし，電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)から給電が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑥[f] 現場運転員 C 及び D は，外観点検により M/C D 系，P/C D 系，MCC D 系及び AM 用 MCC の受電状態に異常が無いことを確認後，当直副長に報告する。

⑦[f] 現場運転員 C 及び D は，直流 125V 充電器盤 B を受電するための MCC を「入」とし，直流 125V 充電器盤 B の運転を開始する。

⑧[f] 中央制御室運転員 A 及び B は，直流 125V 主母線盤 B が受電されたことを確認する。

(c)操作の成立性

上記優先1.の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名及び現場運転員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから第一ガスタービン発電機による直流125V主母線盤B受電完了までは約30分で可能である。

また，上記優先2.～6.の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名,現場運転員2名及び緊急時対策要員6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2.，3.の第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)，第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)による直流125V主母線盤B受電完了までは約30分で可能である。

優先4.，6.の電源車(緊急用M/C経由)，電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続) による直流125V主母線盤B受電完了までは約30分で可能である。

優先5.の電源車(P/C　C系動力変圧器の一次側に接続)による直流125V主母線盤B受電完了までは約1時間05分で可能である。

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

(添付資料1.14.2-8)

(3)低圧電源号炉間融通

a.低圧電源号炉間融通による直流125V主母線盤A又はB受電

当該号炉で外部電源，常設直流電源設備及び常設代替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ができない場合において，他号炉の非常用ディーゼル発電機によりMCCを経由して当該号炉の直流125V主母線盤A又はB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を回復させる。

また，他号炉で外部電源，常設直流電源設備及び常設代替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においても，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

当該号炉の外部電源，非常用ディーゼル発電機，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機及び電源車による給電が不可能な状況において，他号炉の非常用ディーゼル発電機A系又はB系から給電が可能である場合。

(b)操作手順(当該号炉で外部電源，常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失し，他号炉の非常用ディーゼル発電機A系又はB系からの低圧電源号炉間融通により，当該号炉の直流125V主母線盤A又はB受電する場合)

低圧電源号炉間融通による直流125V主母線盤A又はB受電手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.14.41に，タイムチャートを図1.14.42に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に他号炉MCC C系又はMCC D系経由した当該号炉の直流125V主母線盤A又は直流125V主母線盤Bの受電準備を指示する。

②現場運転員C及びD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，直流125V蓄電池A又は直流125V蓄電池Bの遮断器を開放する。

③現場運転員C及びDは，当該号炉MCC C系及び直流125V主母線盤Aの受電前準備，又はMCC D系及び直流125V主母線盤Bの受電前準備として関連遮断器の「切」又は「切」確認を実施し，MCC C系又はMCC D系の負荷抑制のために予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，運転員に他号炉のMCC C系又はMCC D系から当該号炉のMCC C系又はMCC D系の受電開始を指示する。

⑤現場運転員C及びDは，当該号炉MCC C系又はMCC D系と他号炉MCC C系又はMCC D系の母線連絡ライン遮断器を「入」とし当該号炉への給電を開始する。

⑥当直副長は，当該号炉MCC C系又はMCC D系の受電完了後，運転員に交流電源による直流125V充電器盤A又は直流125V充電器盤B受電開始を指示する。

⑦現場運転員C及びDは，直流125V充電器盤A又は直流125V充電器盤Bの充電器へ給電するための遮断器を「入」とし，充電器出力電圧が規定電圧であることを確認する。

⑧中央制御室運転員A及びBは，直流125V充電器盤A又は直流125V充電器盤Bの運転が開始されたことを，直流125V主母線盤A電圧又は直流125V主母線盤B電圧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，中央制御室運転員2名，現場運転員2名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから他号炉MCCによる当該号炉直流125V主母線盤A又は直流125V主母線盤B受電までは約55分で可能である。

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

(添付資料1.14.2-9)

1.14.2.3　非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順

(1)代替所内電気設備による給電

a.第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるAM用MCC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に，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備により代替所内電気設備へ給電することで，原子炉圧力容器の冷却，原子炉格納容器の冷却及

び除熱に必要となる設備の電源復旧を図る。

(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系が同時に機能喪失した場合で，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備によりAM用MCCへの給電が可能な場合。

(b)操作手順

第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるAM用MCC受電手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.14.5に，概要図を図1.14.43に，タイムチャートを図1.14.44～49に示す。

(優先1.第一ガスタービン発電機によるAM用MCC給電の場合)

①[a]当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にAM用MCC受電準備開始を指示する。

②[a]中央制御室運転員A及びBは，受電時の急激な負荷上昇防止のため，AM用MCC負荷の動的機器である復水移送ポンプのCSを「切保持」とする。

③[a]現場運転員E及びFは，第一ガスタービン発電機エリアに到着後，外観点検により第一ガスタービン発電機及び電路の健全性を確認し，緊急用断路器にてAM用MCCへの給電のため電路を構成する。

④[a]現場運転員E及びFは，第一ガスタービン発電機を起動後，AM用MCCへの給電準備完了を報告する。

⑤[a]当直副長は，運転員に第一ガスタービン発電機からのAM用MCCへの給電ための電路を構成するよう指示する。

⑥[a]現場運転員C及びDは，緊急用電源切替箱断路器にて，AM用MCCへの給電のため電路を構成し，当直副長にAM用MCCの受電準備完了を報告する。

⑦[a]当直副長は，運転員に第一ガスタービン発電機によるAM用MCCへ給電開始を指示する。

⑧[a]現場運転員E及びFは，AM用MCCへ給電するための遮断器を「入」とし，AM用MCCへ給電が完了したことを当直副長に報告する。

⑨当直副長は，運転員にAM用MCC受電開始を指示する。

⑩中央制御室運転員A及びBは，AM用MCCの受電電源を「AM用動力変圧器側」へ切替える。

⑪現場運転員C及びDは，AM用切替盤にて各電動弁電源を「AM用MCC

側」へ切替える。

⑫中央制御室運転員 A 及び B 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。

⑬現場運転員 C 及び D は，電動弁操作盤にて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。

(優先 2.第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)による AM 用 MCC 給電の場合)

①[b] 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に AM 用 MCC 受電準備開始を指示する。

②[b] 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)から AM 用 MCC への給電を依頼する。

③[b] 中央制御室運転員 A 及び B は，受電時の急激な負荷上昇防止のため，AM 用 MCC 負荷の動的機器である復水移送ポンプの CS を「切保持」とする。

④[b] 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)による AM 用 MCC への給電準備開始を指示する。

⑤[b] 緊急時対策要員は，緊急用 M/C 及び第二ガスタービン発電機エリアに到着後，外観点検により第二ガスタービン発電機及び電路の健全性を確認し，給電のための電路を構成する。

⑥[b] 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機を起動後，給電準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑦[b] 当直副長は，運転員に第二ガスタービン発電機からの AM 用 MCC への給電ための電路を構成するよう指示する。

⑧[b] 現場運転員 C 及び D は，緊急用電源切替箱断路器にて，AM 用 MCC への給電のため電路を構成し，当直副長に AM 用 MCC の受電準備完了を報告する。

⑨[b] 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)から AM 用 MCC への給電を依頼する。

⑩[b] 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)による給電開始を指示する。

⑪[b] 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機から給電するための遮断器を「入」とし，第二ガスタービン発電機から給電が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

AM 用 MCC 受電操作手順については，1.14.2.3(1)a.(b)⑨～⑬の操作手順と同様である。

(優先 3.第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)による AM 用 MCC 給電の場合)

①c 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に AM 用 MCC 受電準備開始を指示する。

②c 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)から AM 用 MCC への給電を依頼する。

③c 中央制御室運転員 A 及び B は，受電時の急激な負荷上昇防止のため，AM 用 MCC 負荷の動的機器である復水移送ポンプの CS を「切保持」とする。

④c 緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)による給電準備開始を指示する。

⑤c 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機エリアに到着後，外観点検により第二ガスタービン発電機及び電路の健全性を確認し，大湊側緊急用 M/C への給電のための電路を構成する。

⑥c 緊急時対策要員は，外観点検により大湊側緊急用 M/C 電路の健全性を確認し，第二ガスタービン発電機による給電のため電路を構成する。

⑦c 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機を起動し，給電準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑧c 当直副長は，運転員に大湊側緊急用 M/C からの AM 用 MCC への給電ための電路を構成するよう指示する。

⑨c 現場運転員 C 及び D は，緊急用電源切替箱断路器及び緊急用電源切替箱接続装置 B にて，AM 用 MCC への給電のため電路を構成し，当直副長に AM 用 MCC の受電準備完了を報告する。

⑩c 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)から AM 用 MCC への給電を依頼する。

⑪c 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)による給電開始を指示する。

⑫c 緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機から給電するための遮断器を「入」とし，第二ガスタービン発電機から給電が完了した

ことを緊急時対策本部に報告する。
AM 用 MCC 受電操作手順については，1.14.2.3.(1)a.(b)⑨～⑬の操作手順と同様である。

(優先 4.電源車(緊急用 M/C 経由)による AM 用 MCC 給電の場合)

①[d] 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に AM 用 MCC 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，緊急時対策本部へ電源車(緊急用 M/C 経由)から AM 用 MCC への給電を依頼する。

③[d] 中央制御室運転員 A 及び B は，受電時の急激な負荷上昇防止のため，AM 用 MCC 負荷の動的機器である復水移送ポンプの CS を「切保持」とする。

④[d] 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に電源車(緊急用 M/C 経由)による AM 用 MCC へ給電開始を指示する。

⑤[d] 緊急時対策要員は，緊急用 M/C 及び第二ガスタービン発電機エリアに到着後，外観点検により電源車及び電路の健全性を確認し，給電のための電路を構成する。

⑥[d] 緊急時対策要員は，電源車を起動し，給電準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑦[d] 当直副長は，運転員に電源車(緊急用 M/C 経由)からの AM 用 MCC への給電ための電路を構成するよう指示する。

⑧[d] 現場運転員 C 及び D は，緊急用電源切替箱断路器にて，AM 用 MCC への給電のため電路を構成し，当直副長に AM 用 MCC の受電準備完了を報告する。

⑨[d] 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ電源車から AM 用 MCC への給電を依頼する。

⑩[d] 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に電源車(緊急用 M/C 経由)から給電開始を指示する。

⑪[d] 緊急時対策要員は，電源車から給電するための遮断器を「入」とし，電源車(緊急用 M/C 経由)から給電が完了したことを緊急時対策本部に報告する。
AM 用 MCC 受電操作手順については，1.14.2.3.(1)a.(b)⑨～⑬の操作手順と同様である。

(優先 5.電源車(AM 用動力変圧器に接続)による AM 用 MCC 給電の場合)

①[e] 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に AM 用 MCC 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，緊急時対策本部へ電源車(AM 用動力変圧器に接続)から AM 用 MCC への給電を依頼する。

③[e] 中央制御室運転員 A 及び B は，受電時の急激な負荷上昇防止のため，AM 用 MCC 負荷の動的機器である復水移送ポンプの CS を「切保持」とする。

④[e] 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に電源車(AM 用動力変圧器に接続)による AM 用 MCC へ給電開始を指示する。

⑤[e] 現場運転員 C 及び D は，緊急用電源切替箱断路器にて，AM 用 MCC への給電準備のため電路を構成し，電路構成完了を報告する。

⑥[e] 緊急時対策要員は，電源車を原子炉建屋近傍に配置し，電源車から AM 用動力変圧器までの間に電源車用ケーブルを敷設する。

⑦[e] 緊急時対策要員は，電源車用ケーブルを AM 用動力変圧器に接続するとともに，絶縁抵抗測定により電源車から AM 用動力変圧器間の電路の健全性を確認し，電源車起動後，受電準備完了を緊急時対策本部に報告する。

⑧[e] 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ電源車から AM 用 MCC への給電を依頼する。

⑨[e] 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に AM 用 MCC へ給電開始を指示する。

⑩[e] 緊急時対策要員は，電源車の AM 用 MCC へ給電するための遮断器を「入」とし，給電が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑪[e] 緊急時対策本部は，緊急時対策要員により，電源車から給電が完了したことを当直長に連絡する。

AM用MCC受電操作手順については，1.14.2.3(1)a.(b)⑨～⑬の操作手順と同様である。

(優先 6.電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による AM 用 MCC 給電の場合)

①[f] 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に AM 用 MCC 受電準備開始を指示する。

②[f] 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)から AM 用 MCC への給電を依頼する。

③[f] 中央制御室運転員 A 及び B は，受電時の急激な負荷上昇防止のため，AM 用 MCC 負荷の動的機器である復水移送ポンプの CS を「切保

持」とする。

④[f] 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)から AM 用 MCC へ給電準備開始を指示する。

⑤[f] 現場運転員 C 及び D は，緊急用電源切替箱断路器及び緊急用電源切替箱接続装置にて，AM 用 MCC への給電準備のため電路を構成し，電路構成完了を報告する。

⑥[f] 緊急時対策要員は，電源車を原子炉建屋近傍に配置し，電源車から緊急用電源切替箱接続装置までの間に電源車用ケーブルを敷設する。

⑦[f] 緊急時対策要員は電源車用ケーブルを緊急用電源切替箱接続装置(非常用 M/C 連絡側)に接続するとともに，絶縁抵抗測定により電源車から緊急用電源切替箱接続装置(非常用 M/C 連絡側)までの間の電路の健全性を確認し，電源車起動後，給電準備完了を緊急時対策本部に報告する。

⑧[f] 当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部へ電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)から AM 用 MCC への給電を依頼する。

⑨[f] 緊急時対策本部は，緊急時対策要員に電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)から AM 用 MCC へ給電開始を指示する。

⑩[f] 緊急時対策要員は，電源車の AM 用 MCC へ給電するための遮断器を「入」とし，給電が完了したことを緊急時対策本部に報告する。

⑪[f] 緊急時対策本部は，緊急時対策要員により，電源車から給電が完了したことを当直長に連絡する。

AM用MCC受電操作手順については，1.14.2.3(1)a.(b)⑨～⑬の操作手順と同様である。

(c)操作の成立性

優先1.の第一ガスタービン発電機によるAM用MCC給電操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名及び現場運転員4名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから第一ガスタービン発電機によるAM用MCC受電完了までは約45分で可能である。

優先2.の第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)によるAM用MCC給電操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから第二ガスタービン発電機(緊急M/C経由)によるAM用MCC受電完了までは約45分で可能である。

優先3.の第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)によるAM用MCC給電操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから第二ガスタービン発電機(大湊側緊急M/C経由)によるAM用MCC受電完了までは約100分で可能である。

優先4.の電源車(緊急用M/C経由)によるAM用MCC給電操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから電源車(緊急用M/C経由）によるAM用MCC受電完了までは約85分で可能である。

優先5.の電源車(AM用動力変圧器に接続)によるAM用MCC給電操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから電源車(AM用動力変圧器に接続)によるAM用MCC受電完了までは約6時間15分で可能である。

優先6.の電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)によるAM用MCC給電操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名，現場運転員2名及び緊急時対策要員6名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから電源車(緊急用電源切替箱接続装置に接続)によるAM用MCC受電完了までは約6時間15分で可能である。

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

(添付資料1.14.2-9)

1.14.2.4　燃料の補給手順

(1)軽油タンクからタンクローリへの給油

重大事故等の対処に必要となる第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)，電源車，モニタリング・ポスト用発電機，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車に燃料を給油する。

上記設備に燃料を給油するため，軽油タンクとタンクローリ(16kL)及び(4kL)を仮設ホースで接続し，タンクローリへ軽油の補給を行う。

なお，補給する軽油は，復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されている軽油タンクの軽油を使用する。

a.手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要となる第一ガスタービン発電機，第二ガスター

ビン発電機，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)，電源車，モニタリング・ポスト用発電機，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車を使用する場合。

なお，燃料補給間隔は以下のとおりであり，各設備の燃料が枯渇するまでに給油することを考慮して作業に着手する。

ただし，以下の設備は代表例であり各設備の燃料保有量及び燃費から燃料が枯渇する前に補給することとし，同一箇所での作業が重複する際は適宜，燃料補給間隔を考慮して作業を実施する。

・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機
:運転開始後約9時間
・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機
:運転開始後約37時間
・可搬型代替注水ポンプ(A-1級):運転開始後約5時間
・可搬型代替注水ポンプ(A-2級):運転開始後約3時間
・電源車:運転開始後約2時間
・モニタリング・ポスト用発電機:運転開始後約10時間

b.操作手順

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。概要図を図1.14.50に，タイムチャートを図1.14.51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，緊急時対策要員に復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されている軽油タンクからタンクローリ(16kL)及び(4kL)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軽油タンクへ移動し，軽油タンクドレン弁の閉止フランジを取り外し，仮設フランジ及び給排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，タンクローリのタンク底部の給排用ノズルへアタッチメントを取り付けた後，移送用ホースを接続する。

⑤緊急時対策要員は，タンクローリに接続した移送用ホースを軽油タンクドレン弁に取り付けた仮設フランジへ接続する。

⑥緊急時対策要員は，軽油タンクドレン弁を「開」とする。

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」状態とし，

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天辺のハッチから目視で確認し，タンク内の満タンを確認後，タンクローリの各バルブ及び軽油タンクドレン弁を「閉」操作し，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へ連絡する。

⑨緊急時対策要員は，「1.14.2.4(2)タンクローリから各機器等への給油」で消費した後のタンクローリの油量を確認し，定格負荷運転時の給油間隔を目安に，上記手順④から⑧(⑤は除く)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名で作業を実施した場合，作業開始を判断してからタンクローリへの補給完了まではタンクローリ(4kL)にて約85分，タンクローリ(16kL)にて約100分で可能である。

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

(添付資料 1.14.2-10)

(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となる第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)，電源車，モニタリング・ポスト用発電機，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車に対して，タンクローリ(16kL)及び(4kL)を用いて燃料の給油を行う。

a.手順着手の判断基準

重大事故等の対処に必要となる第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，可搬型代替注水ポンプ(A-1級)，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)，電源車，モニタリング・ポスト用発電機，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の燃料保有量及び燃費から予め算出した給油時間となった場合。

なお，燃料補給間隔は1.14.2.4(1)軽油タンクからタンクローリへの補給の手順着手の判断基準と同様である。

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通り。概要図を図1.14.52に，タイムチャートを図1.14.53及び図1.14.54に示す。

＜タンクローリ(4kL)にて給油する場合＞

①緊急時対策本部は，緊急時対策要員にタンクローリ(4kL)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，対象の設備の近傍まで移動し，給油のためタンクローリ(4kL)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(4kL)から対象の設備へ給油するため，車両付ポンプを作動させる。

④緊急時対策要員は，対象の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(4kL)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，対象の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(4kL)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，タンクローリの油量を確認し，定格負荷運転時の燃料補給間隔を目安に，以降「1.14.2.4(1)軽油タンクからタンクローリへの補給」手順④から⑧(⑤は除く)及び「1.14.2.4(2)タンクローリから各機器等への給油」手順②から⑤を繰り返す。

＜タンクローリ(16kL)にて第二ガスタービン発電機用燃料タンクへ補給する場合＞

①緊急時対策本部は，緊急時対策要員にタンクローリ(16kL)にて第二ガスタービン発電機用燃料タンクへ補給を指示する。

②緊急時対策要員は，給油対象の第二ガスタービン発電機用燃料タンク近傍まで移動し，第二ガスタービン発電機用燃料タンクへ給油するため，タンクローリ(16kL)の給油前準備を行い，給排口へ車載ホースを接続する。

③緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機用燃料タンクの給油口にホース接続用アタッチメントを取り付けた後，当該アタッチメントに車載ホースを接続する。

④緊急時対策要員は，タンクローリ(16kL)のタンク底部ハンドルが対象の設備へ給油可能な状態であることを確認した後，各バルブを「開」操作し，タンクローリ(16kL)から第二ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油を開始する。

⑤緊急時対策要員は，第二ガスタービン発電機用燃料タンクの給油状態を油面レベルで確認し，必要量の給油完了を確認後，各バルブを

「閉」操作し，タンクローリ(16kL)から第二ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油が完了したことを，緊急時対策本部へ連絡する。

⑥緊急時対策要員は，タンクローリ(16kL)の油量を確認し，定格負荷運転時の燃料補給間隔を目安に，以降「1.14.2.4(1)軽油タンクからタンクローリへの補給」手順④から⑧(⑤は除く)及び「1.14.2.4(2)タンクローリから各機器等への給油」手順②から⑤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名で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(4kL)による給油対象の設備への給油は約15分(1台あたり)で可能である。

・タンクローリ(16kL)による第二ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油は約90分で可能である。

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

なお，「1.14.2.4(2)a. 手順着手の判断基準」で想定した設備の燃料補給間隔で燃料を補給するために，以下の時間までに燃料補給を実施する。

・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の燃費は，定格容量にて約1,705L/hであり，起動から枯渇までの時間は約29時間。

・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の燃費は，定格容量にて約437L/hであり，起動から枯渇までの時間は約68時間。

・可搬型代替注水ポンプ(A-1級)の燃費は，定格容量にて約23L/hであり，起動から枯渇までの時間は約5時間。

・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の燃費は，定格容量にて約18L/hであり，起動から枯渇までの時間は約3時間。

・電源車の燃費は，定格容量にて約110L/hであり，起動から枯渇までの時間は約2時間。

・モニタリング・ポスト用発電機の燃費は，定格容量にて約9L/hであり，起動から枯渇までの時間は約19時間。

また，多くの給油対象設備が必要となる事象(崩壊熱除去機能喪失等)を想定した場合，事象発生後7日間，それらの設備(第一ガスタービン発電機，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)及び電源車等)の運転継続するために必要な燃料(軽油)の燃料消費量は約500kLである。また，6号及び7号炉軽油タンク(2,040KL)からも燃料補給が可能であり，6号及び7号炉軽油タンク1基

あたり510 kL以上となるよう管理する。

（添付資料 1.4.2-11）

1.14.2.5　その他の手順項目について考慮する手順

可搬型代替交流電源設備による代替原子炉補機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。

1.14.2.6　重大事故等発生時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図 1.14.55 に示す。

(1)交流電源喪失時

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へ交流電源が給電できない場合の代替交流電源として，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機(緊急 M/C 経由又は大湊側 M/C 経由)による給電，電源車(緊急用 M/C 経由，AM 動力変圧器経由又は緊急用電源切替箱接続装置経由，P/C 動力変圧器経由)による給電又は号炉間電力融通ケーブルを使用した他号炉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，低圧代替注水として用いる復水補給水系への給電，中長期的には，除熱のために用いる残留熱除去系の給電が主な目的となることから，短時間で電力供給が可能であり，長期間にわたる運転を期待でき，更に大容量である第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機による給電を優先する。

第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機を並行操作で起動し，第一ガスタービン発電機からの給電を優先する。優先 1 の第一ガスタービン発電機からの給電ができない場合は，優先 2 の第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)による給電を行う。第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)による給電ができない場合は，優先 3 の第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)・優先 4 の電源車(緊急用 M/C 経由)の優先で給電を行う。

第一及び第二ガスタービン発電機及び電源車(緊急用 M/C 経由)が機能を喪失している場合は，電源車(AM 動力変圧器経由又は緊急用電源切替箱接続装置経由，P/C 動力変圧器経由)を使用する。

上記の優先 1 から優先 4 までの手順及び電源車(P/C 動力変圧器経由)による給電手順を連続して実施した場合，直流 125V 充電器盤の受電まで約 9 時間 15 分で実施可能であり，所内蓄電式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。

なお，他号炉非常用ディーゼル発電機からの電源融通が可能な場合は，号炉間電力融通ケーブルを使用した電力融通が可能である。

電力融通を対処設備として選択する場合，電源を供給する号炉の炉心注水や冷却の状況，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の上で実施する。

ただし，外部電源喪失及び自号炉非常用ディーゼル発電機の故障原因が共通要因によるものであった場合は，他号炉非常用ディーゼル発電機も共通要因により長期間にわたる運転が期待できない可能性がある。

(2)直流電源喪失時

全交流動力電源喪失時，直流電源母線への直流電源供給ができない場合の対応手段として，所内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。

原子炉への注水として用いる原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系，原子炉の減圧に用いる自動減圧系，原子炉格納容器内の減圧及び除熱に用いる格納容器圧力逃がし装置への給電が主な目的となる。短時間で電力供給が可能であり，長期間にわたる運転を期待できる手段から優先して準備する。

直流電源 A 系喪失時の対応として，全交流動力電源喪失時，可搬型代替交流電源設備又は常設代替交流電源設備による給電を開始するまでの間は，直流 125V 蓄電池 A 及び直流 125V 蓄電池 A-2 にて 19 時間，AM 用直流 125V 蓄電池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動作等に必要な直流電源の供給を行う。

全交流動力電源喪失が 24 時間以上継続し蓄電池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及び電源車を用いて直流電源母線へ給電するが，短時間で給電可能な可搬型直流電源設備を優先して準備する。

可搬型代替交流電源設備又は常設代替交流電源設備により交流電源が復旧した場合には，充電器盤を受電して直流電源の機能を回復させる。

直流電源 B 系喪失時の対応として，全交流動力電源喪失時，可搬型代替交流電源設備又は常設代替交流電源設備による給電を開始するまでの間は，直流 125V 蓄電池 B により自動減圧系の動作等に必要な直流電源の供給を行う。直流 125V 蓄電池 B が枯渇した場合は，遮断器制御電源を復旧させるため，可搬型代替交流電源設備又は常設代替交流電源設備により非常用高圧母線を受電し，直流 125V 充電器盤 B を受電して直流電源の機能を回復させる。

表 1.14.1　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
対応手段，対応設備，手順書一覧(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
代替交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第二ガスタービン発電機 第二ガスタービン発電機用燃料タンク 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 緊急用断路器 緊急用高圧母線 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC 燃料補給設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「緊急用 M/C から M/C7C･7D への電路構成」 「大湊側緊急用 M/C から M/C7C･7D への電路構成」 「第一ガスタービン発電機起動」 「M/C7C･7D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
			大湊側緊急用高圧母線	自主対策設備	
		可搬型代替交流電源設備による給電	電源車 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC 燃料補給設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「緊急用 M/C から M/C7C･7D への電路構成」 「電源車による P/C7C-1･7D-1 への電路構成」 「電源車（緊急用電源切替箱 7A 経由）による M/C7C･7D への電路構成」 「M/C 7C・7D 受電」 「P/C7C-1･7D-1 受電（P/C 動力変圧器～M/C7C･7D 経由)」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による P/C 7C-1･P/C 7D-1 受電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
			緊急用高圧母線	自主対策設備	
		可搬型代替交流電源設備による代替原子炉補機冷却系への給電	電源車 移動式変圧器 燃料補給設備	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保(A 系)」　※1 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保(B 系)」　※1 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「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:直流 125V 蓄電池 7A 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，対応設備，手順書一覧(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
電力融通による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失)	号炉間電力融通ケーブルによる給電	号炉間電力融通ケーブル 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 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	事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「K6D/G による M/C7C･7D への電路構成(号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」
代替直流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失) 蓄電池(枯渇)	所内蓄電式直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 A　※2 直流 125V 蓄電池 A-2 AM 用直流 125V 蓄電池 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 AM 用直流 125V 充電器	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「直流 125V 蓄電池切替 (7A, 7A-2, AM 用)」 「直流 125V 充電器盤 7A 受電」 「直流 125V 充電器盤 7B 受電」 「直流 125V 充電器盤 7A-2 受電」 「AM 用直流 125V 充電器盤受電」 「中操監視計器類復旧(C 系)」 「中操監視計器類復旧(D 系)」
		常設代替直流電源設備による給電	AM 用直流 125V 蓄電池 AM 用直流 125V 充電器	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 7A 受電」

※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:直流 125V 蓄電池 7A 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，対応設備，手順書一覧(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
代替直流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失) 蓄電池(枯渇)	可搬型直流電源設備による給電	電源車 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC AM 用切替盤 AM 用直流 125V 充電器 燃料補給設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車（AM 用動力変圧器）による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車(緊急用電源箱 7A 経由)による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による AM 用 MCC 受電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
			緊急用高圧母線	自主対策設備	
		直流給電車による給電	電源車 直流給電車 燃料補給設備	自主対策設備	多様なハザード対応手順 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 7A 給電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」
低圧電源融通による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失) 蓄電池(枯渇)	低圧電源融通による給電	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備	事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「低圧電源号炉間融通による直流 125V 主母線盤 A 又は B 受電」
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	緊急用断路器 緊急用高圧母線 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC AM 用切替盤 AM 用操作盤 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	事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「第一 GTG 又は電源車から AM 用 MCC への電路構成」 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「大湊側緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車（AM 用動力変圧器）による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車(緊急用電源箱 7A 経由)による AM 用 MCC への電路構成」 「第一ガスタービン発電機起動」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による AM 用 MCC 受電」
			大湊側緊急用高圧母線	自主対策設備	
燃料の補給	－	燃料補給設備による給油	軽油タンク タンクローリ（16kL） タンクローリ（4kL）	重大事故等対処設備	多様なハザード対応手順 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「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:直流 125V 蓄電池 7A からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

表 1.14.2　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/7)

手順書		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順 (1)代替交流電源設備による給電			
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電 「第一ガスタービン発電機起動」 「M/C7C･7D 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧 500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧 No.1 工事用変圧器入力電圧 No.2 工事用変圧器入力電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧
	操作	第一 GTG 運転監視	第一 GTG 発電機電圧 第一 GTG 発電機周波数 第一 GTG タービン回転数 第一 GTG 潤滑油入口温度 第一 GTG 潤滑油入口圧力
		電源	M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電 「緊急用 M/C から M/C7C･7D への電路構成」 「M/C7C･7D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧 500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧 No.1 工事用変圧器入力電圧 No.2 工事用変圧器入力電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機周波数 第二 GTG タービン回転数 第二 GTG 潤滑油入口温度 第二 GTG 潤滑油入口圧力
		電源	緊急用 M/C 電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電 「大湊側緊急用 M/C から M/C7C･7D への電路構成」 「M/C7C･7D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧 500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧 No.1 工事用変圧器入力電圧 No.2 工事用変圧器入力電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機周波数 第二 GTG タービン回転数 第二 GTG 潤滑油入口温度 第二 GTG 潤滑油入口圧力
		電源	大湊側緊急用 M/C 電圧

監視計器一覧(2/7)

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)
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順 (1)代替交流電源設備による給電			
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電 「緊急用 M/C から M/C7C･7D への電路構成」 「M/C7C･7D 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧 500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧 No.1 工事用変圧器入力電圧 No.2 工事用変圧器入力電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧 第一 GTG 発電機電圧 第一 GTG 発電機周波数 第二 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機周波数 緊急用 M/C 電圧
	操作	電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
		電源	M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧 緊急用 M/C 電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電 「電源車による P/C7C-1･7D-1 への電路構成」 「電源車(緊急用電源切替箱 7A 経由)による M/C7C･7D への電路構成」 「M/C 7C・7D 受電」 「P/C7C-1･7D-1 受電 (P/C 動力変圧器～M/C7C･7D 経由)」 多様なハザード対応手順 「電源車による P/C 7C-1・P/C 7D-1 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧 500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧 No.1 工事用変圧器入力電圧 No.2 工事用変圧器入力電圧 第一 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機電圧 電源車電圧(緊急用 M/C 経由) M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
		電源	P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順 (2)電力融通による給電			
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 「K6D/G による M/C7C･7D への電路構成(号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」	判断基準	電源	非常用 D/G(A)発電機電圧 非常用 D/G(B)発電機電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧
		D/G 運転監視 (6 号炉)	非常用 D/G(A)発電機電圧(6 号炉) 非常用 D/G(B)発電機電圧(6 号炉) 非常用 D/G(A)発電機電力(6 号炉) 非常用 D/G(B)発電機電力(6 号炉) 非常用 D/G(A)発電機周波数(6 号炉) 非常用 D/G(B)発電機周波数(6 号炉)
	操作	電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧
		D/G 運転監視 (6 号炉)	非常用 D/G(A)発電機電圧(6 号炉) 非常用 D/G(B)発電機電圧(6 号炉) 非常用 D/G(A)発電機電力(6 号炉) 非常用 D/G(B)発電機電力(6 号炉) 非常用 D/G(A)発電機周波数(6 号炉) 非常用 D/G(B)発電機周波数(6 号炉)

監視計器一覧(3/7)

手順書		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (1)代替直流電源設備による給電			
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧 500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧 No.1 工事用変圧器入力電圧 No.2 工事用変圧器入力電圧
		警報発生	直流 125V 充電器 7A 交流電源喪失警報 直流 125V 充電器 7A 蓄電池放電中警報
	操作	電源	直流 125V 主母線盤 7A 電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 蓄電池切替 (7A, 7A-2, AM 用)」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧 500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧 No.1 工事用変圧器入力電圧 No.2 工事用変圧器入力電圧
		蓄電池放電継続時間	直流 125V 蓄電池 7A の放電時間が 8 時間以上となるおそれ
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 7A-2 蓄電池電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 蓄電池切替 (7A, 7A-2, AM 用)」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧 500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧 No.1 工事用変圧器入力電圧 No.2 工事用変圧器入力電圧
		蓄電池放電継続時間	直流 125V 蓄電池 7A-2 の放電時間が 19 時間以上となるおそれ
	操作	電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 充電器盤 7A 受電」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 7A 充電器電圧 直流 125V 主母線盤 7A 電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 充電器盤 7B 受電」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 7B 充電器電圧 直流 125V 主母線盤 7B 電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 充電器盤 7A-2 受電」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 7A-2 充電器電圧

監視計器一覧(4/7)

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)
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「AM 直流 125V 充電器盤受電」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	電源	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「中操監視計器復旧(C 系)」 「中操監視計器復旧(D 系)」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 可搬型直流電源設備による給電 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車(AM 用動力変圧器)による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車(緊急用電源箱 7A 経由)による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による AM 用 MCC 受電」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 7A 電圧 直流 125V 充電器盤 7A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
		電源車運転監視	電源車電圧 電源車周波数
	操作	電源	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧
多様なハザード対応手順 直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 7A 給電」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 7A 電圧 直流 125V 充電器盤 7A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 電源車電圧
		直流給電車運転監視	直流給電車電圧
	操作	電源	直流 125V 主母線盤 7A 電圧

監視計器一覧(5/7)

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)
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (2)常設代替直流電源設備による遮断器用制御電源復旧			
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 7A 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧 500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧 No.1 工事用変圧器入力電圧 No.2 工事用変圧器入力電圧 AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 7A 充電器電圧 直流 125V 主母線盤 7A 電圧 AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「緊急 M/C から M/C7C･7D への電路構成」 「大湊緊急用 M/C から M/C7C･7D への電路構成」 「電源車による P/C7C-1･7D-1 への電路構成」 「電源車（緊急用電源切替箱 7A 経由）による M/C7C･7D への電路構成」 「第一ガスタービン発電機起動」 「M/C7C･7D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」 「電源車による P/C 7C-1・P/C 7D-1 受電」 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	M/C D 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 充電器盤 7B 充電器電圧 直流 125V 主母線盤 7B 電圧
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 7B 充電器電圧 直流 125V 主母線盤 7B 電圧
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (3)低圧電源号炉間融通			
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「低圧電源号炉間融通による直流 125V 主母線盤 A 又は B 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧 500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧 No.1 工事用変圧器入力電圧 No.2 工事用変圧器入力電圧 M/C C 電圧 M/C D 電圧 直流 125V 主母線盤 7A 電圧 直流 125V 充電器盤 7A-2 蓄電池電圧 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧 直流 125V 主母線盤 7B 電圧
		D/G 運転監視 (6 号炉)	非常用 D/G(A)発電機電圧(6 号炉) 非常用 D/G(B)発電機電圧(6 号炉) 非常用 D/G(A)発電機電力(6 号炉) 非常用 D/G(B)発電機電力(6 号炉) 非常用 D/G(A)発電機周波数(6 号炉) 非常用 D/G(B)発電機周波数(6 号炉)
	操作	電源	直流 125V 主母線盤 7A 電圧 直流 125V 主母線盤 7B 電圧

監視計器一覧(6/7)

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)
1.14.2.3　非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (1)代替所内電気設備による給電			
事故時運転操作手順書(事象ベース) 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電 「第一ガスタービン発電機起動」 「第一 GTG 又は電源車から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」	判断基準	電源	第一 GTG 発電機電圧 M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	第一 GTG 運転監視	第一 GTG 発電機電圧 第一 GTG 発電機周波数 第一 GTG タービン回転数 第一 GTG 潤滑油入口温度 第一 GTG 潤滑油入口圧力
		電源	AM 用 MCC 7B 電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	第二 GTG 発電機電圧 緊急用 M/C 電圧 M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機周波数 第二 GTG タービン回転数 第二 GTG 潤滑油入口温度 第二 GTG 潤滑油入口圧力
		電源	緊急用 M/C 電圧 AM 用 MCC 7B 電圧
事故時運転操作手順書(事象ベース) 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電 「大湊側緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	第二 GTG 発電機電圧 大湊側緊急用 M/C 電圧 M/C C 電圧 P/C C-1 電圧 M/C D 電圧 P/C D-1 電圧
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧 第二 GTG 発電機周波数 第二 GTG タービン回転数 第二 GTG 潤滑油入口温度 第二 GTG 潤滑油入口圧力
		電源	大湊側緊急用 M/C 電圧 AM 用 MCC 7B 電圧

監視計器一覧(7/7)

<table>
<tr><th colspan="2">手順書</th><th>重大事故等の対応に
必要となる監視項目</th><th>監視パラメータ(計器)</th></tr>
<tr><td colspan="4">1.14.2.3　非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順
(1)代替所内電気設備による給電</td></tr>
<tr><td rowspan="4">事故時運転操作手順書(事象ベース)
第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電
「電源車（AM 用動力変圧器）による AM 用 MCC への電路構成」
「AM 用 MCC 受電」

多様なハザード対応手順
「電源車によるＡＭ用ＭＣＣ受電」</td><td rowspan="2">判断基準</td><td>電源</td><td>M/C C 電圧
P/C C-1 電圧
M/C D 電圧
P/C D-1 電圧</td></tr>
<tr><td>電源車運転監視</td><td>電源車電圧
電源車周波数</td></tr>
<tr><td rowspan="2">操作</td><td>電源</td><td>AM 用 MCC 7B 電圧</td></tr>
<tr><td>電源車運転監視</td><td>電源車電圧
電源車周波数</td></tr>
<tr><td rowspan="4">事故時運転操作手順書(事象ベース)
第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電
「電源車（緊急用電源箱 7A 経由）による AM 用 MCC への電路構成」
「AM 用 MCC 受電」

多様なハザード対応手順
「電源車によるＡＭ用ＭＣＣ受電」</td><td rowspan="2">判断基準</td><td>電源</td><td>M/C C 電圧
P/C C-1 電圧
M/C D 電圧
P/C D-1 電圧</td></tr>
<tr><td>電源車運転監視</td><td>電源車電圧
電源車周波数</td></tr>
<tr><td rowspan="2">操作</td><td>電源</td><td>AM 用 MCC 7B 電圧</td></tr>
<tr><td>電源車運転監視</td><td>電源車電圧
電源車周波数</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.14.2.4　燃料の補給手順
(1)軽油タンクからタンクローリへの給油</td></tr>
<tr><td rowspan="2">多様なハザード対応手順
「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」</td><td>判断基準</td><td>補機監視機能</td><td>軽油タンク(A)油面
軽油タンク(B)油面
タンクローリ油タンクレベル</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>補機監視機能</td><td>軽油タンク(A)油面
軽油タンク(B)油面
タンクローリ油タンクレベル</td></tr>
<tr><td colspan="4">1.14.2.4　燃料の補給手順
(2)タンクローリから各機器等への給油</td></tr>
<tr><td rowspan="2">多様なハザード対応手順
「タンクローリから各機器等への給油」</td><td>判断基準</td><td>補機監視機能</td><td>タンクローリ油タンクレベル
各機器油タンクレベル</td></tr>
<tr><td>操作</td><td>補機監視機能</td><td>タンクローリ油タンクレベル
各機器油タンクレベル</td></tr>
</table>

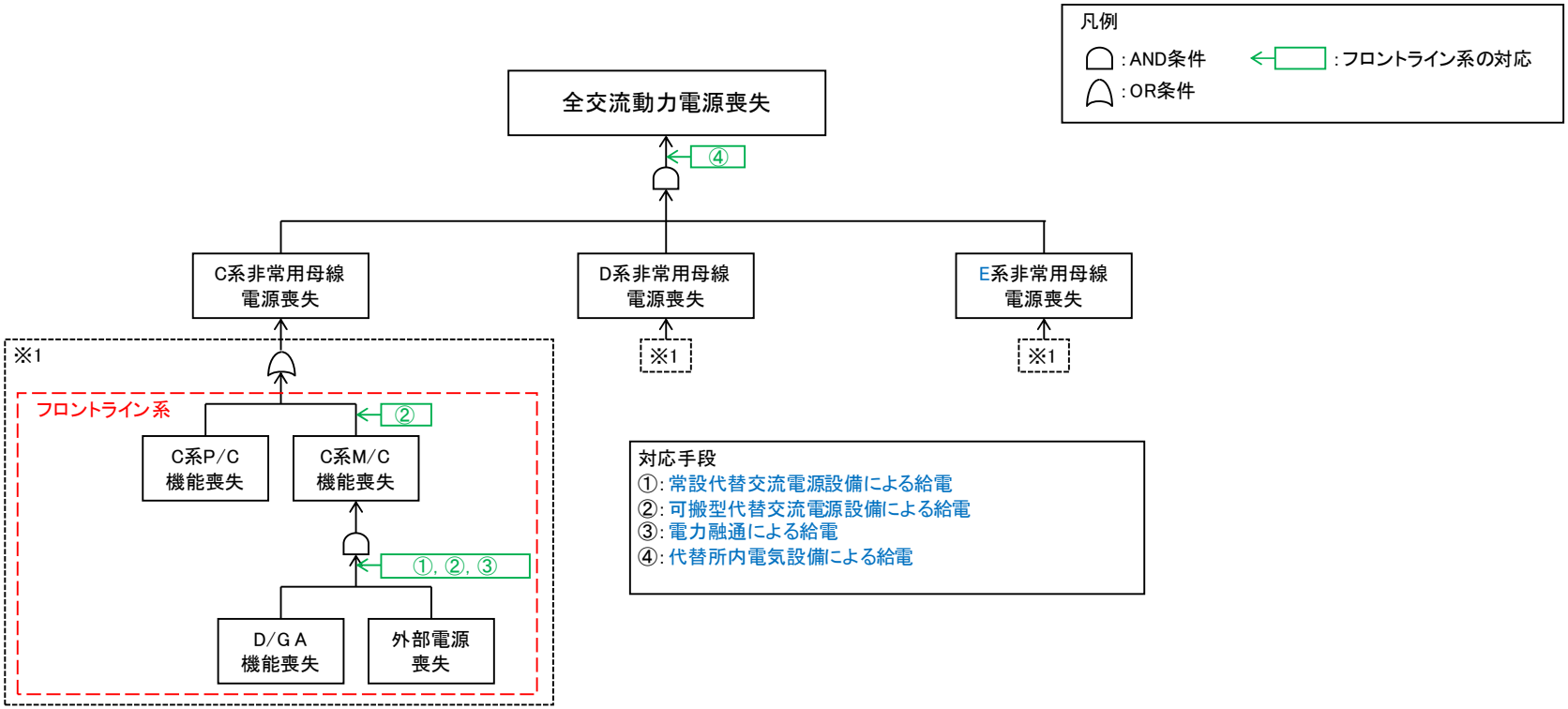


図 1.14.1　機能喪失原因対策分析(1/2)

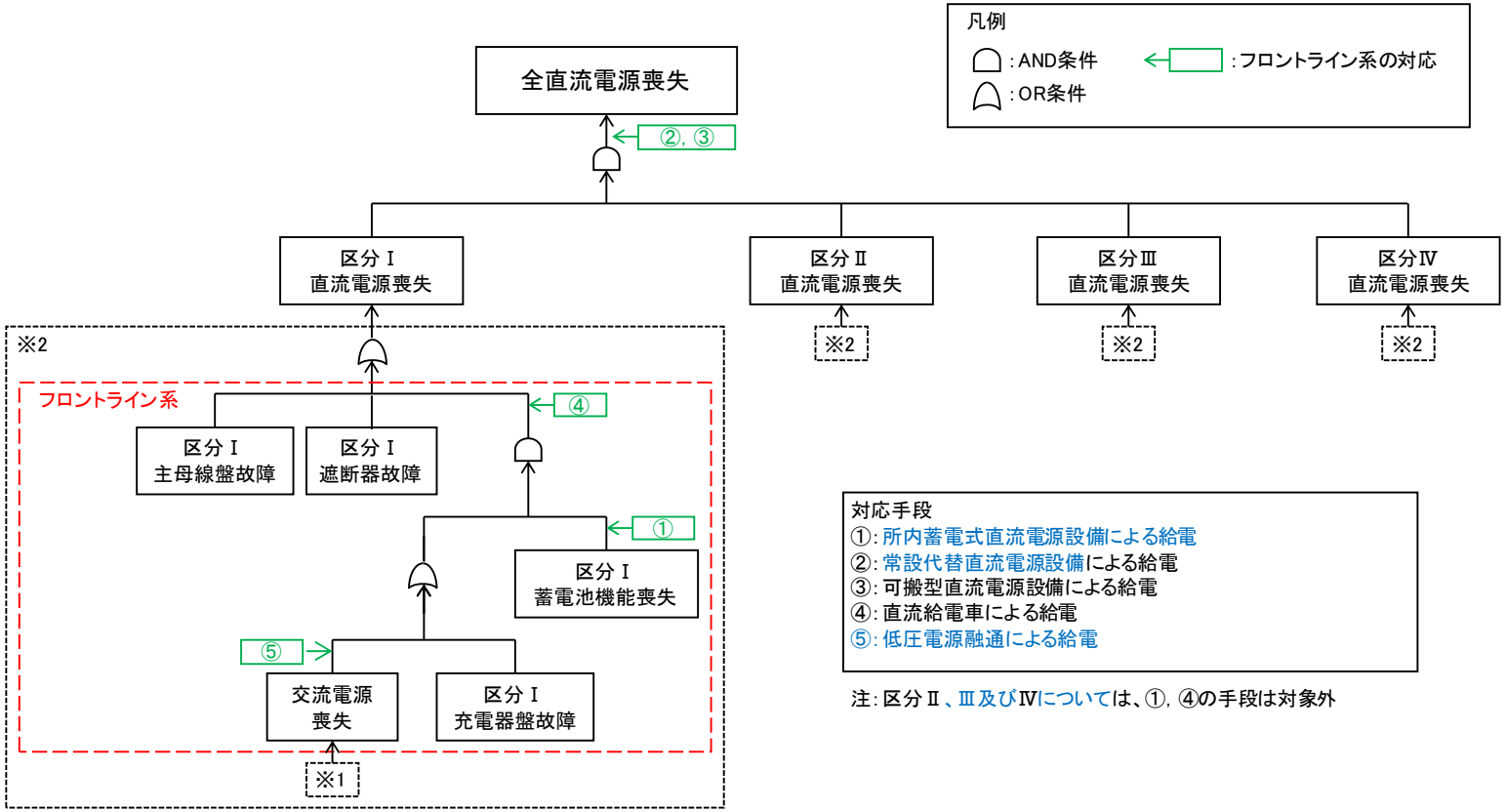


図 1.14.1　機能喪失原因対策分析(2/2)

凡例：フロントライン系　サポート系　故障を想定　対応手段あり

フロントライン系，サポート系の整理，故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8
全交流動力電源喪失	C系非常用母線電源喪失	C系P/C機能喪失						
		C系M/C機能喪失	D/G A機能喪失					
			外部電源喪失					
	D系非常用母線電源喪失	D系P/C機能喪失						
		D系M/C機能喪失	D/G B機能喪失					
			外部電源喪失					
	E系非常用母線電源喪失	E系P/C機能喪失						
		E系M/C機能喪失	D/G C機能喪失					
			外部電源喪失					
全直流電源喪失	区分Ⅰ主母線盤故障							
	区分Ⅰ断器故障							
	区分Ⅰ直流供給源の喪失	区分Ⅰ蓄電池機能喪失						
		区分Ⅰ直流給電機能喪失	区分Ⅰ充電器盤故障					
			交流電源喪失					
	区分Ⅱ主母線盤故障							
	区分Ⅱ断器故障							
	区分Ⅱ直流供給源の喪失	区分Ⅱ蓄電池機能喪失						
		区分Ⅱ直流給電機能喪失	区分Ⅱ充電器盤故障					
			交流電源喪失					
	区分Ⅲ主母線盤故障							
	区分Ⅲ断器故障							
	区分Ⅲ直流供給源の喪失	区分Ⅲ蓄電池機能喪失						
		区分Ⅲ直流給電機能喪失	区分Ⅲ充電器盤故障					
			交流電源喪失					
	区分Ⅳ主母線盤故障							
	区分Ⅳ断器故障							
	区分Ⅳ直流供給源の喪失	区分Ⅳ蓄電池機能喪失						
		区分Ⅳ直流給電機能喪失	区分Ⅳ充電器盤故障					
			交流電源喪失					

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

図 1.14.1　機能喪失原因対策分析（補足）

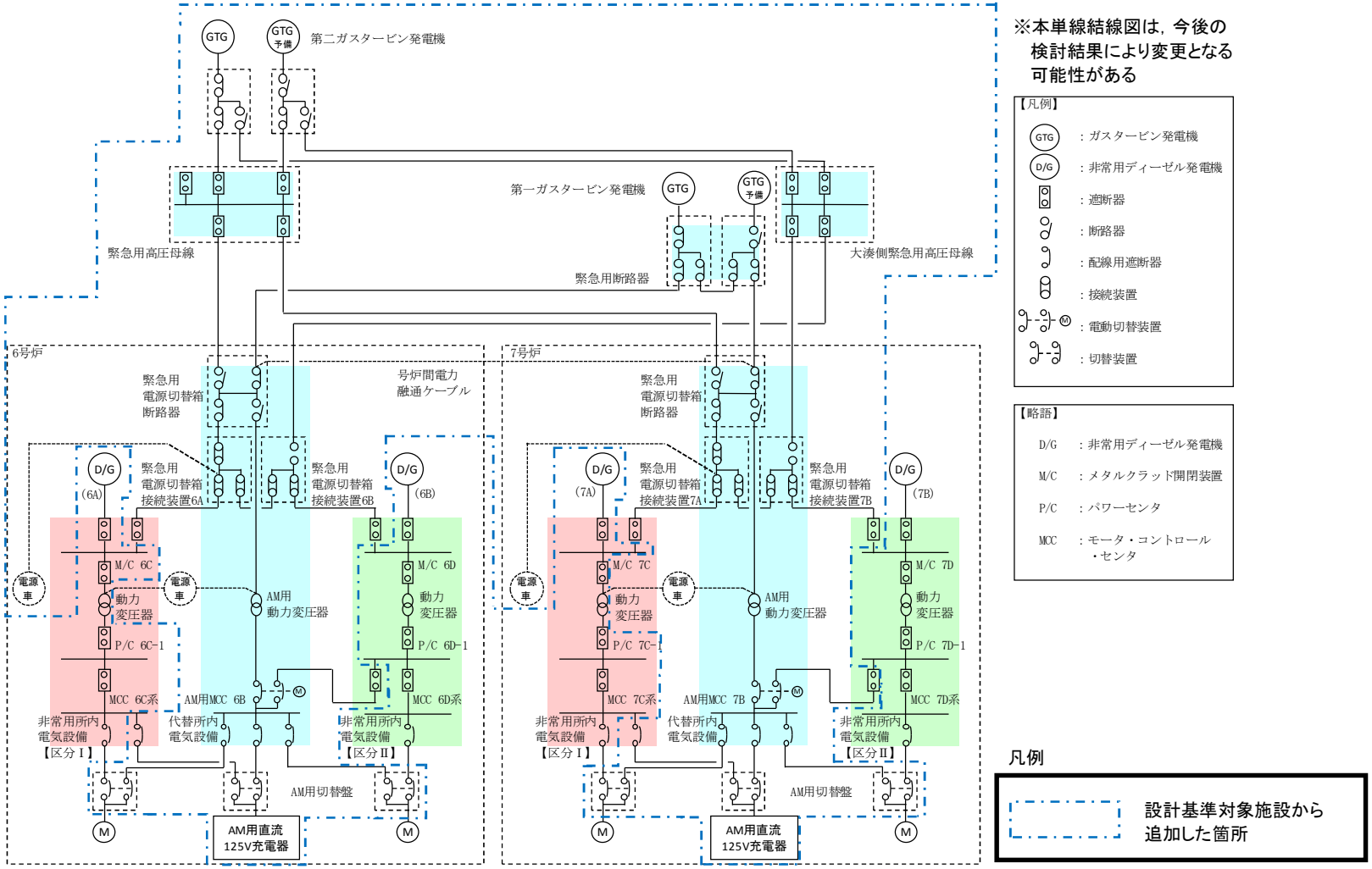


図 1.14.2　交流電源単線結線図(6 号及び 7 号炉)

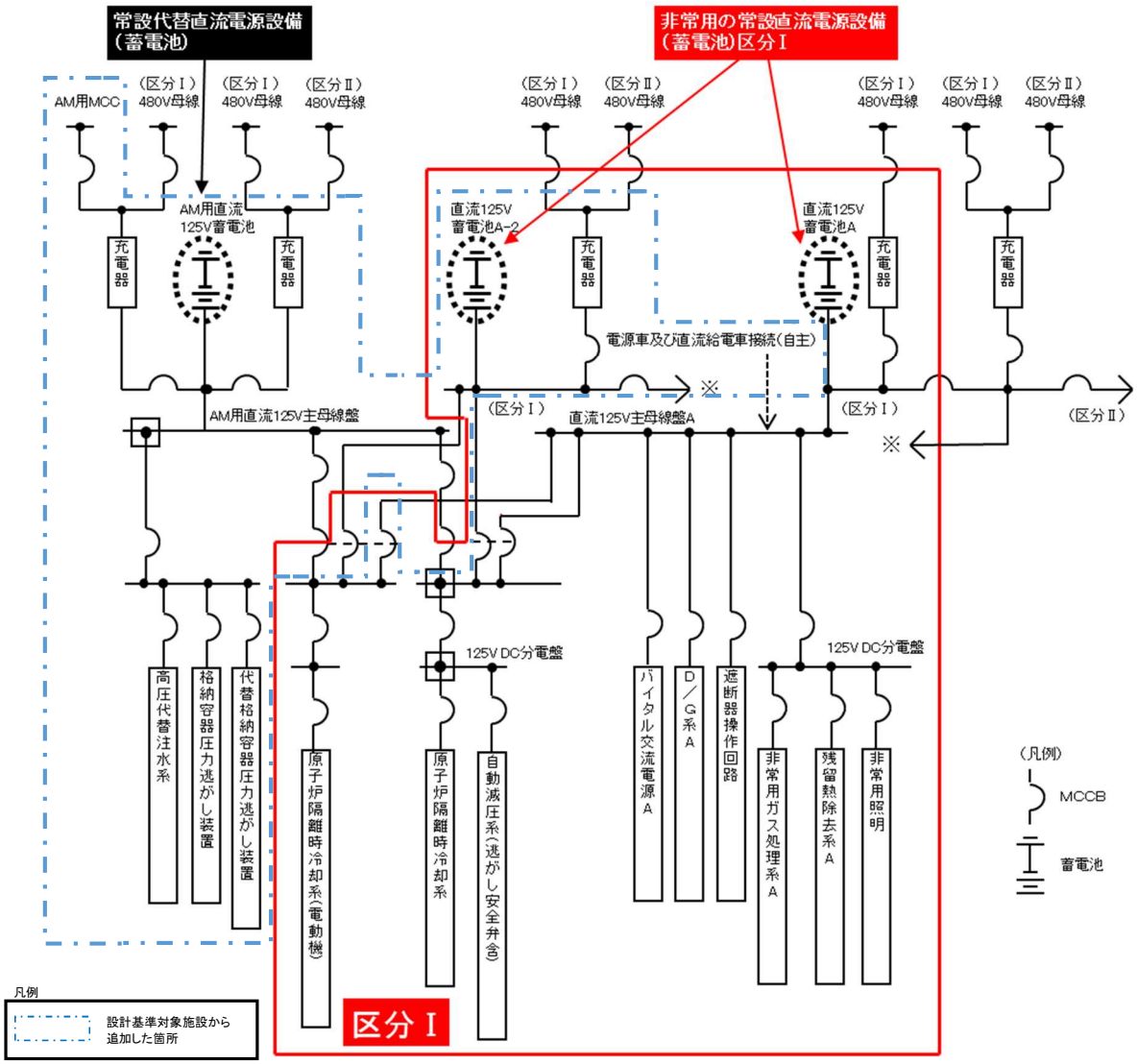


図 1.14.3　直流電源単線結線図(6 号炉)

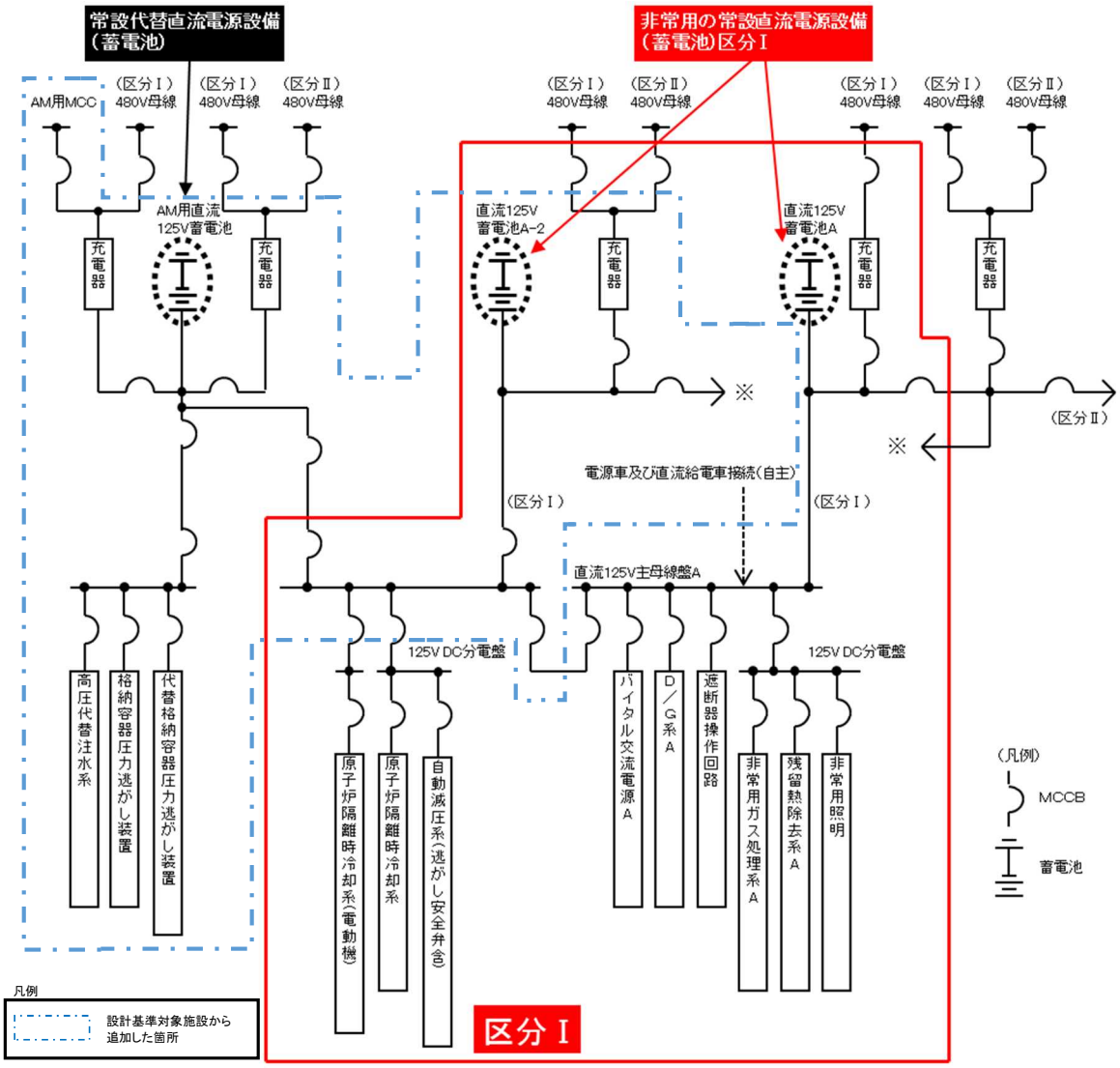
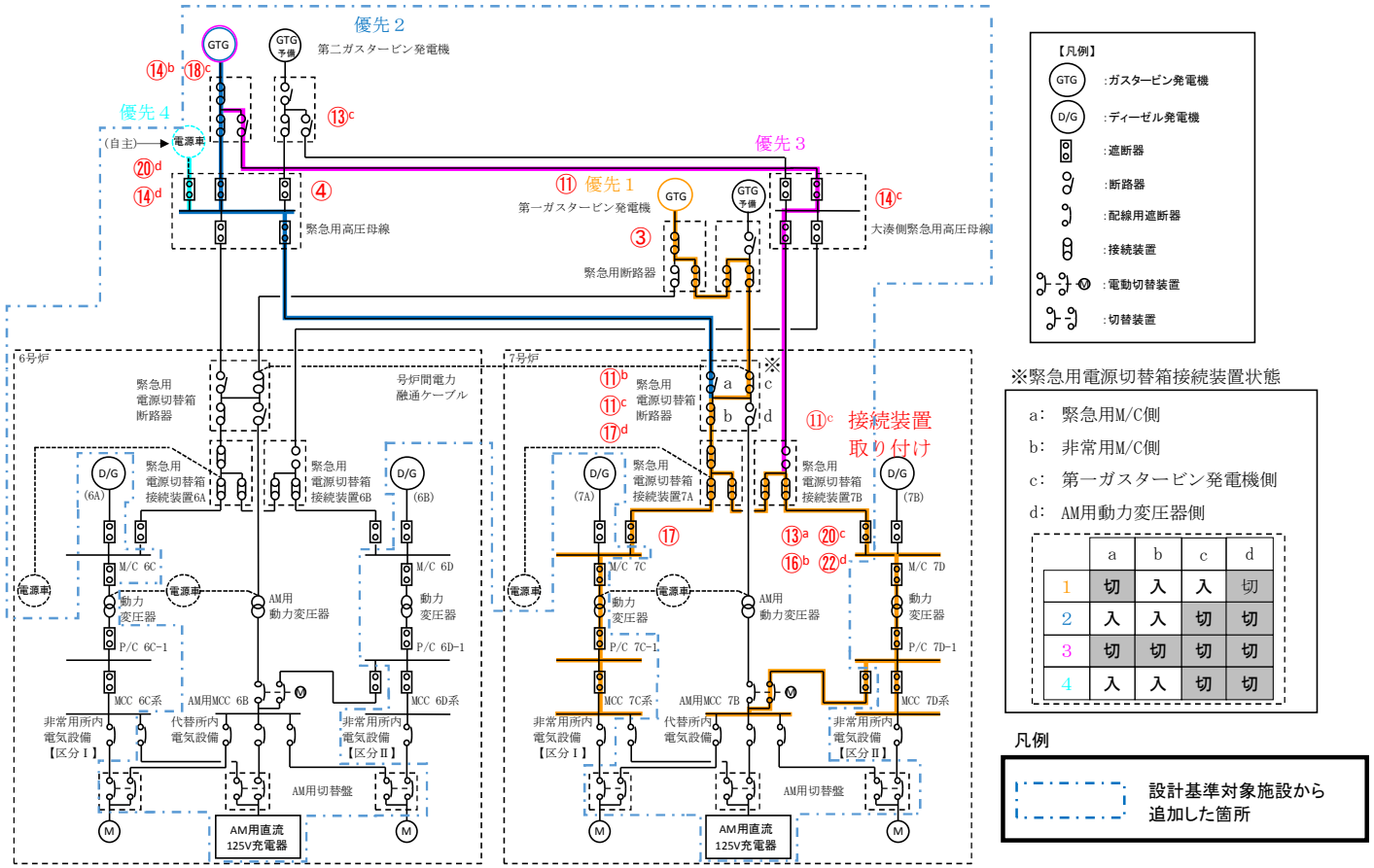


図 1.14.4　直流電源単線結線図(7 号炉)

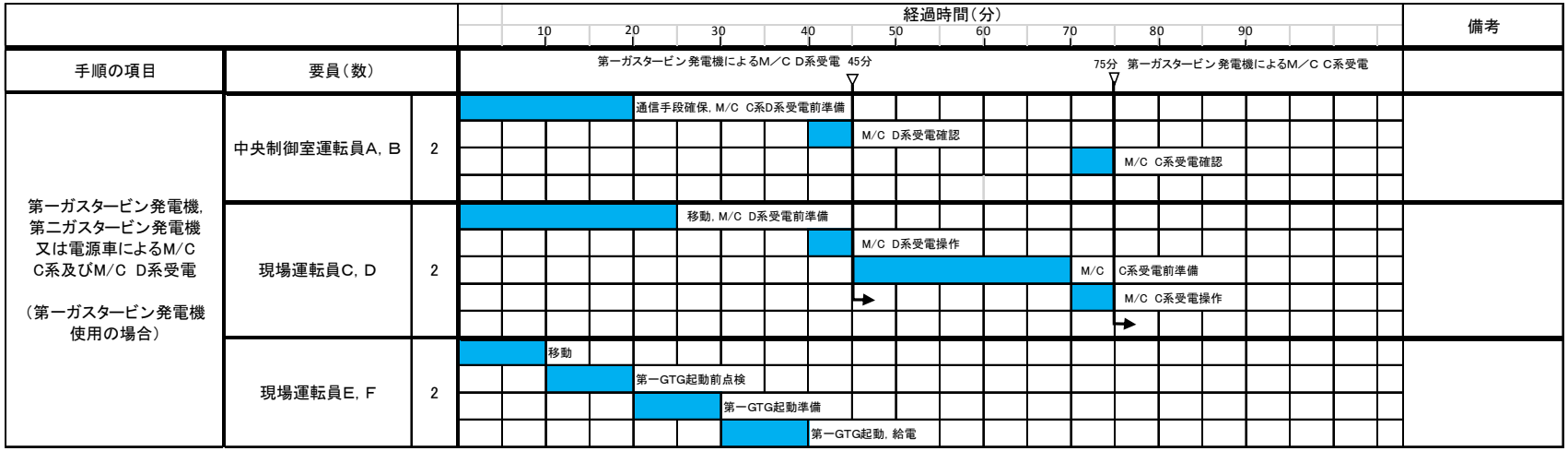
図 1.14.5　AOP［全交流電源喪失・全直流電源喪失］における対応フロー

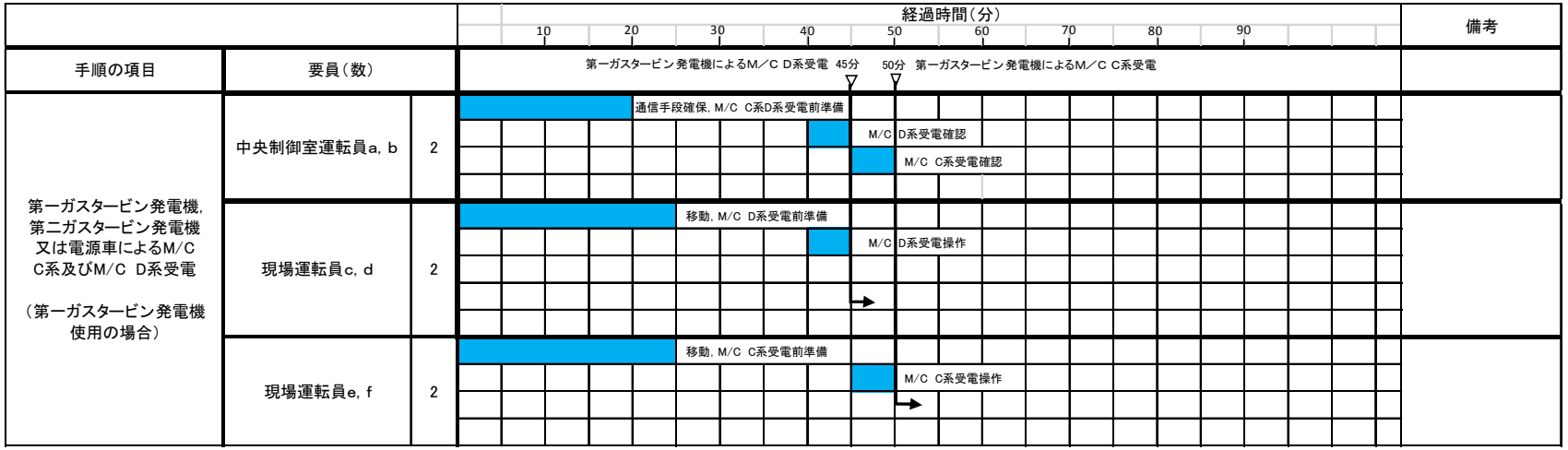


	a	b	c	d
1	切	入	入	切
2	入	入	切	切
3	切	切	切	切
4	入	入	切	切

操作手順	名称	操作場所
⑪c	緊急用電源切替箱内接続装置(大湊側)	原子炉建屋地下1階(非管理区域)

図 1.14.6　第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電　概要図





※　現場運転員による M/C C 系及び M/C D 系の受電前準備作業を 4 名で対応した場合

図 1.14.7　第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電
(第一ガスタービン発電機の使用の場合)タイムチャート

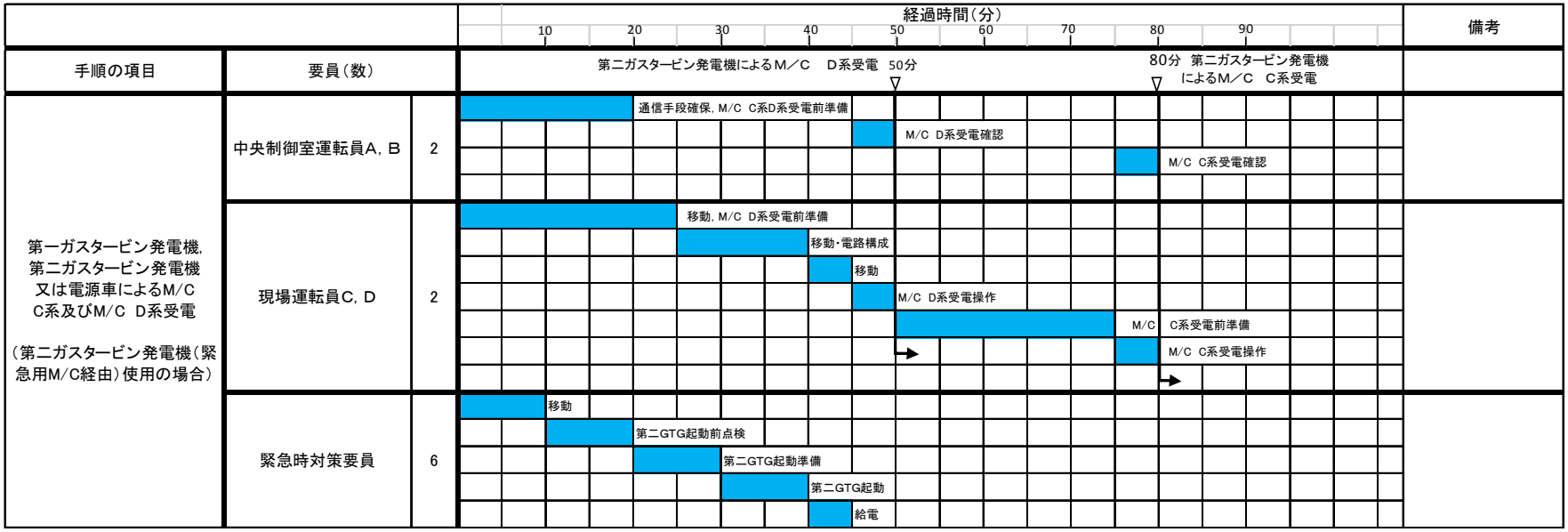


図 1.14.8　第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電
(第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)使用の場合)
タイムチャート

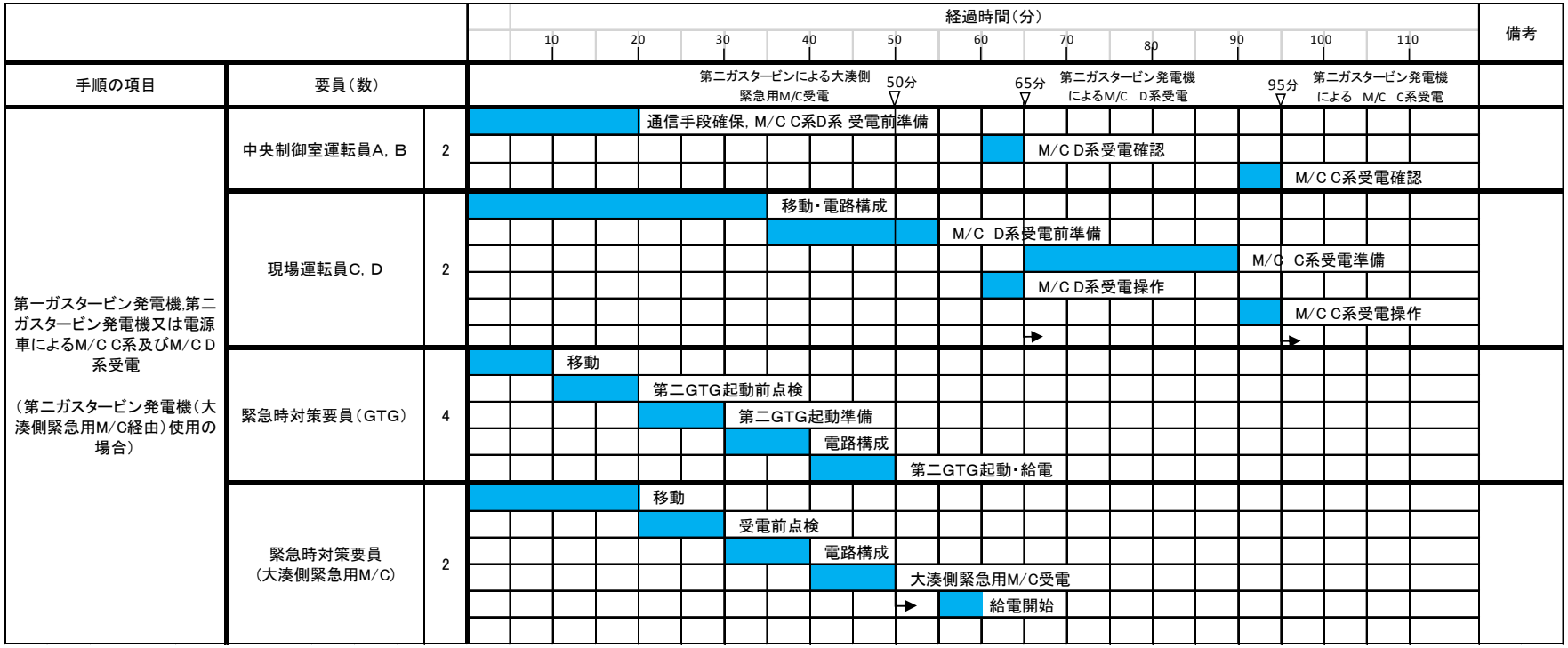
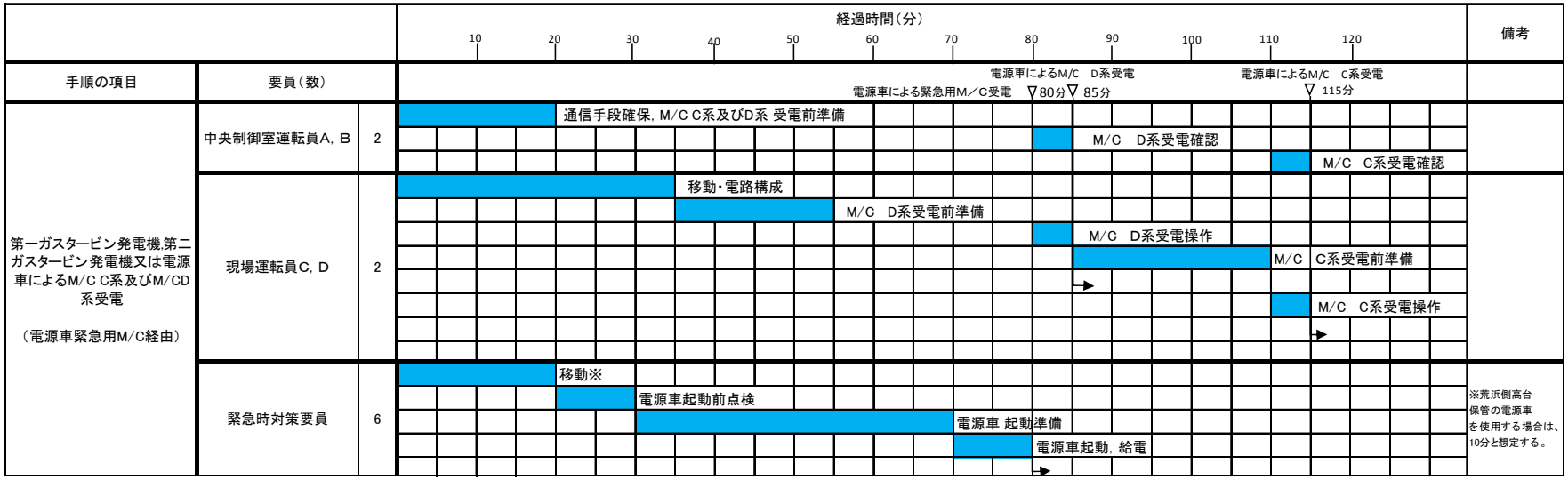


図 1.14.9　第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電
(第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)使用の場合)
タイムチャート



※荒浜側高台保管の電源車を使用する場合は，電源車起動･給電開始まで約 70 分で可能である。

図 1.14.10　第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電（電源車緊急用 M/C 経由）タイムチャート

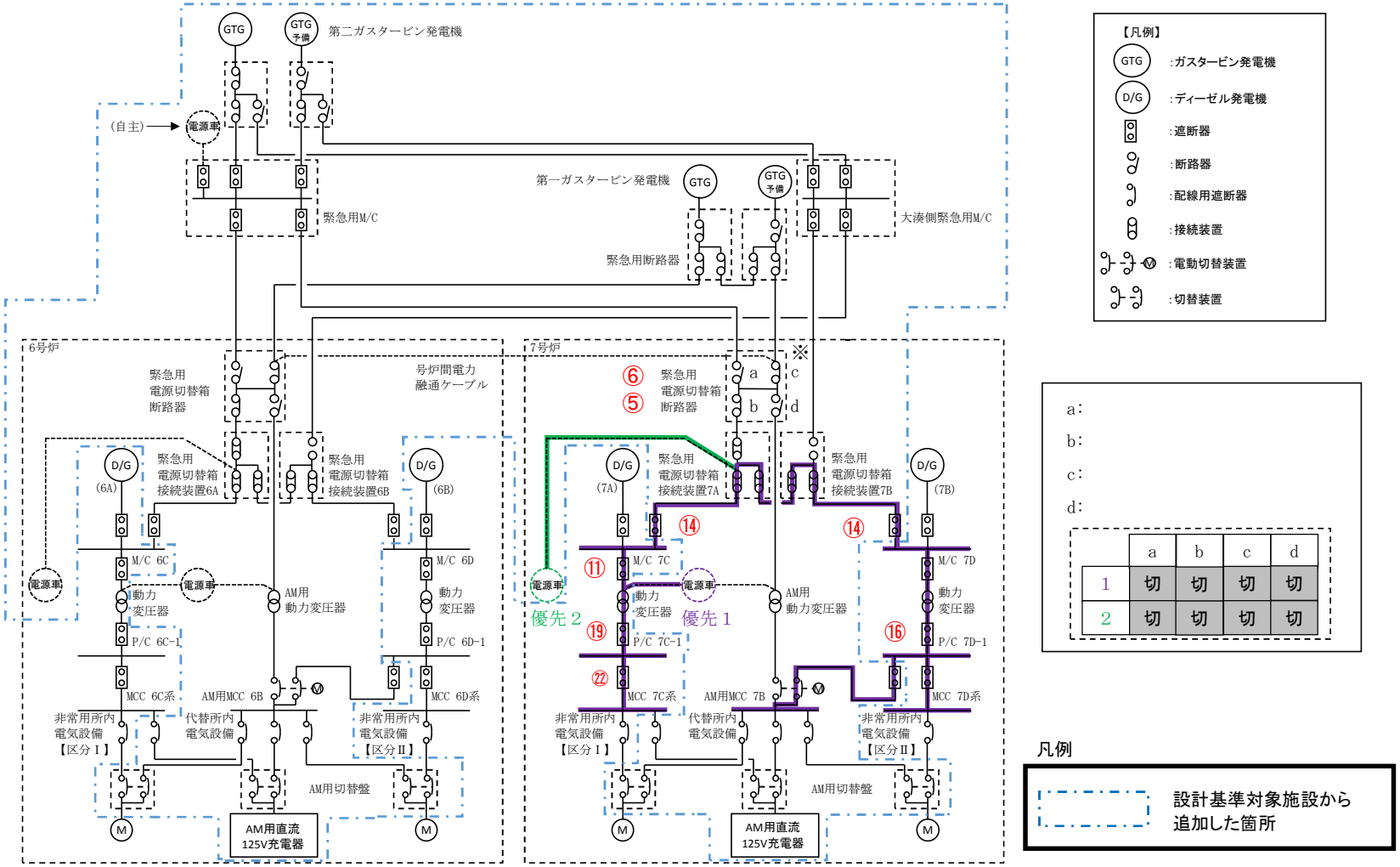
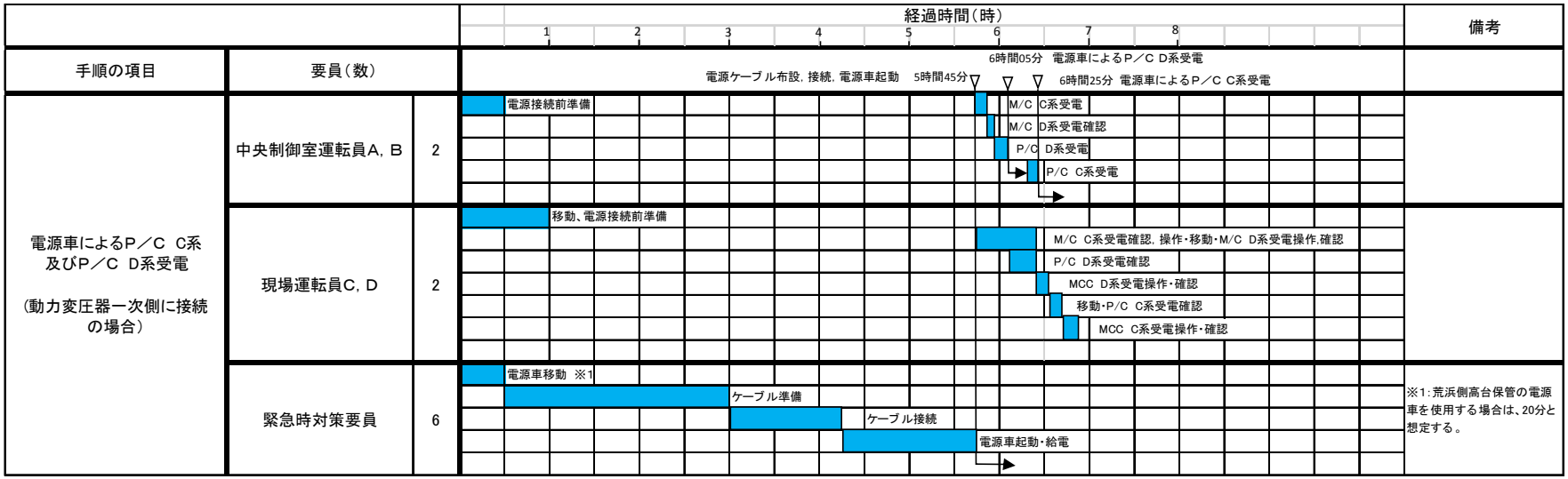
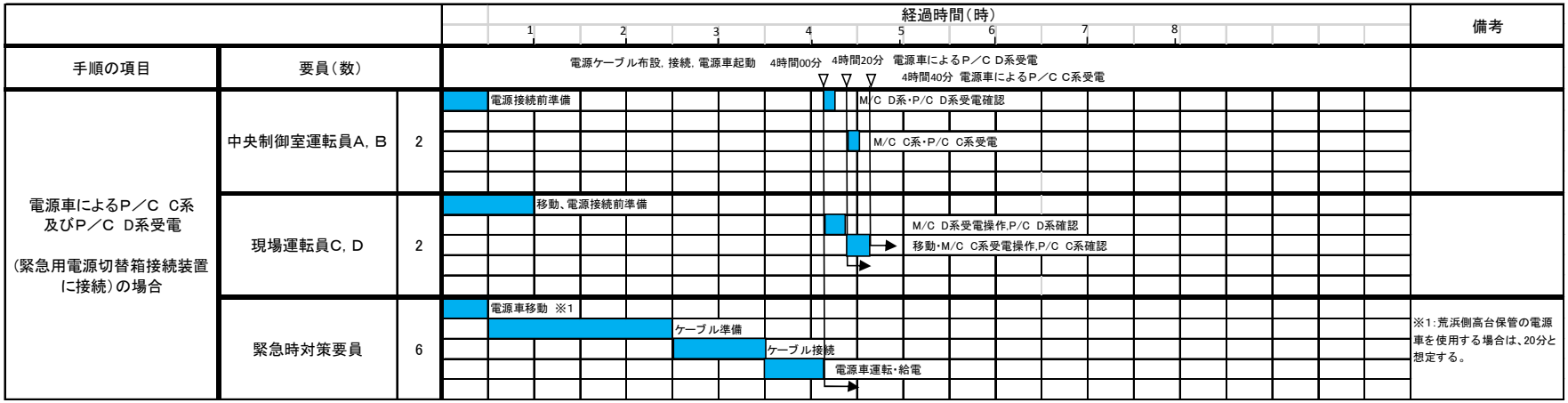


図 1.14.11　電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電　概要図



※ 荒浜側高台保管の電源車を使用する場合は，電源車運転･給電開始まで約 5 時間 35 分で可能である。

図 1.14.12　電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電
（動力変圧器一次側に接続の場合）
タイムチャート



※ 荒浜側高台保管の電源車を使用する場合は，電源車運転･給電開始まで約 3 時間 50 分で可能である。

図 1.14.13　電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電
（緊急用電源切替箱接続装置に接続の場合）
タイムチャート

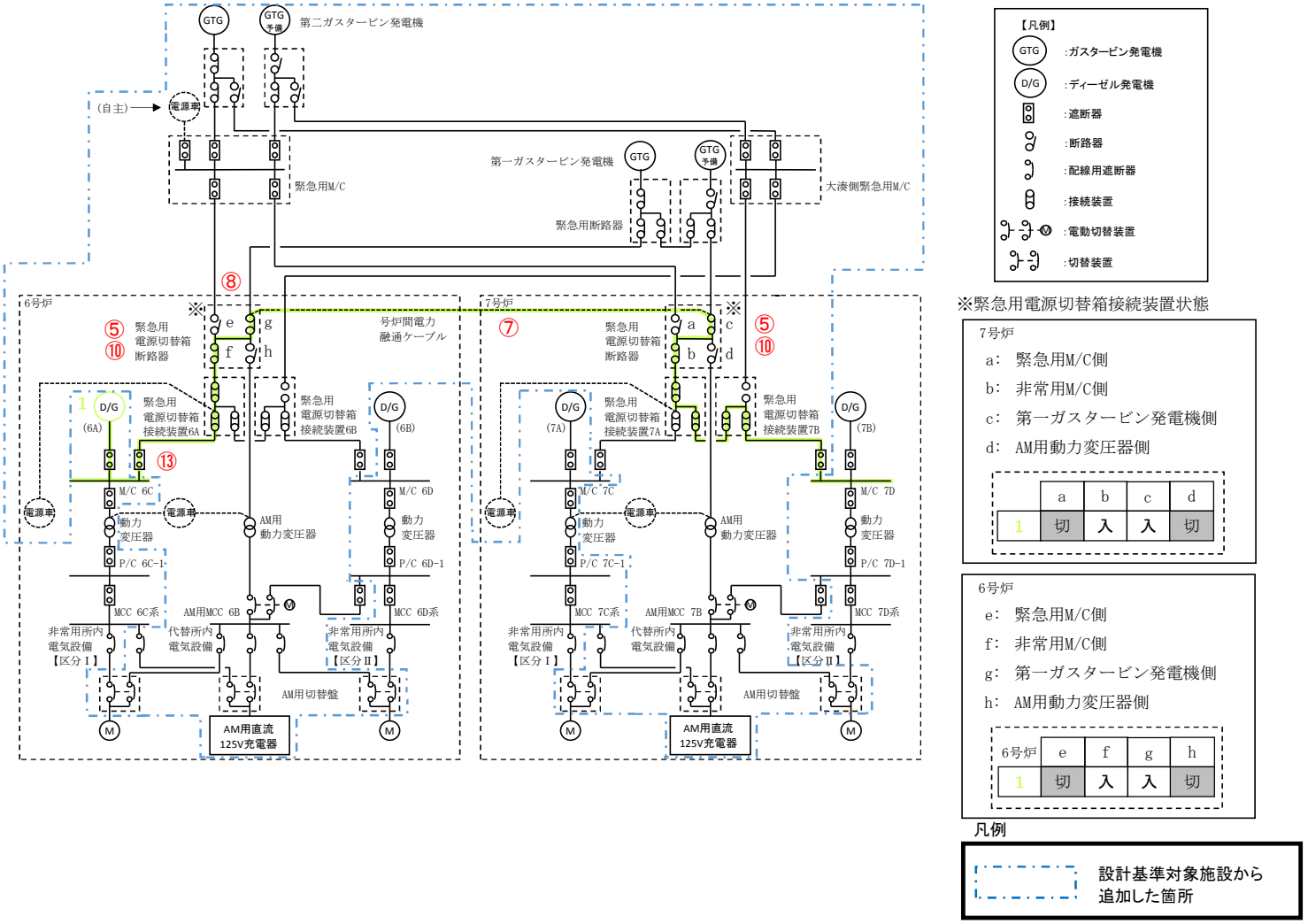
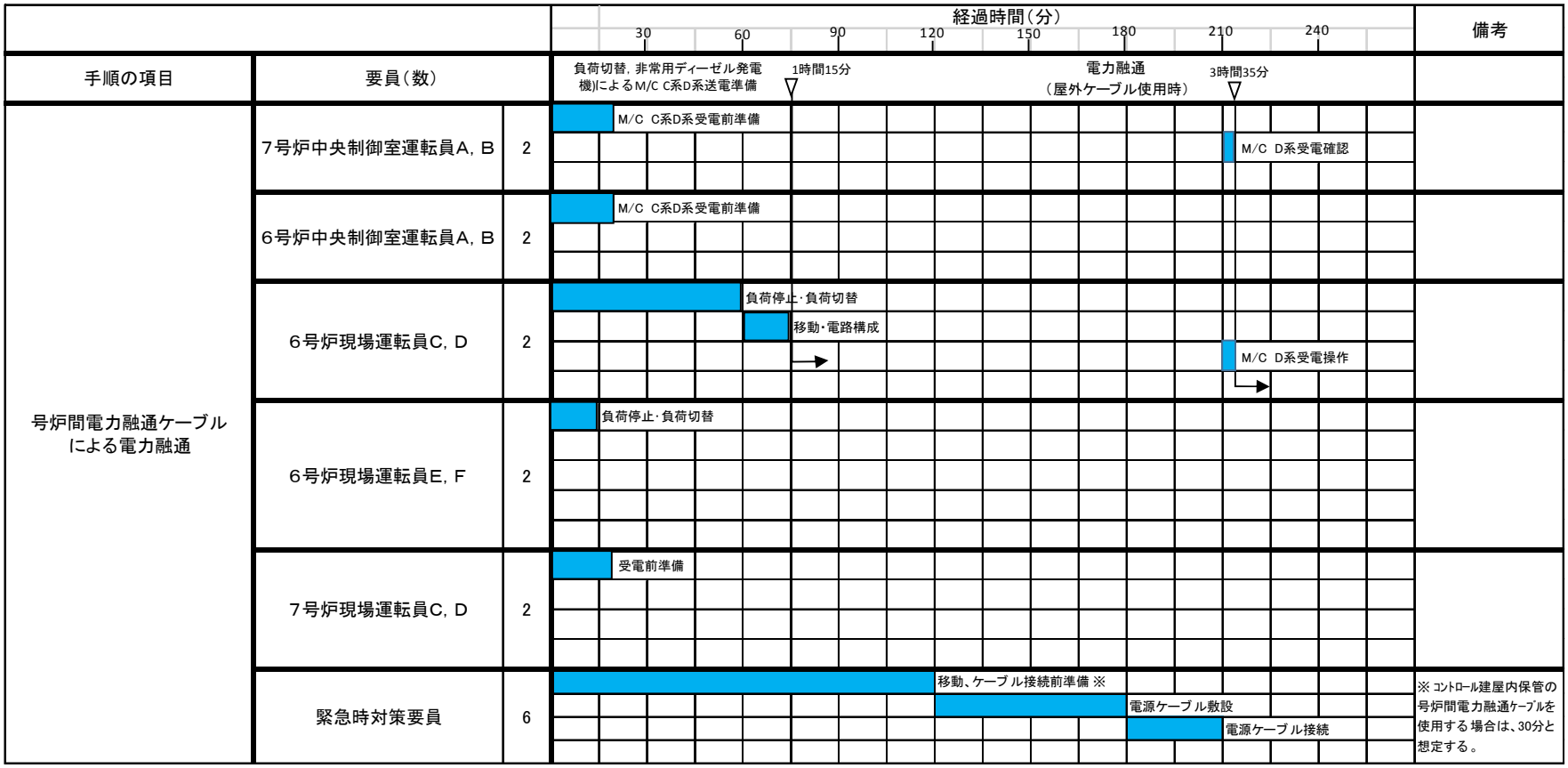


図 1.14.14　号炉間電力融通ケーブルによる電力融通　概要図



※　コントロール建屋内保管の号炉間電力融通ケーブルを使用する場合は，約 125 分で可能である。

図 1.14.15　号炉間電力融通ケーブルによる電力融通　タイムチャート

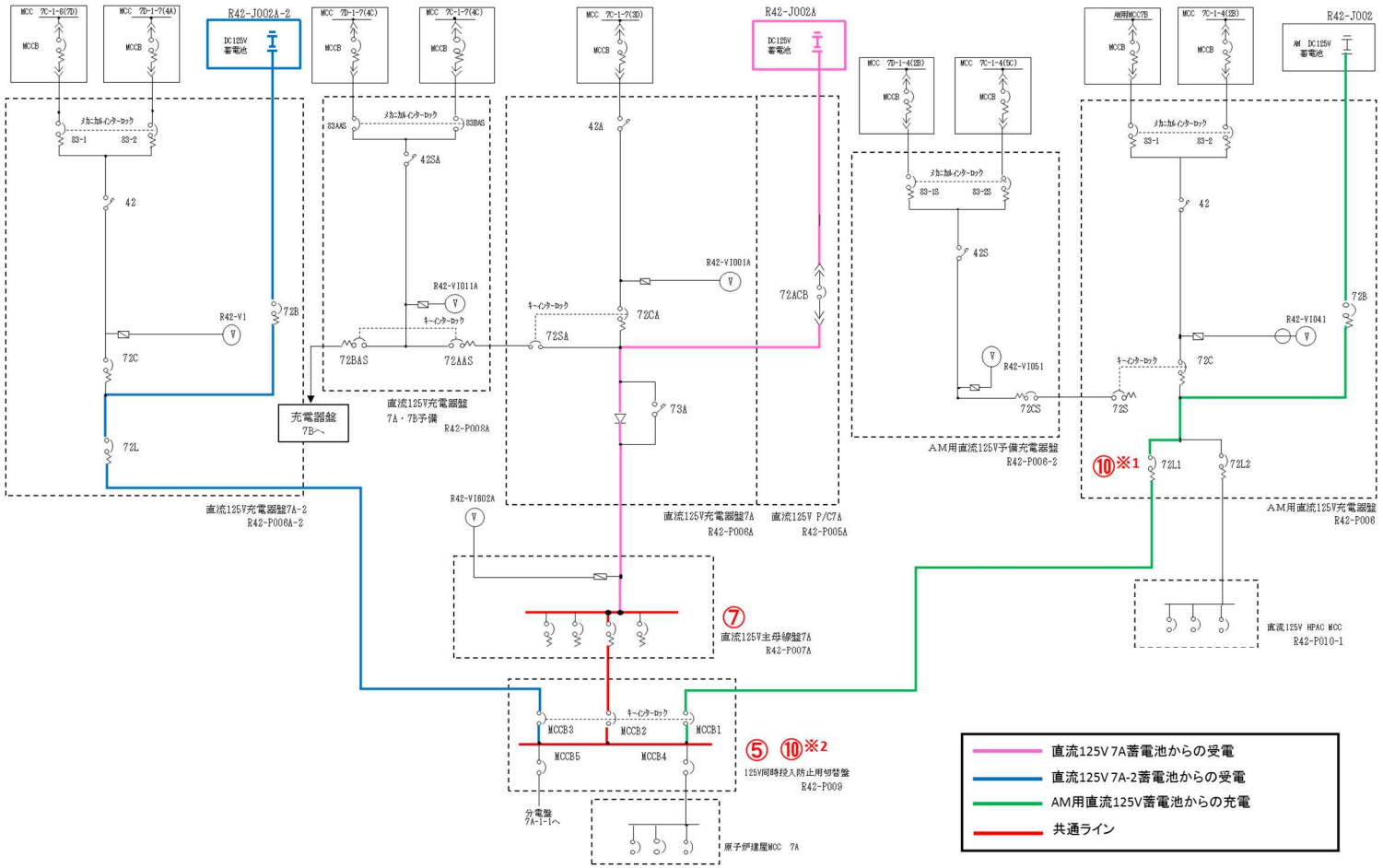


図 1.14.16　所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 蓄電池 A，A-2，AM 用直流 125V 蓄電池切替)　概要図

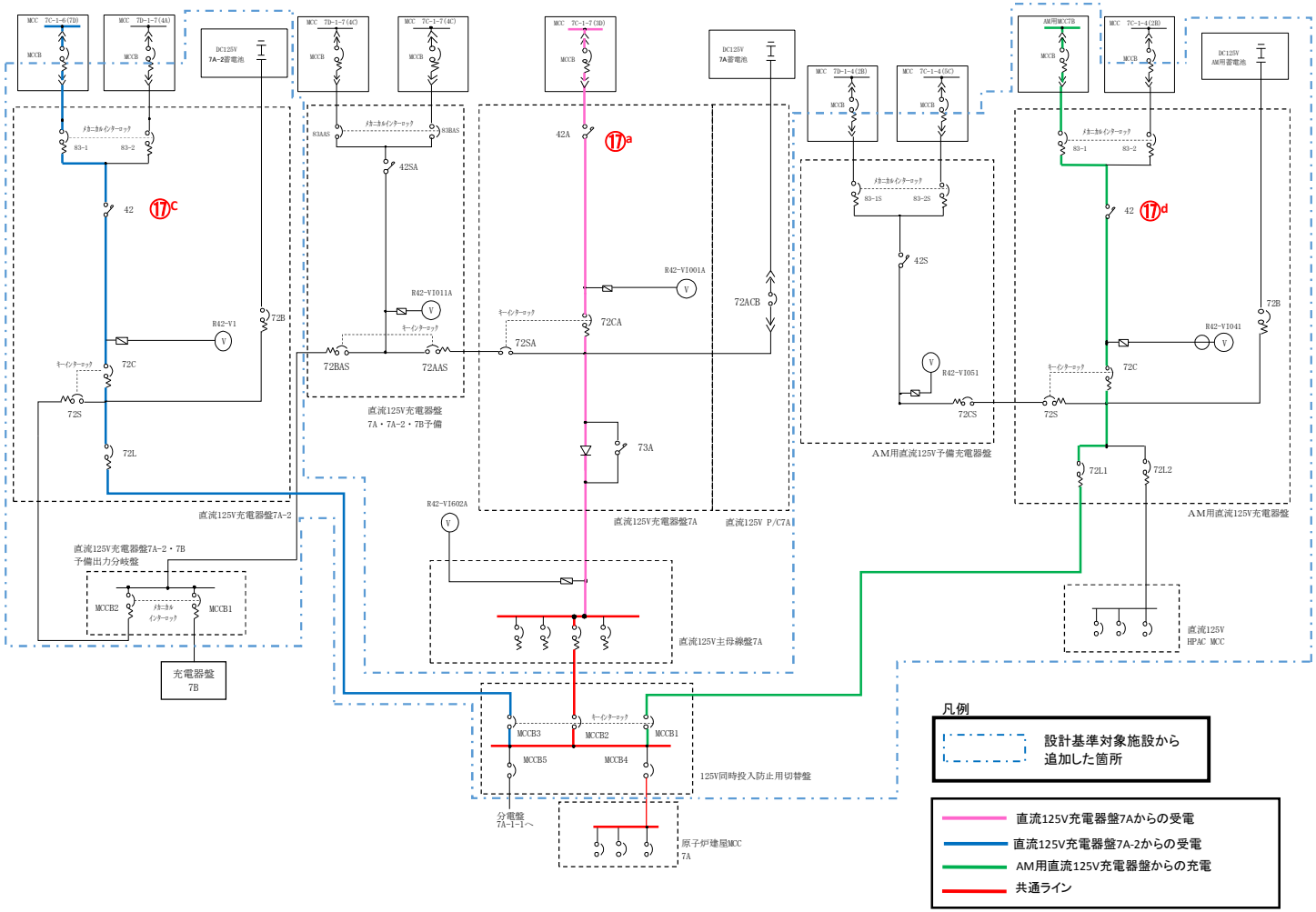


図 1.14.17　所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 充電器盤 A，A-2，AM 用直流 125V 充電器盤受電)概要図

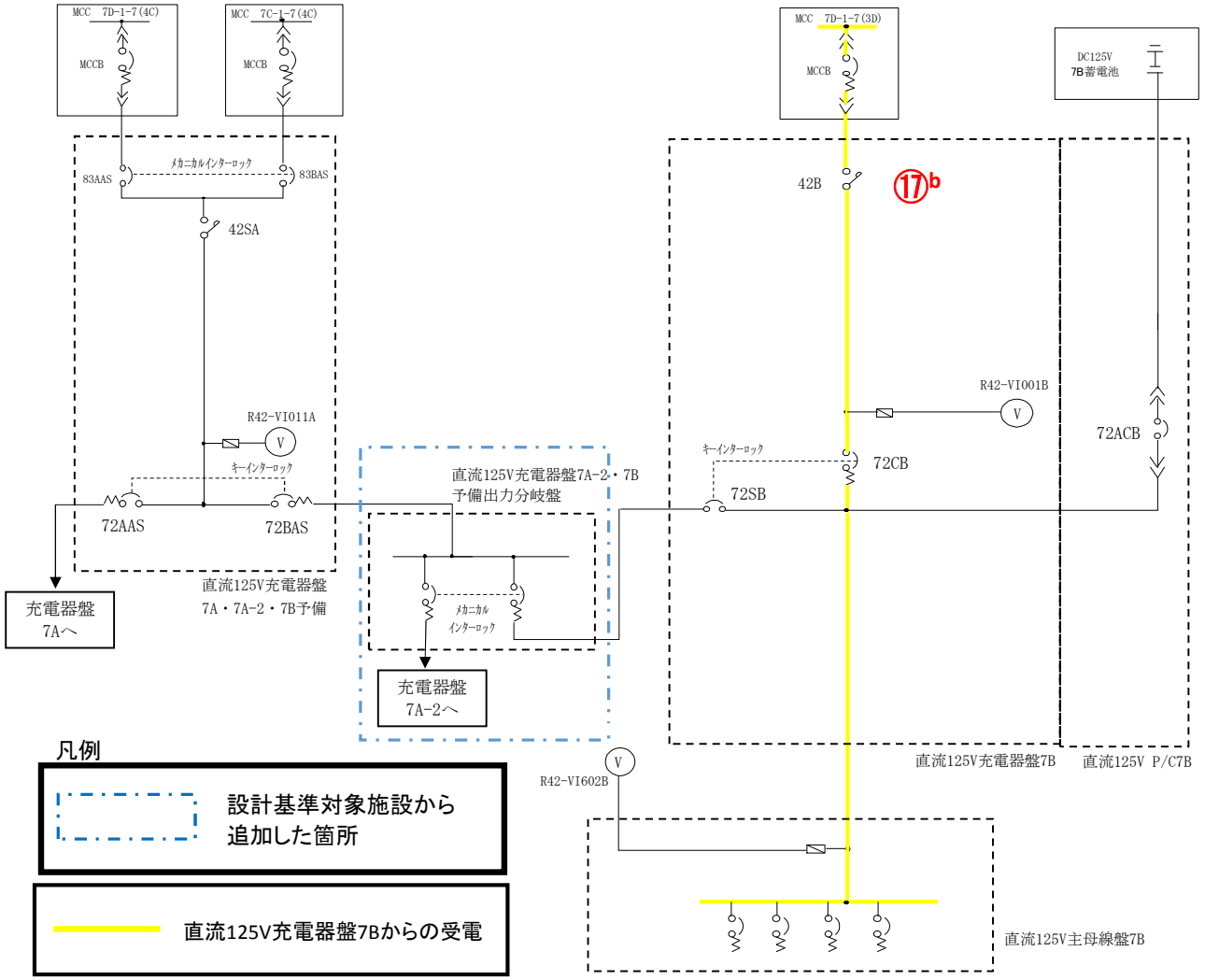


図 1.14.18　所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 充電器盤 B 受電)　概要図

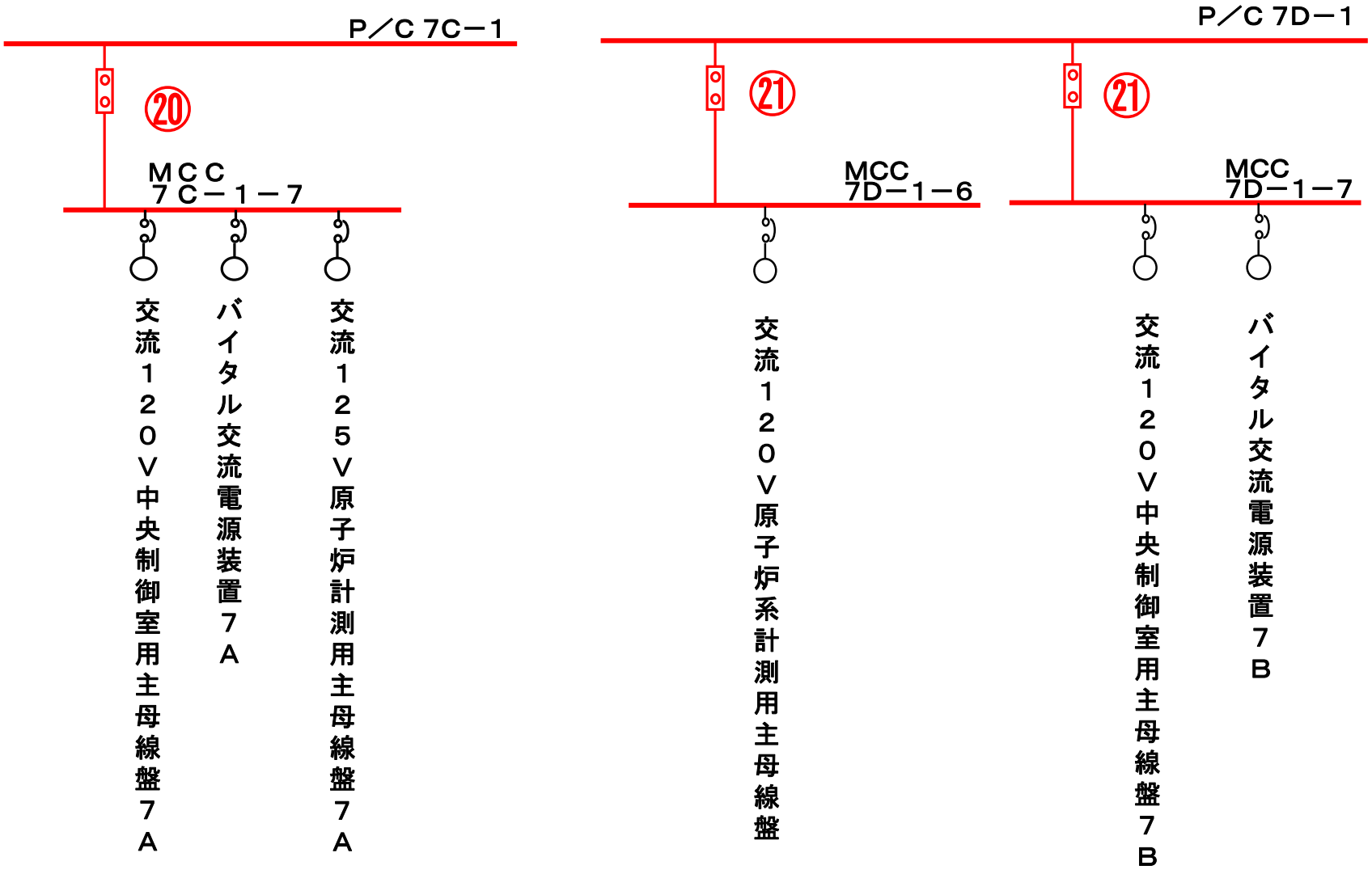


図 1.14.19　所内蓄電式直流電源設備による給電（中操監視計器復旧）　概要図

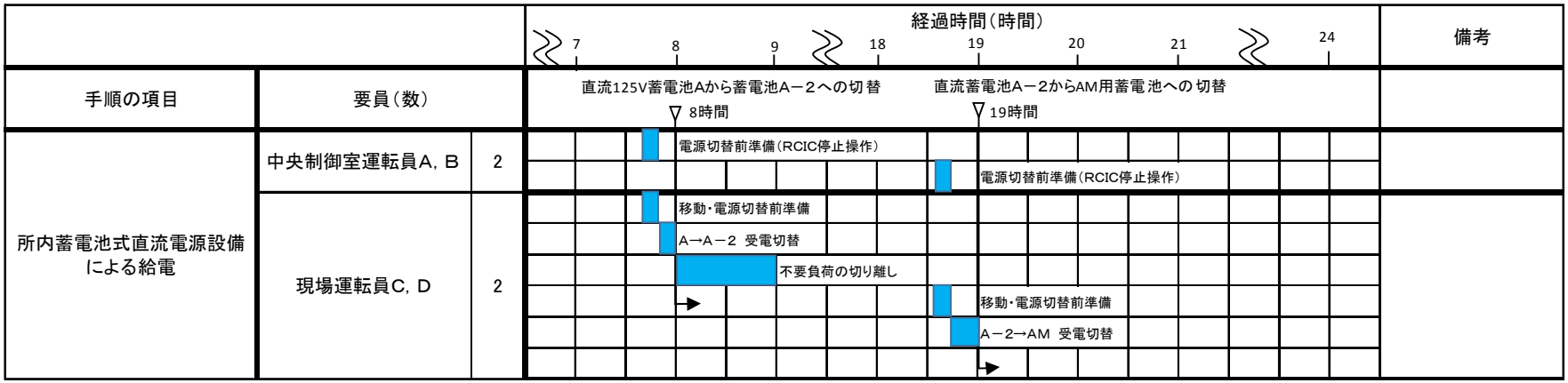


図 1.14.20　所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 蓄電池 A，A-2，AM 用直流 125V 蓄電池切替)　タイムチャート

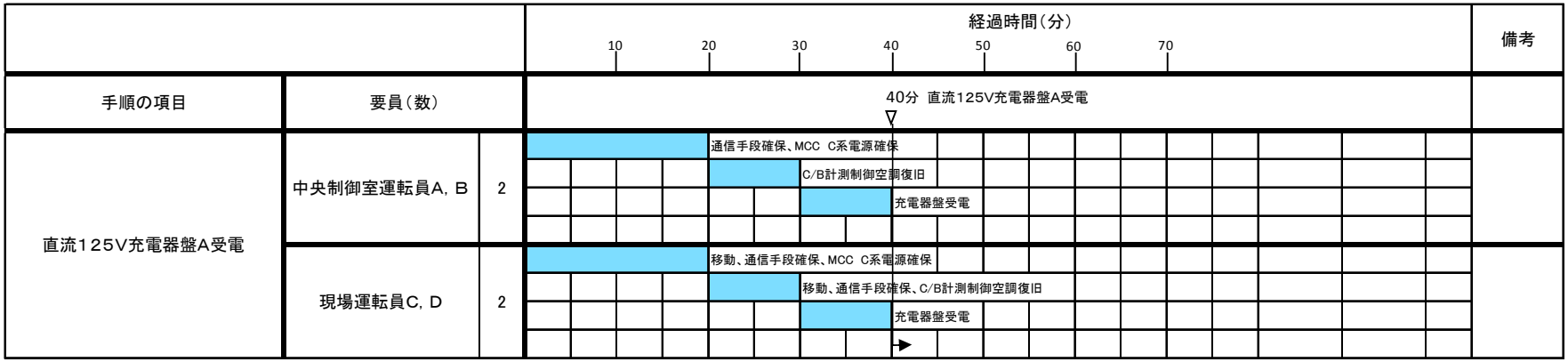


図 1.14.21　所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 充電器盤 A 受電)　タイムチャート

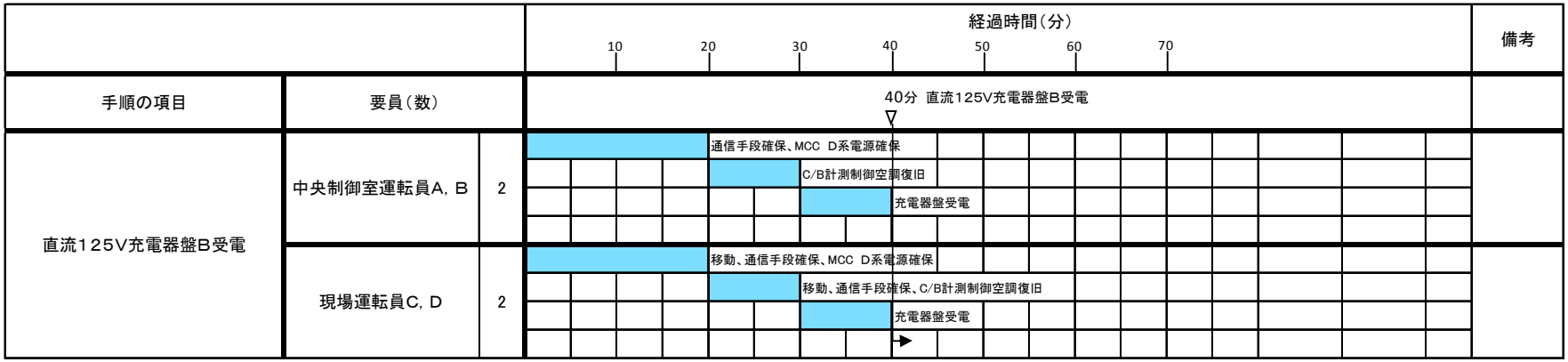


図 1.14.22　所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 充電器盤 B 受電)　タイムチャート

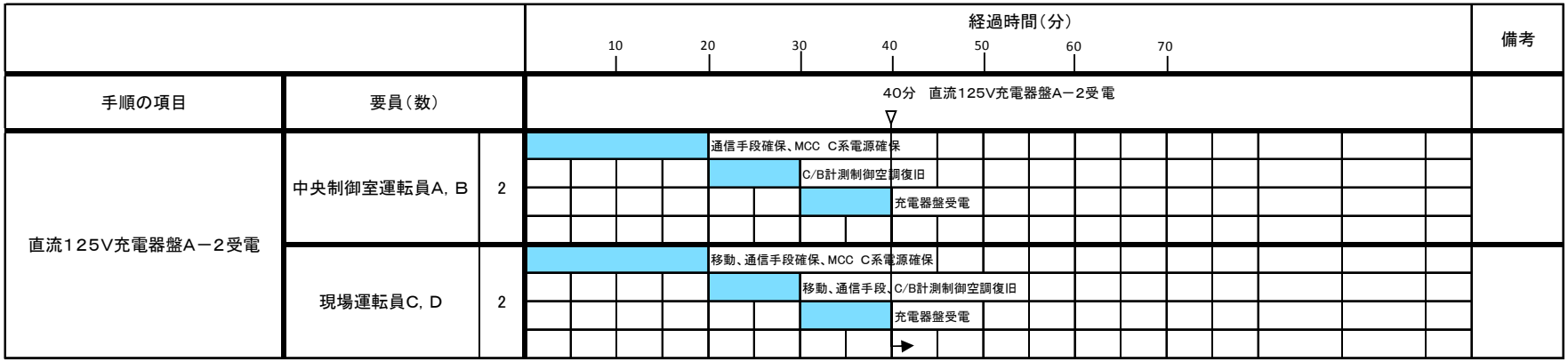


図 1.14.23　所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 充電器盤 A-2 受電)　タイムチャート

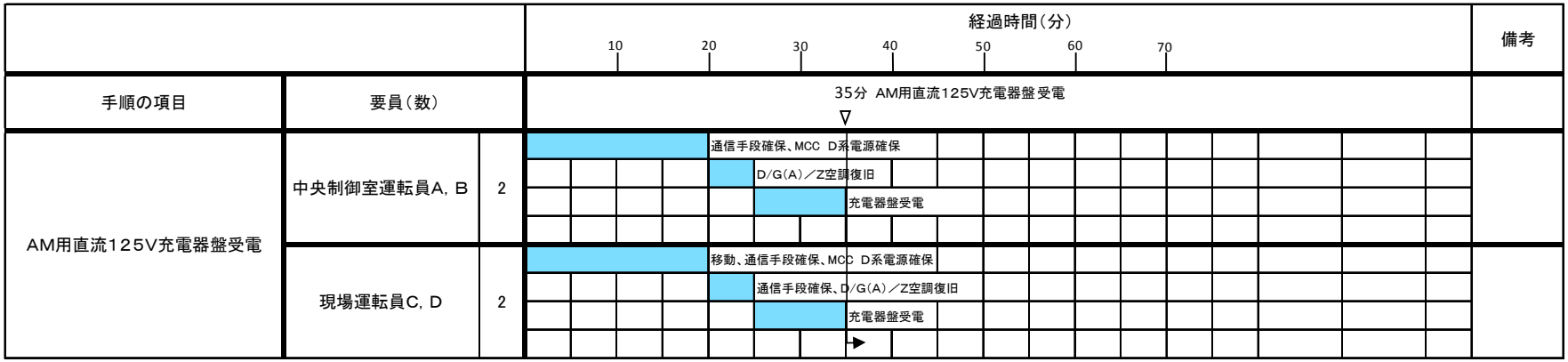


図 1.14.24　所内蓄電式直流電源設備による給電(AM 用直流 125V 充電器盤受電)　タイムチャート

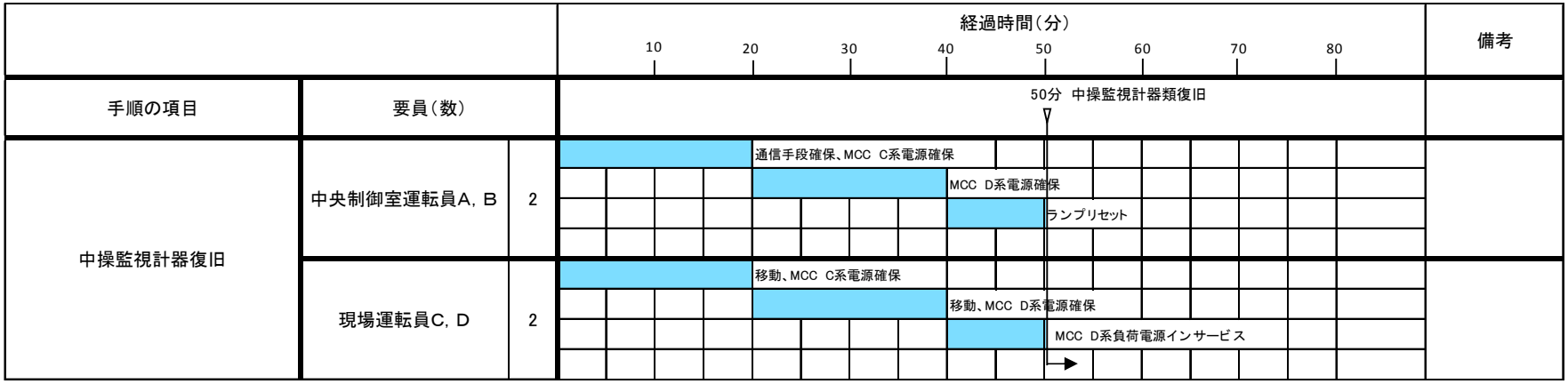


図 1.14.25　所内蓄電式直流電源設備による給電（中操監視計器復旧）　タイムチャート

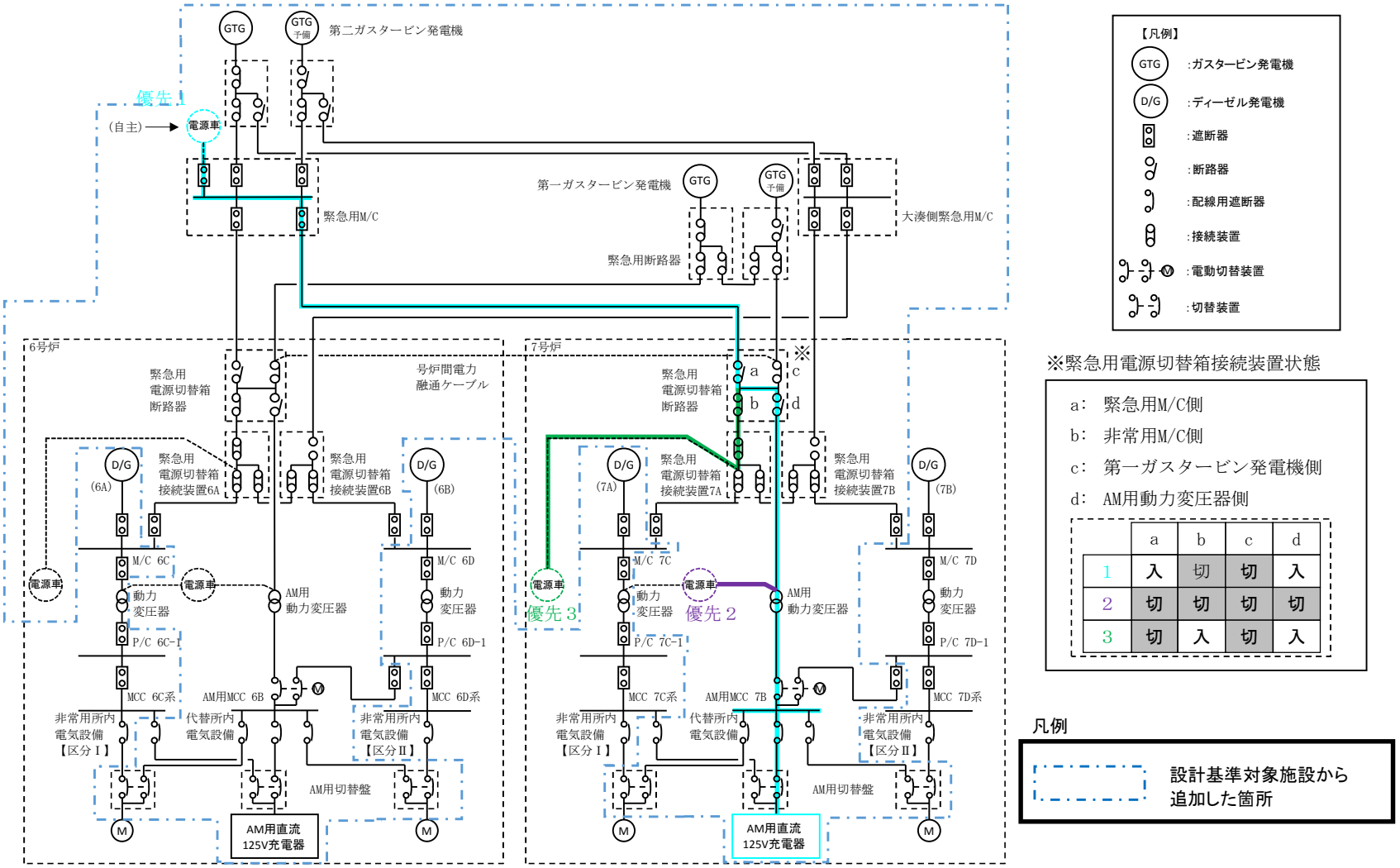


図 1.14.26　可搬型直流電源設備による給電　概要図

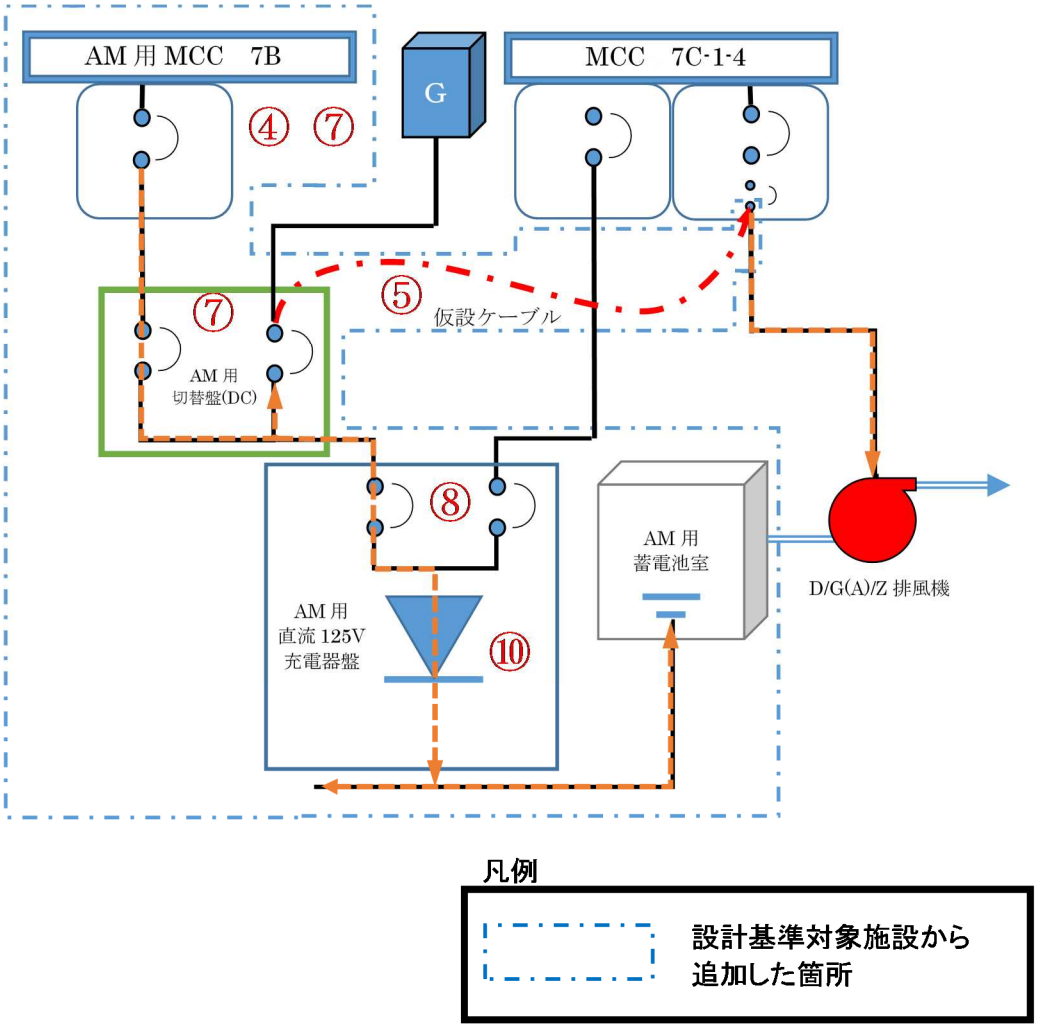


図 1.14.27　可搬型直流電源設備による給電(空調起動用仮設ケーブル接続)　概要図

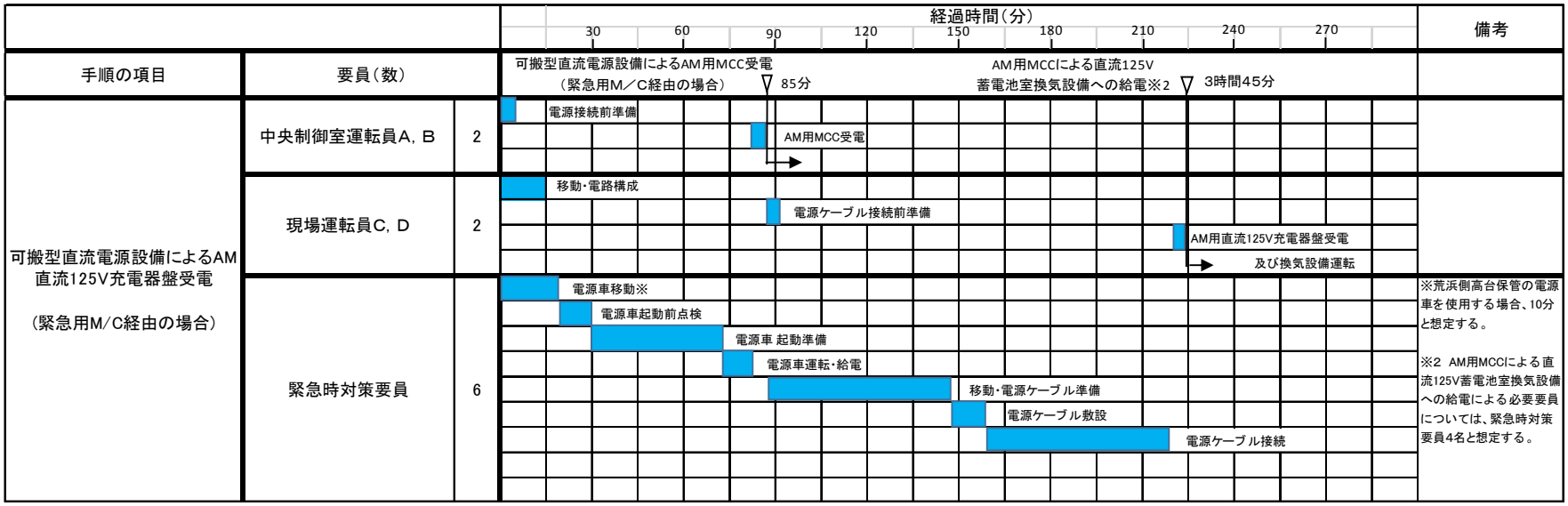
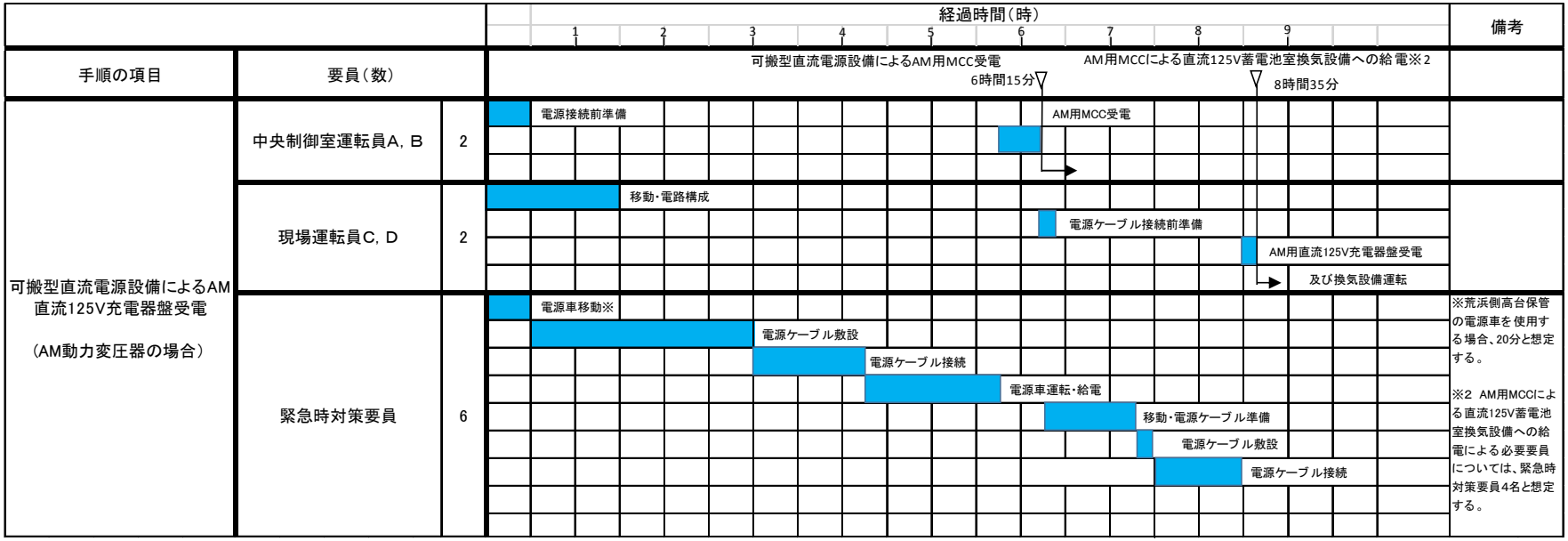
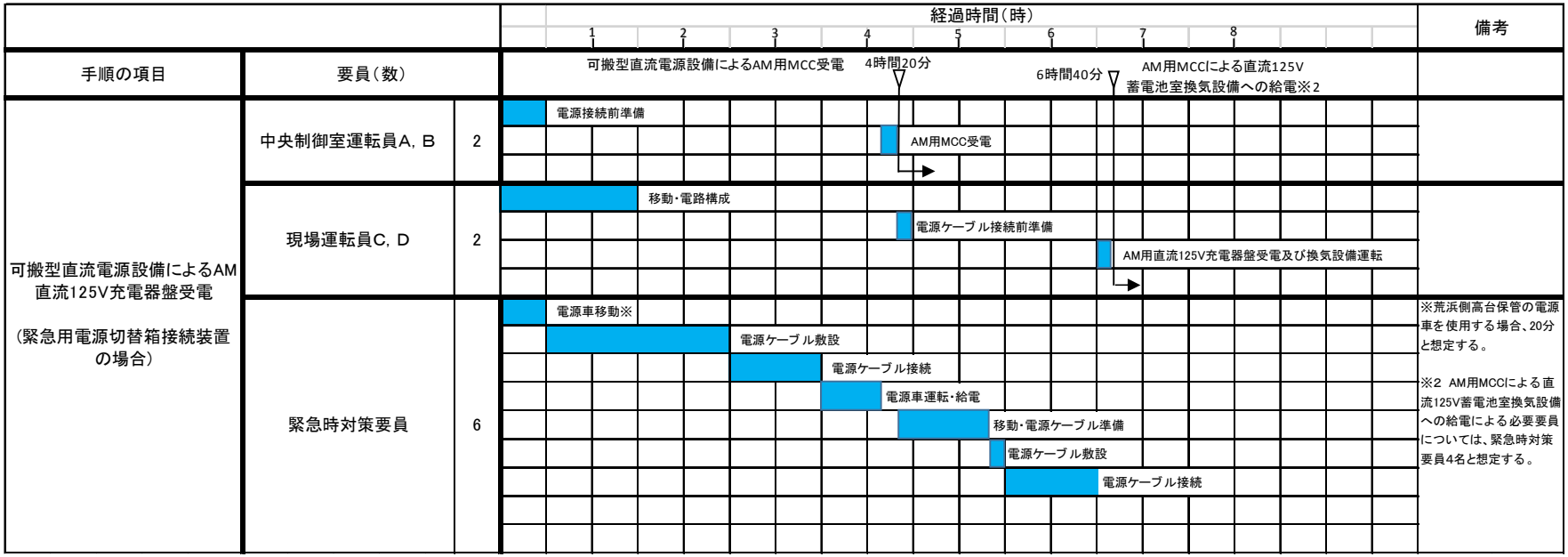


図 1.14.28　可搬型直流電源設備による給電(緊急用 M/C 経由の場合)　タイムチャート



※ 荒浜側高台保管の電源車を使用する場合は，電源車運転･給電開始まで約 5 時間 35 分で可能である。

図 1.14.29　可搬型直流電源設備による給電(AM 動力変圧器の場合)　タイムチャート



※ 荒浜側高台保管の電源車を使用する場合は，電源車運転･給電開始まで約 4 時間 00 分で可能である。

図 1.14.30　可搬型直流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置の場合)タイムチャート

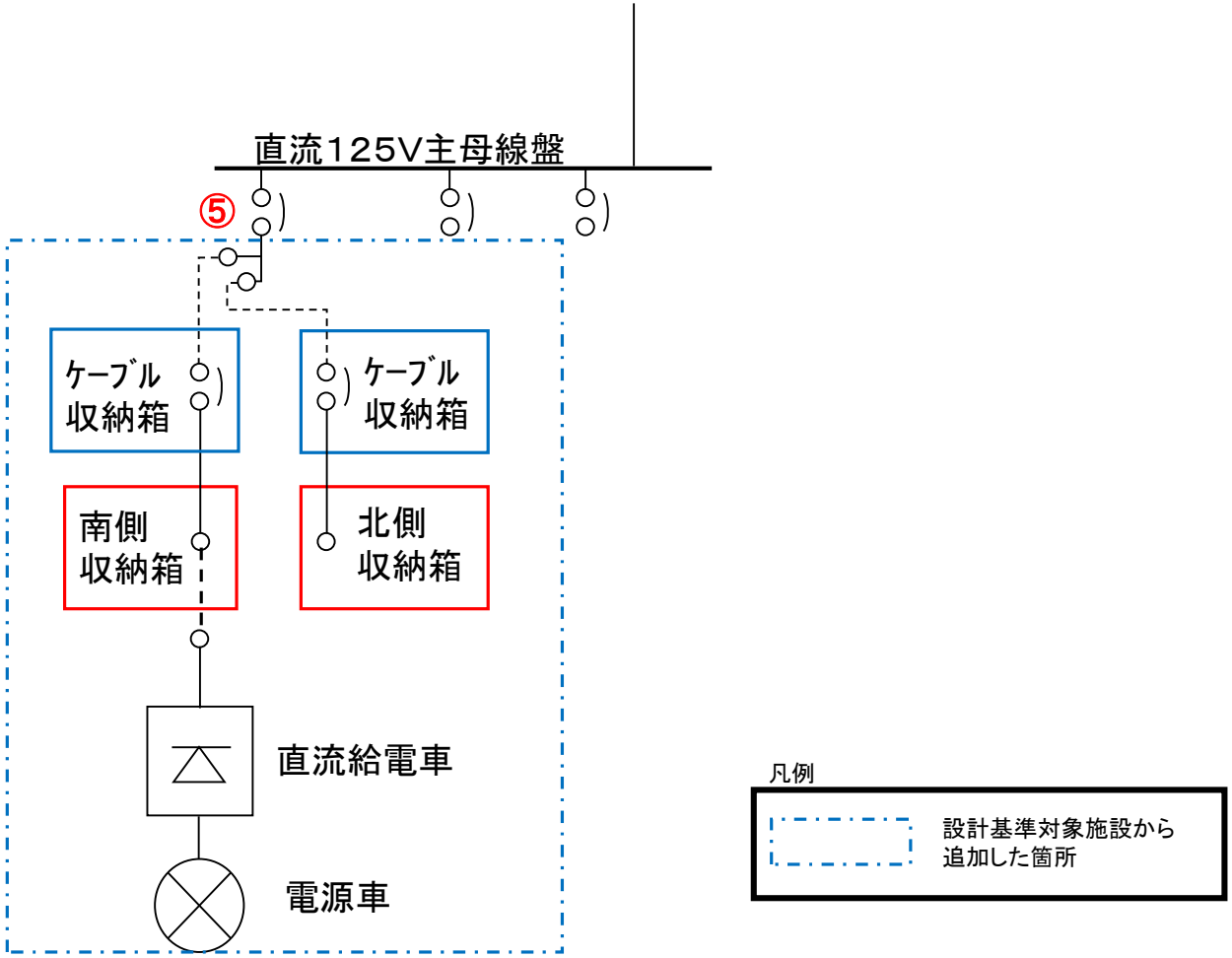
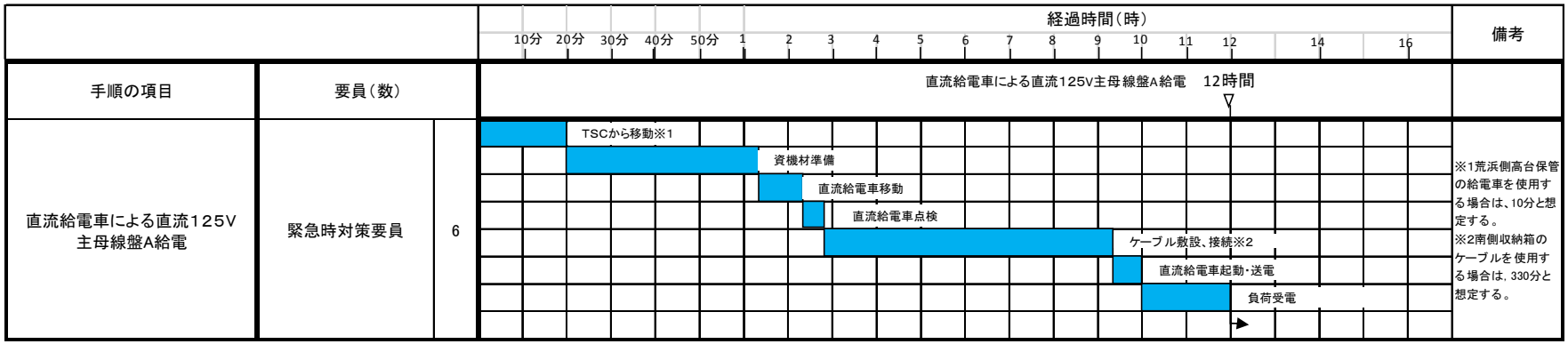


図 1.14.31　直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 受電　概要図



※ 荒浜側高台保管の電源車を使用する場合は，約 11 時間 50 分で可能である。

※ 南側収納箱のケーブルを使用する場合は，約 11 時間 00 分で可能である。

※ 荒浜側高台保管の電源車を使用し，かつ南側収納箱のケーブルを使用する場合は，約 10 時間 50 分で可能である。

図 1.14.32　直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電　タイムチャート

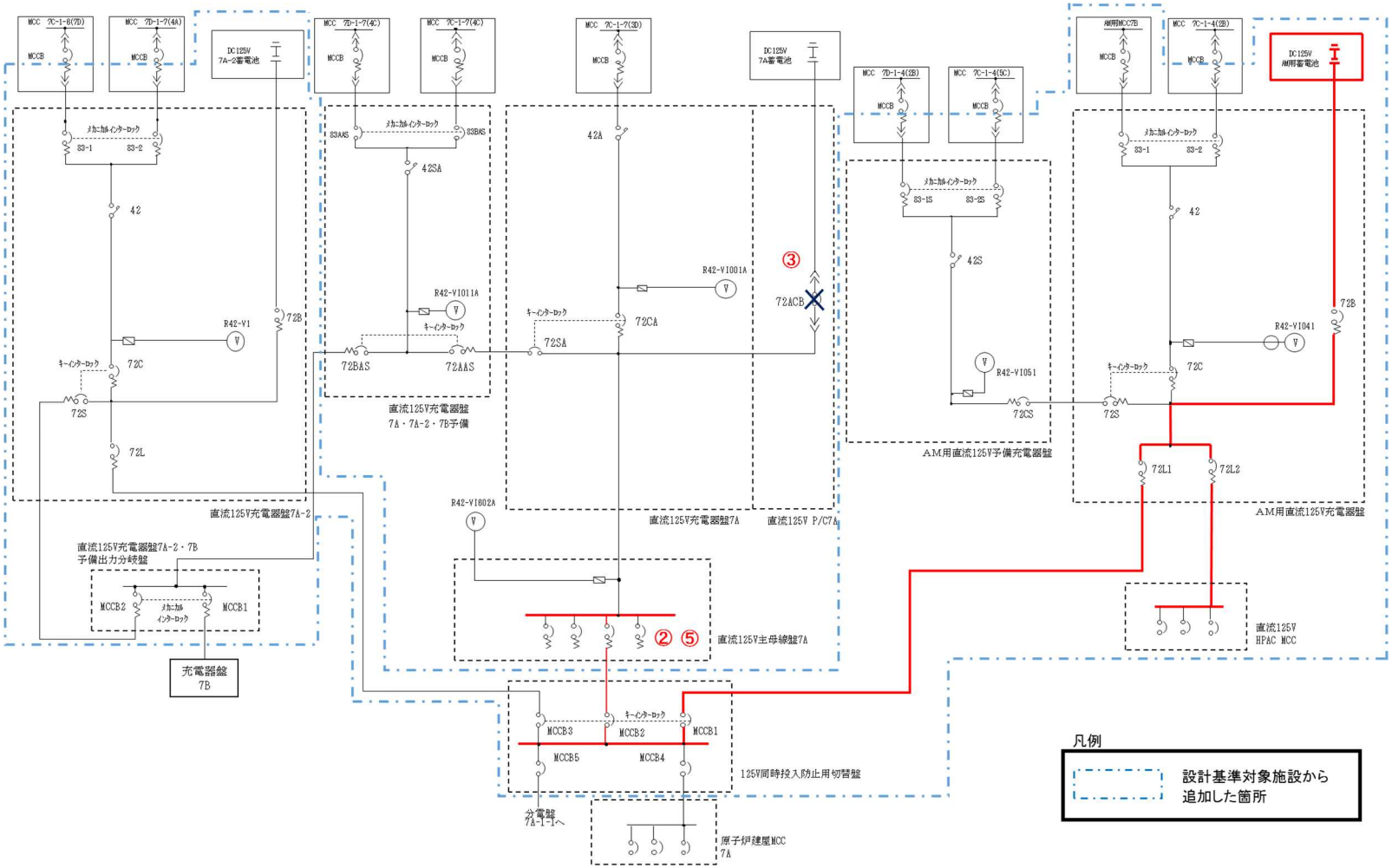


図 1.14.33　AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電　概要図

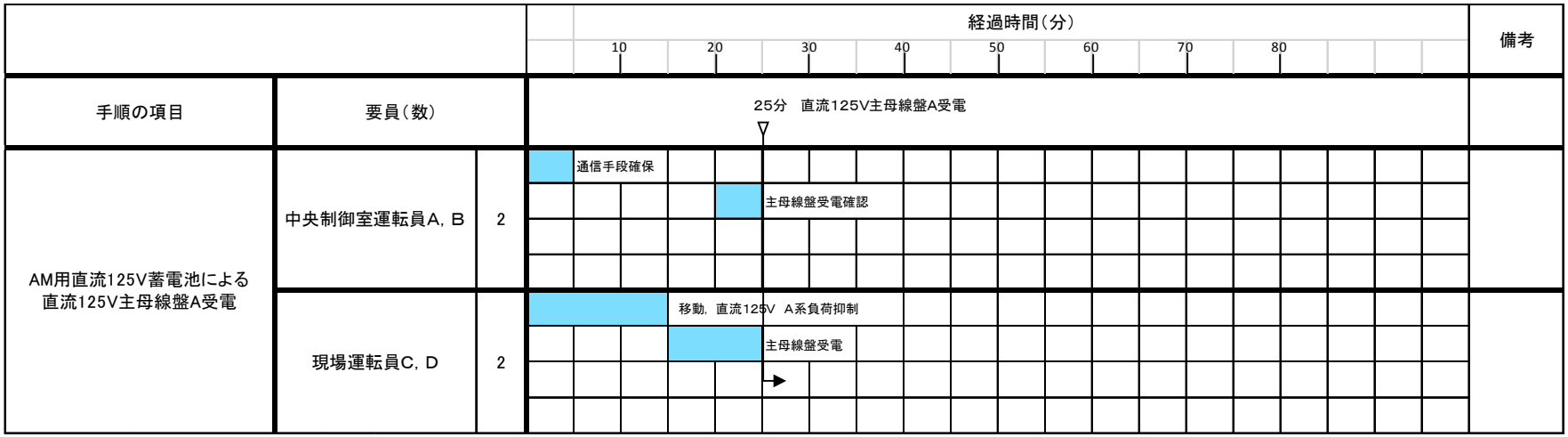


図 1.14.34　AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電　タイムチャート

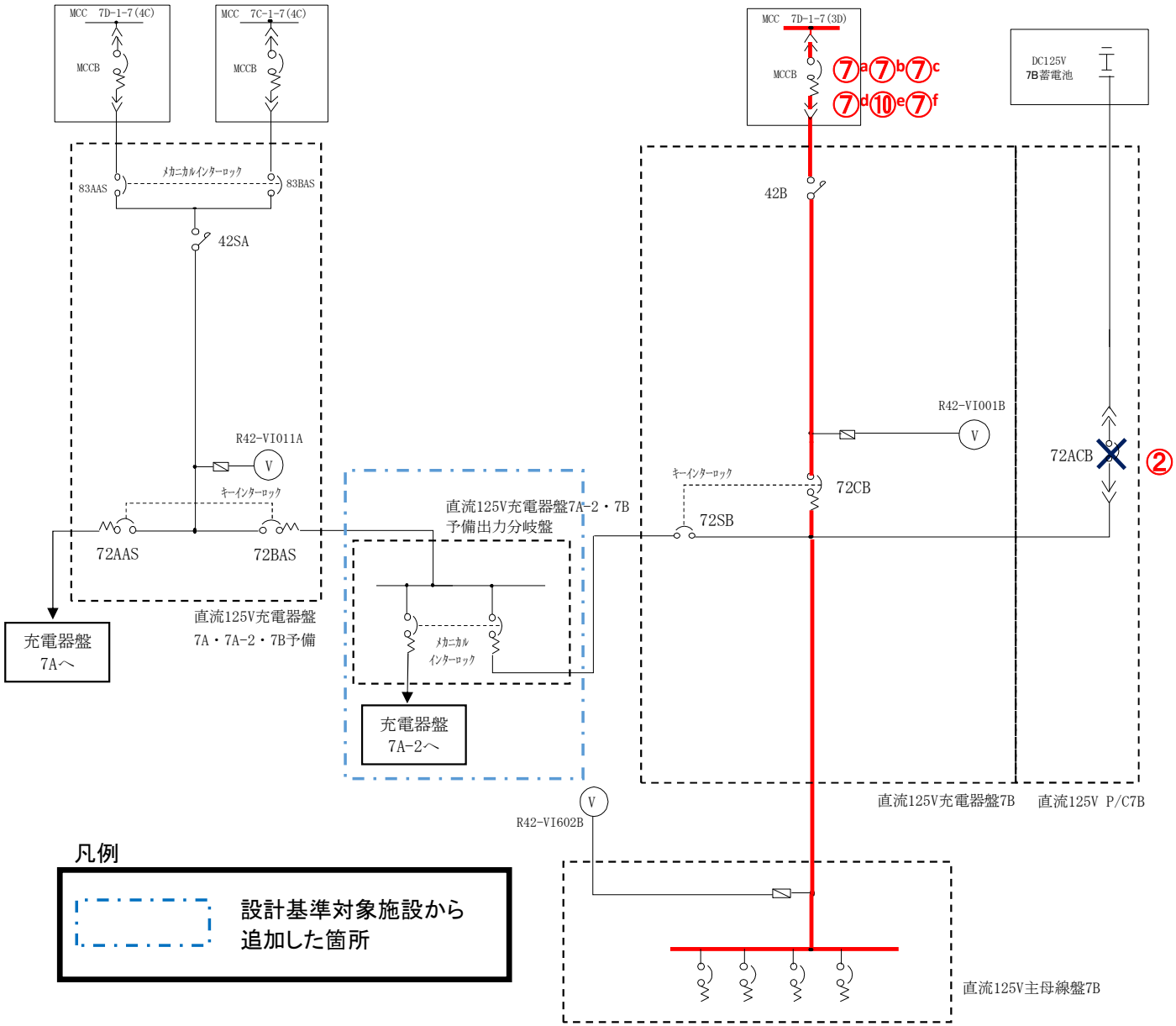
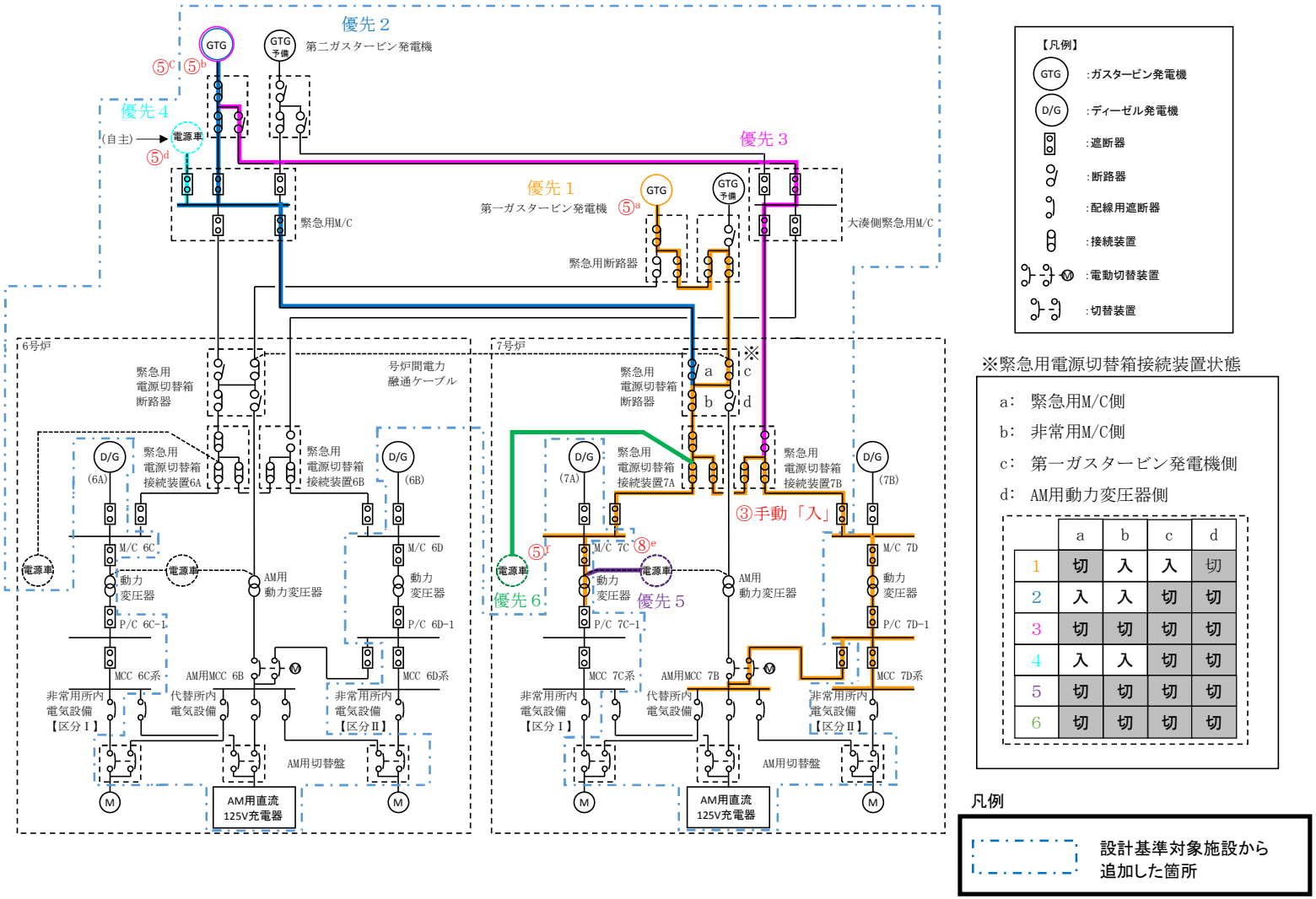


図 1.14.35　常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電　概要図



	a	b	c	d
1	切	入	入	切
2	入	入	切	切
3	切	切	切	切
4	入	入	切	切
5	切	切	切	切
6	切	切	切	切

操作手順	名称	操作場所
③	緊急用電源母線連絡	原子炉建屋地下1階(非管理区域)

図 1.14.36　常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電　概要図

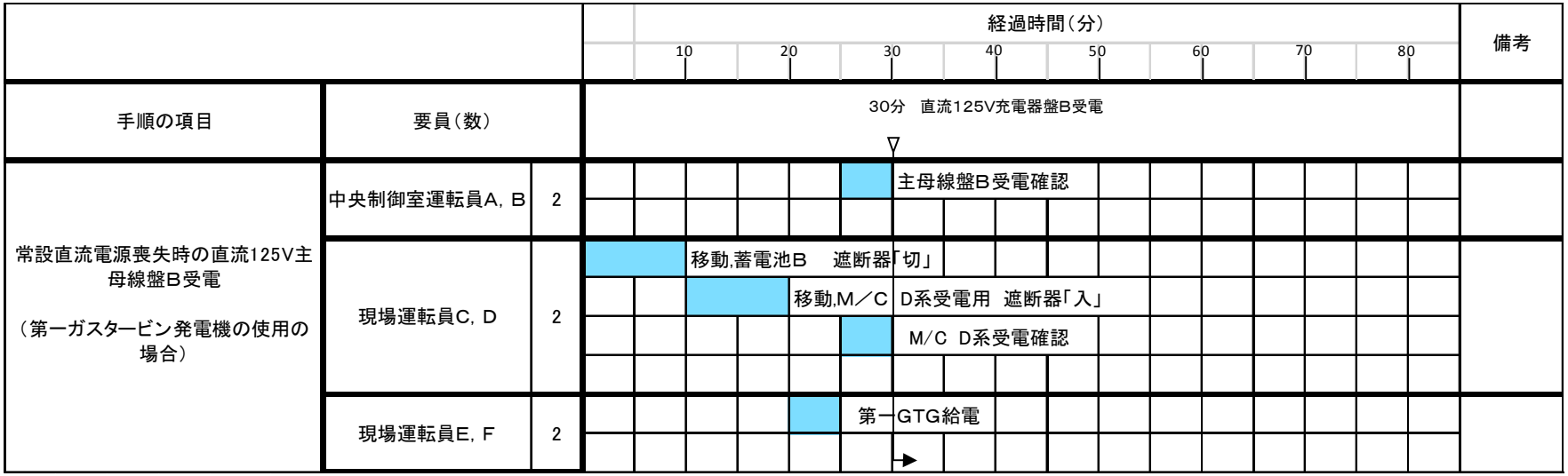


図 1.14.37　常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電
（第一ガスタービン発電機使用の場合）　タイムチャート

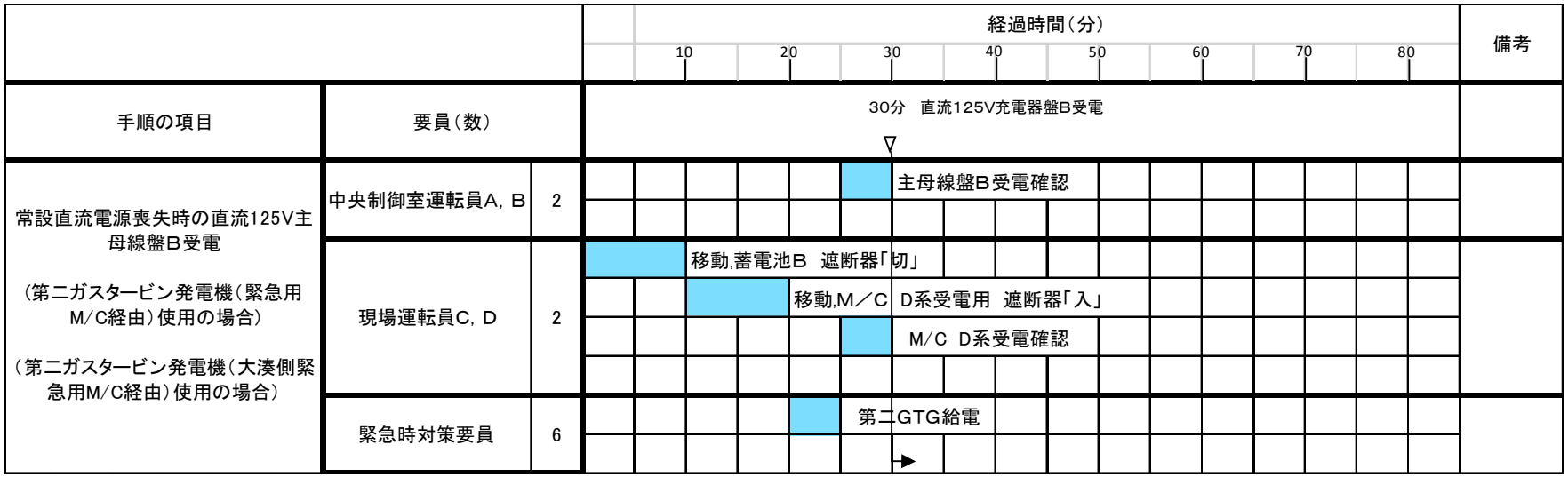


図 1.14.38　常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電
（第二ガスタービン発電機（緊急用 M/C 経由）使用の場合）
（第二ガスタービン発電機（大湊側緊急用 M/C 経由）使用の場合）
タイムチャート

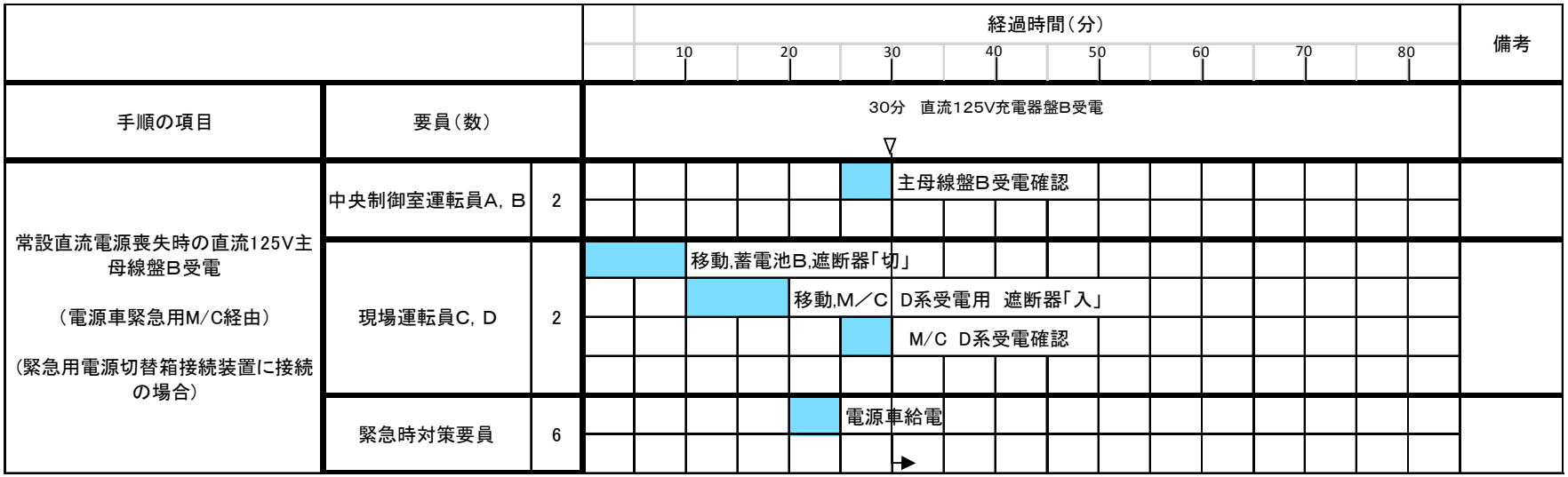


図 1.14.39　常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電
（電源車（緊急用 M/C 経由）使用の場合）
（電源車（緊急用電源切替箱接続装置に）接続の場合）
タイムチャート

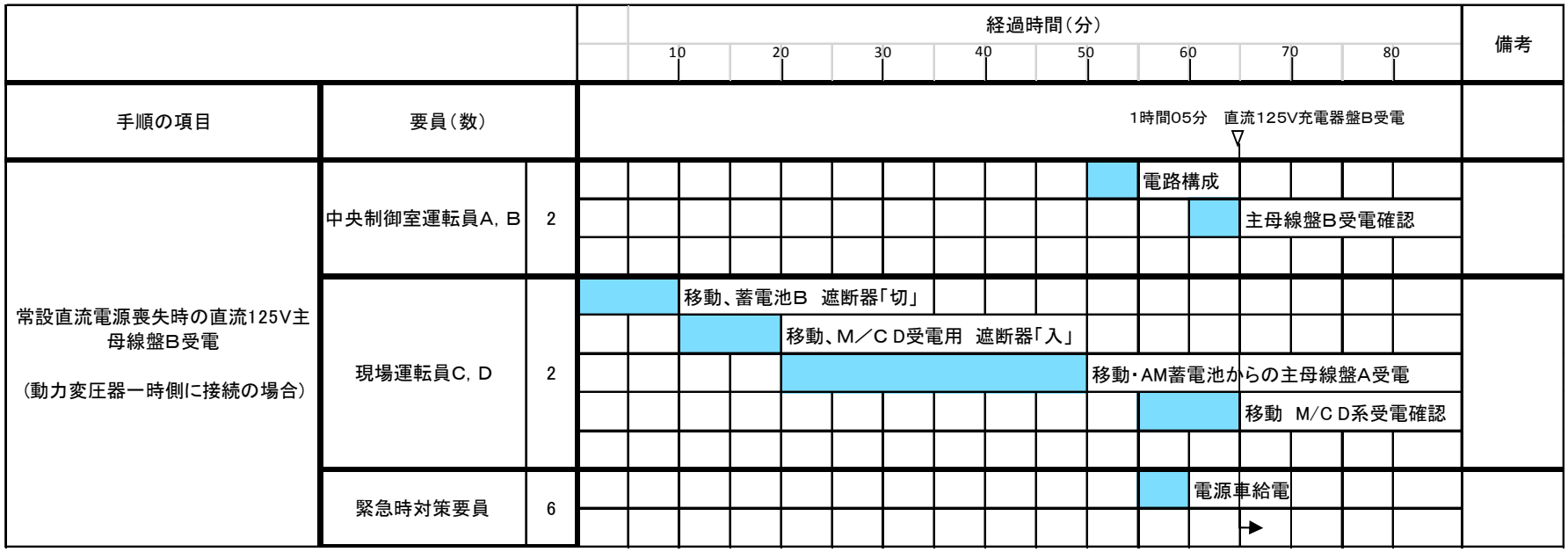


図 1.14.40　常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電
（電源車（動力変圧器一時側に接続）の場合）
タイムチャート

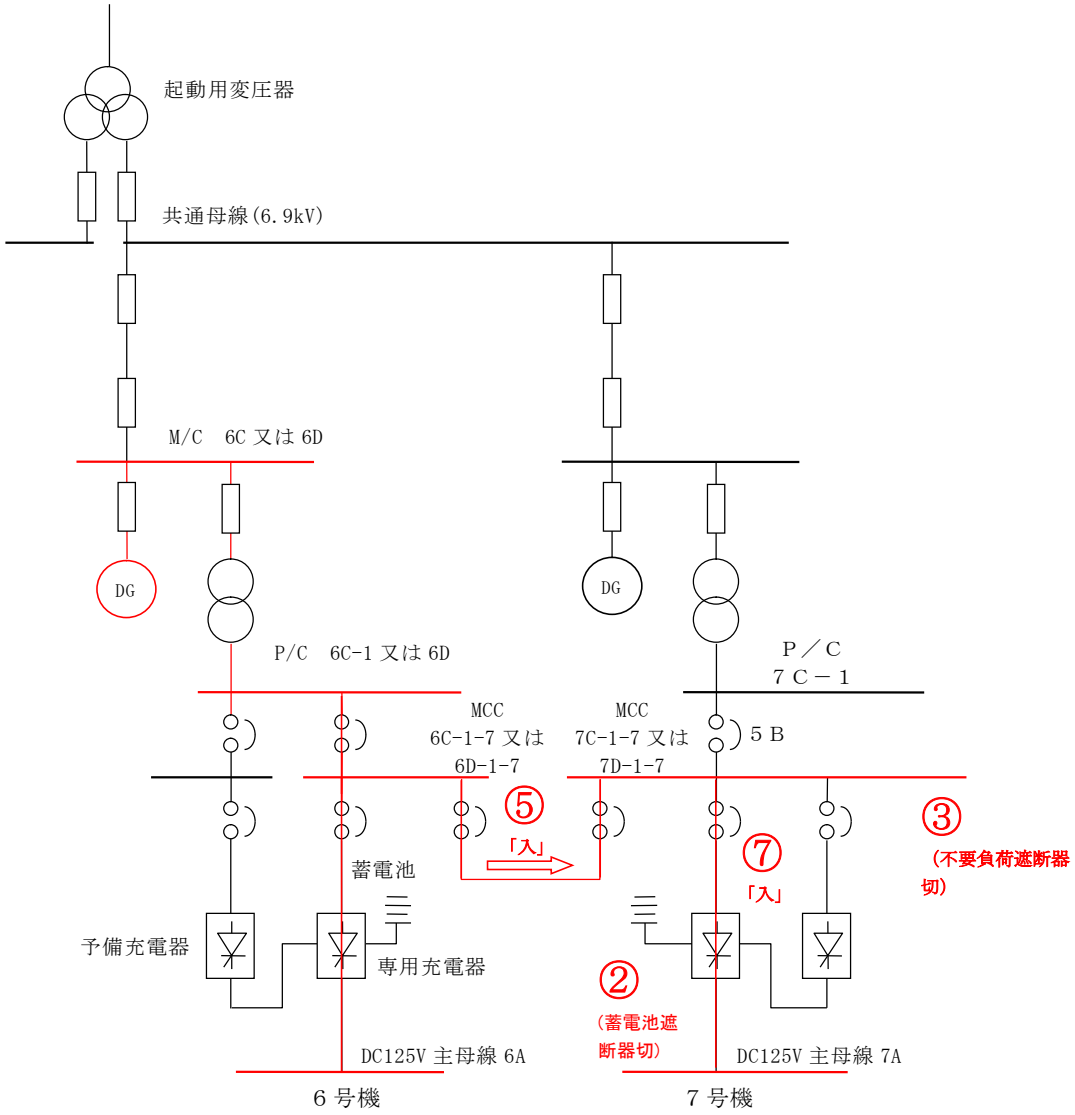


図 1.14.41　低圧電源号炉間融通による直流 125V 主母線盤 A 又は B 受電　概要図

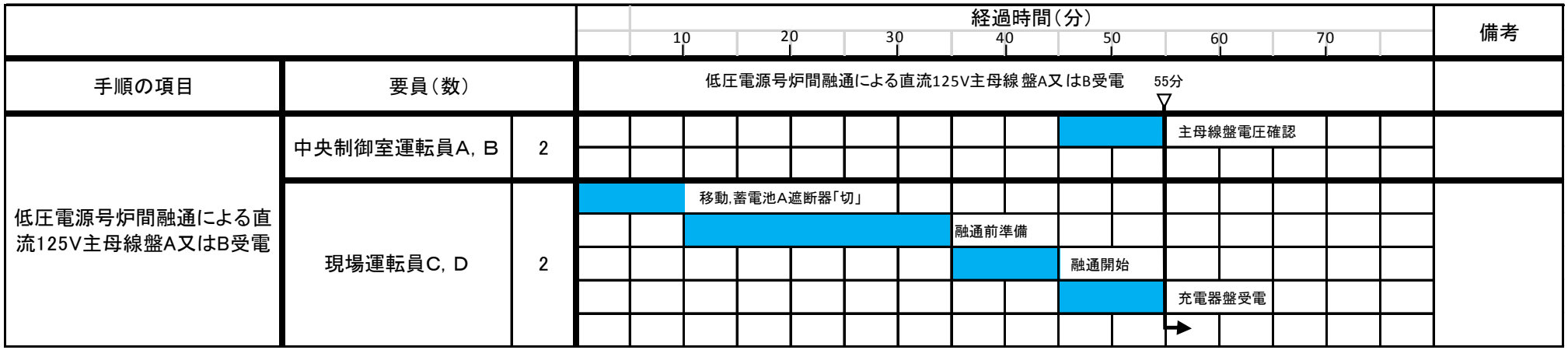
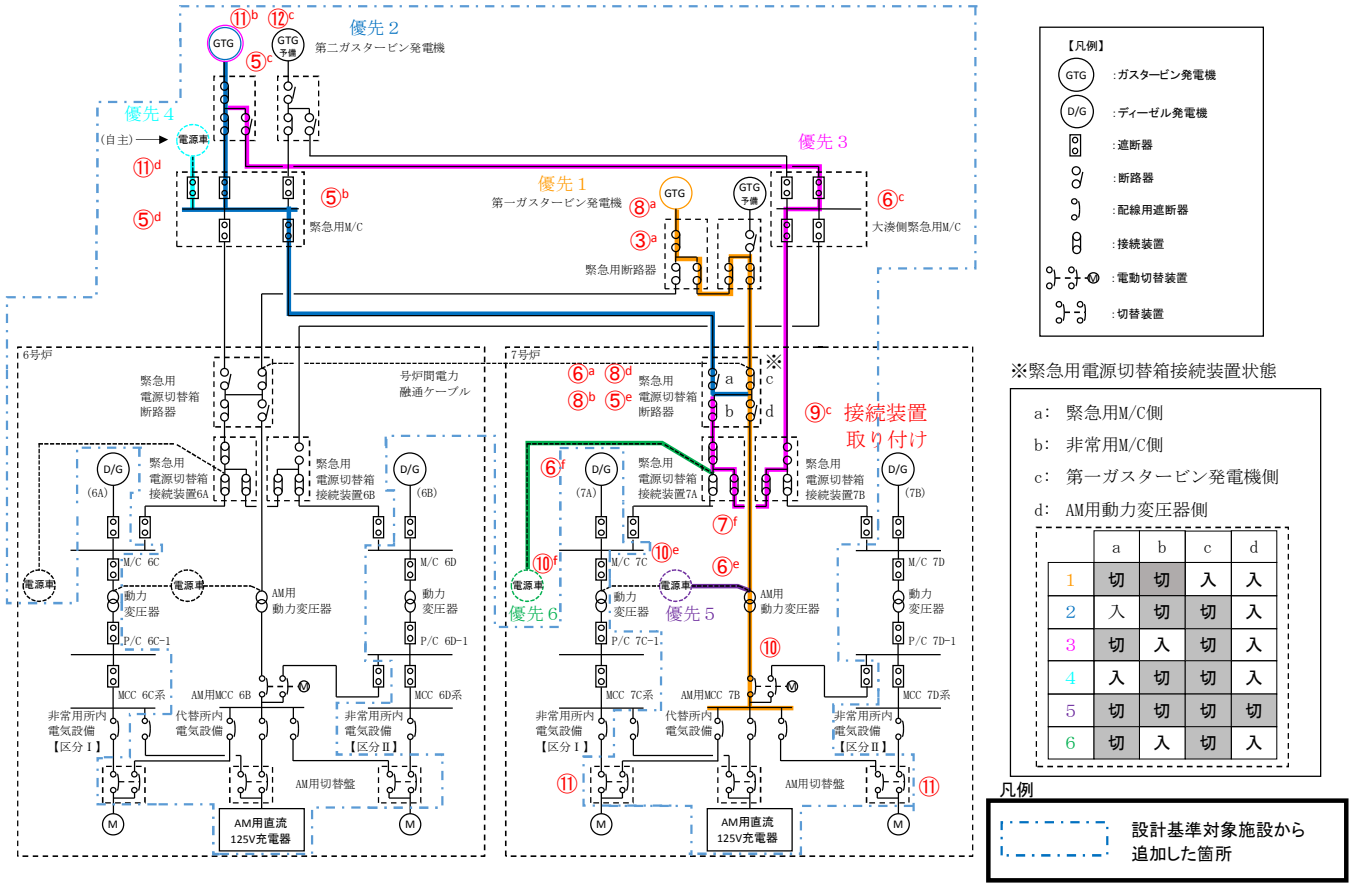


図 1.14.42　低圧電源号炉間融通による直流 125V 主母線盤 A 又は B 受電タイムチャート



	a	b	c	d
1	切	切	入	入
2	入	切	切	入
3	切	入	切	入
4	入	切	切	入
5	切	切	切	切
6	切	入	切	入

操作手順	名称	操作場所
⑨c	緊急用電源切替箱内接続装置(大湊側)	原子炉建屋地下1階(非管理区域)

図 1.14.43　AM 用 MCC 受電(緊急用 M/C からの受電)　概要図

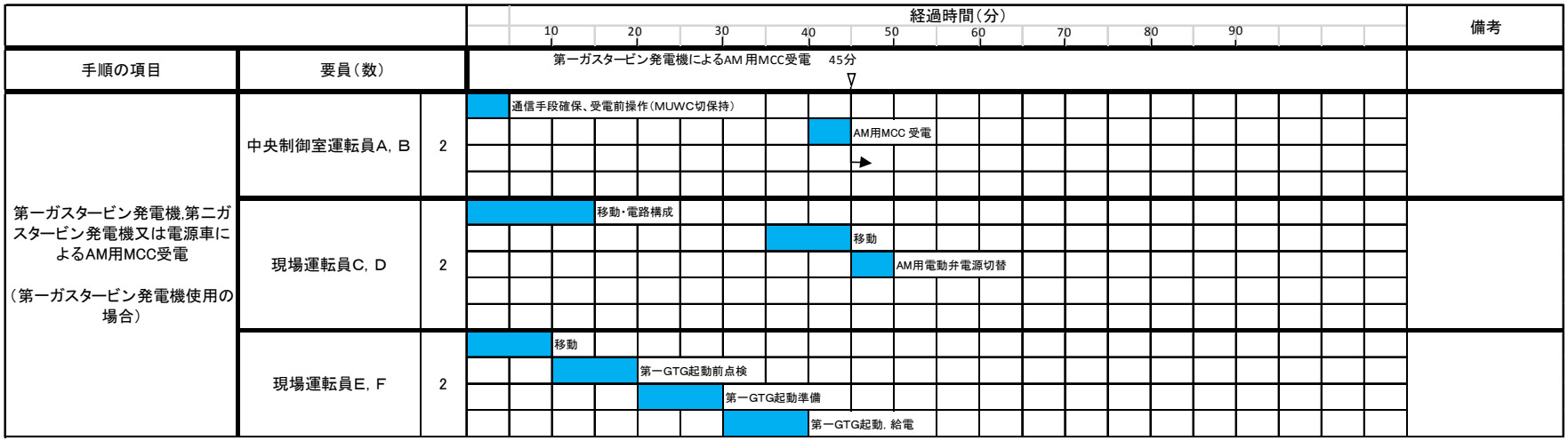


図 1.14.44　第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電
（第一ガスタービン発電機の使用の場合）
タイムチャート

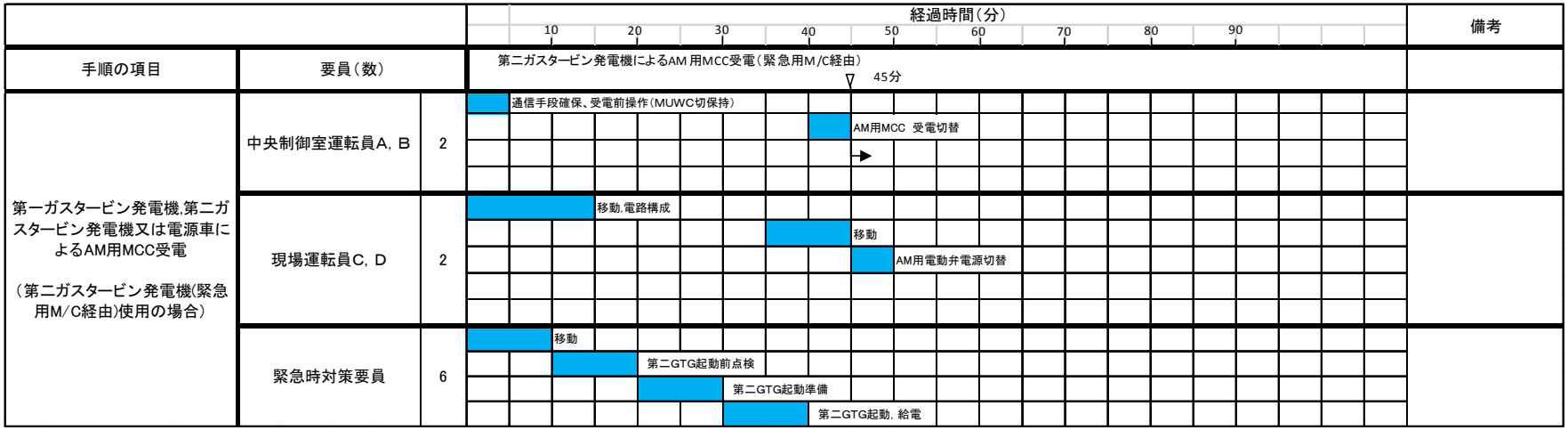


図 1.14.45　第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電（第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由）使用の場合）タイムチャート

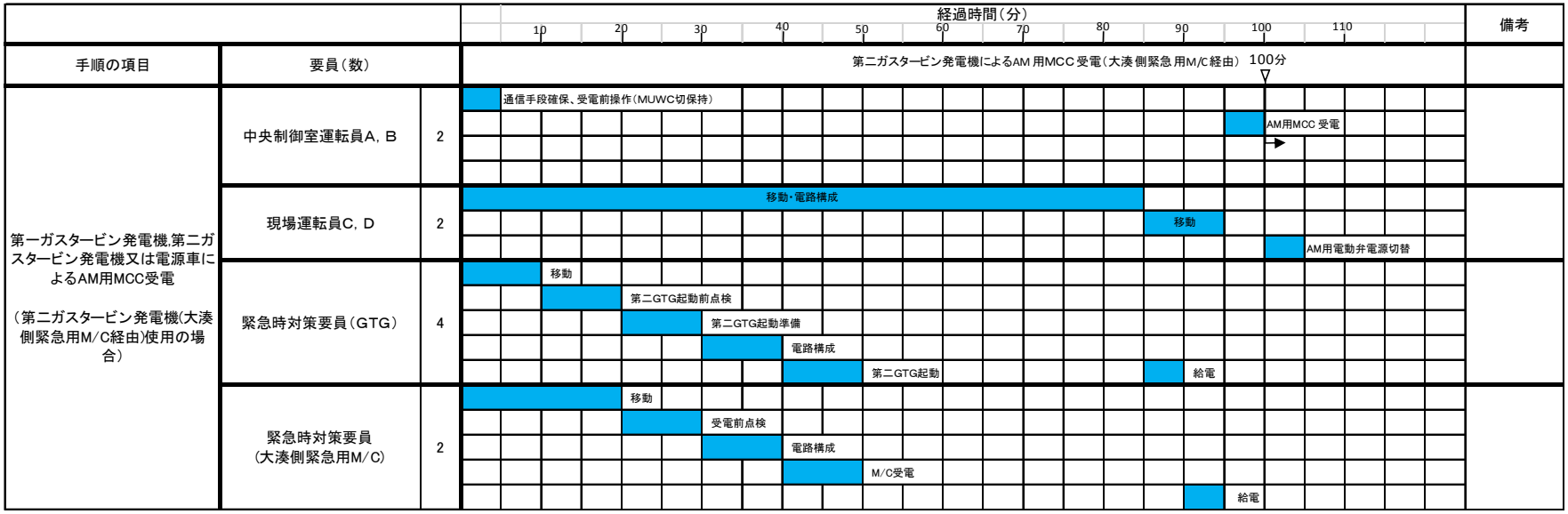


図 1.14.46　第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電
（第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由）使用の場合）
タイムチャート

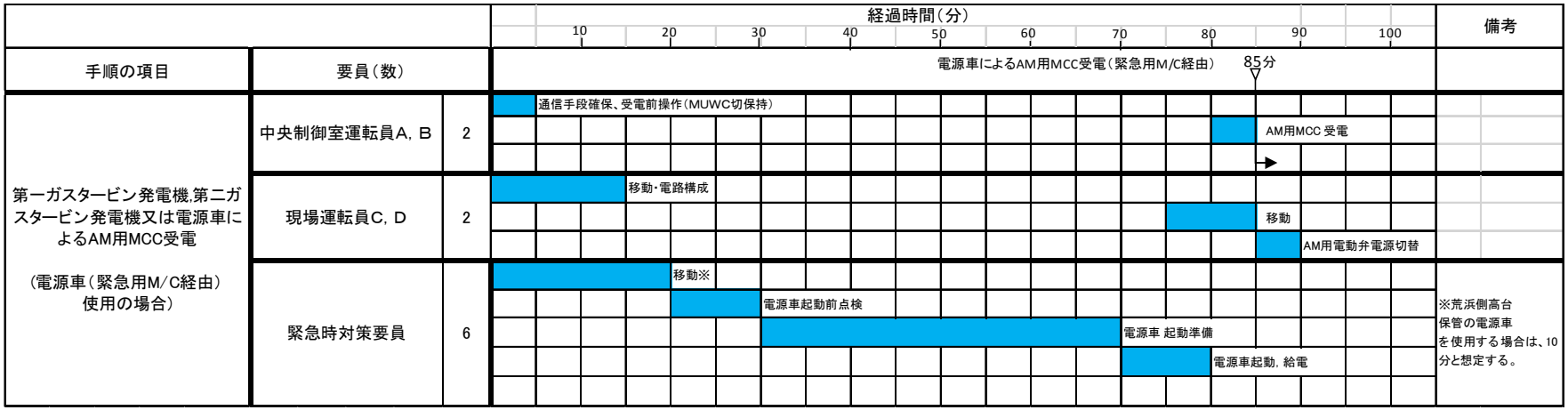
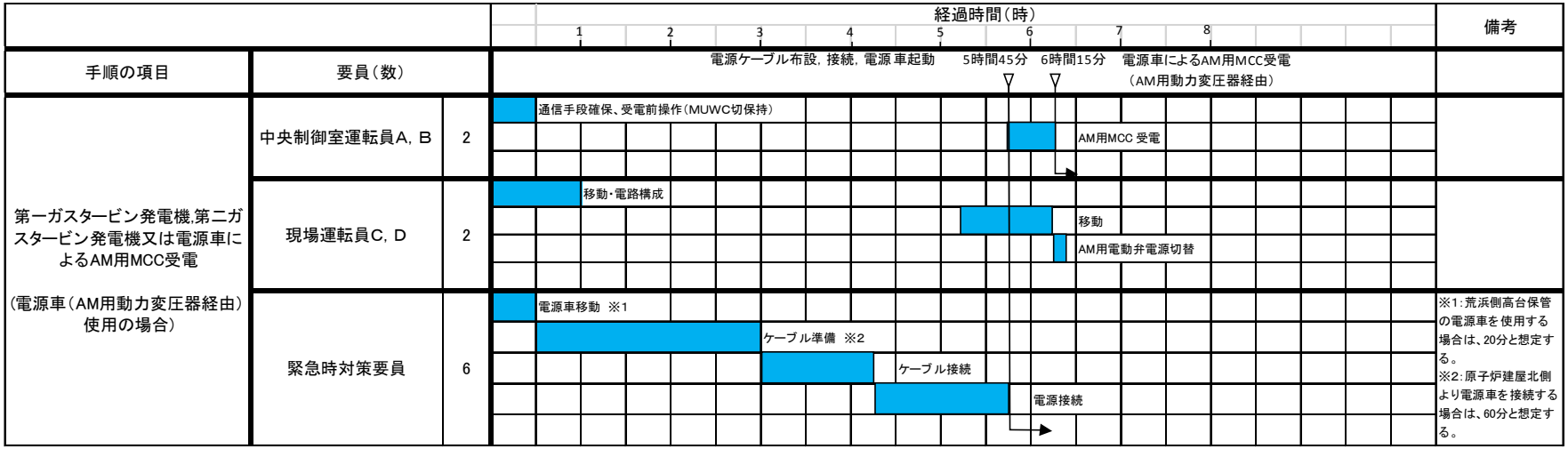


図 1.14.47　第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電（電源車(緊急用 M/C 経由）使用の場合）タイムチャート

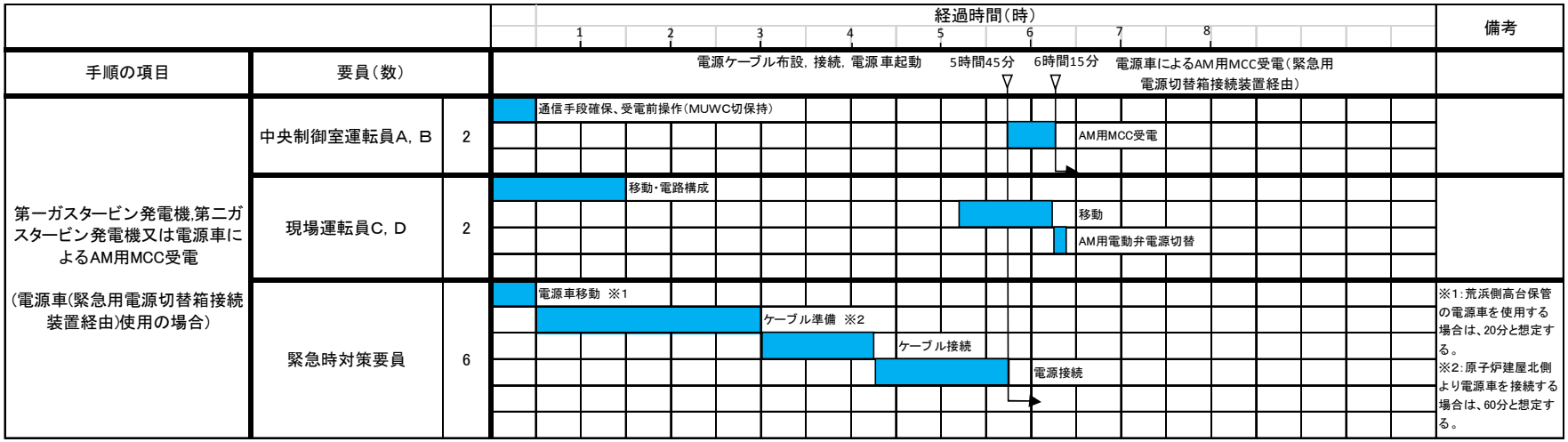


※ 荒浜側高台保管の電源車を使用する場合は，約 5 時間 35 分で可能である。

※ 原子炉建屋北側より電源車を接続する場合は，約 4 時間 15 分で可能である。

※ 荒浜側高台保管の電源車を使用し，かつ原子炉建屋北側より電源車を接続する場合は，約 4 時間 5 分で可能である。

図 1.14.48　第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電（電源車（AM 用動力変圧器経由）使用の場合）タイムチャート



※ 荒浜側高台保管の電源車を使用する場合は，約 5 時間 35 分で可能である。

※ 原子炉建屋北側より電源車を接続する場合は，約 4 時間 15 分で可能である。

※ 荒浜側高台保管の電源車を使用し，かつ原子炉建屋北側より電源車を接続する場合は，約 4 時間 5 分で可能である。

図 1.14.49　第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電（電源車(緊急用電源切替箱接続装置経由)使用の場合）タイムチャート

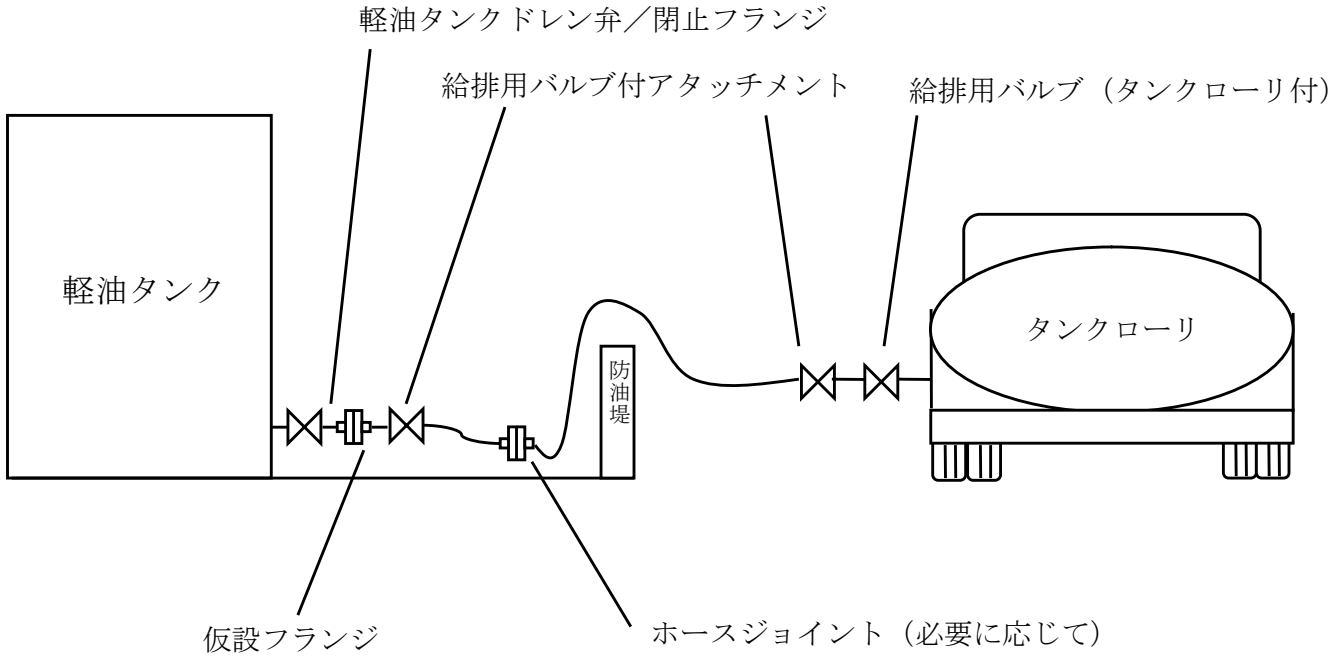
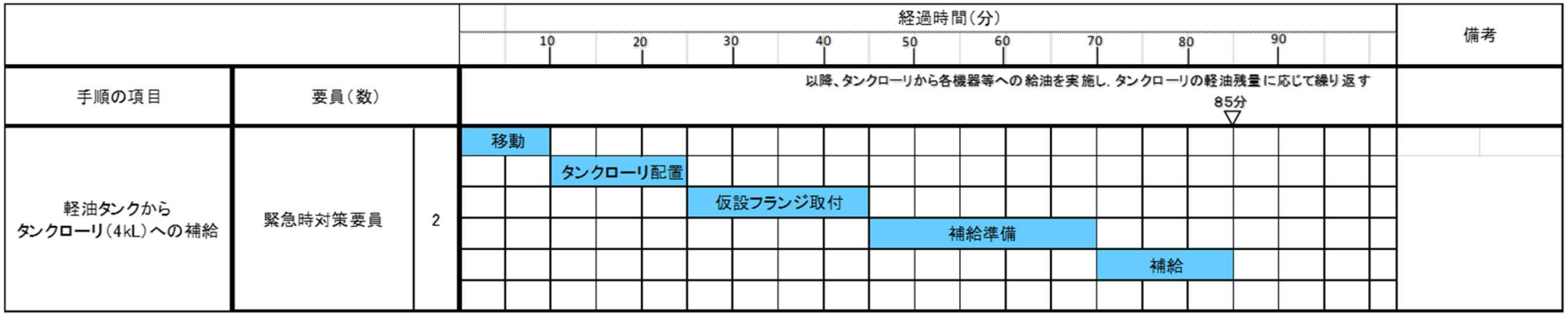


図 1.14.50　軽油タンクからタンクローリへの給油　概要図



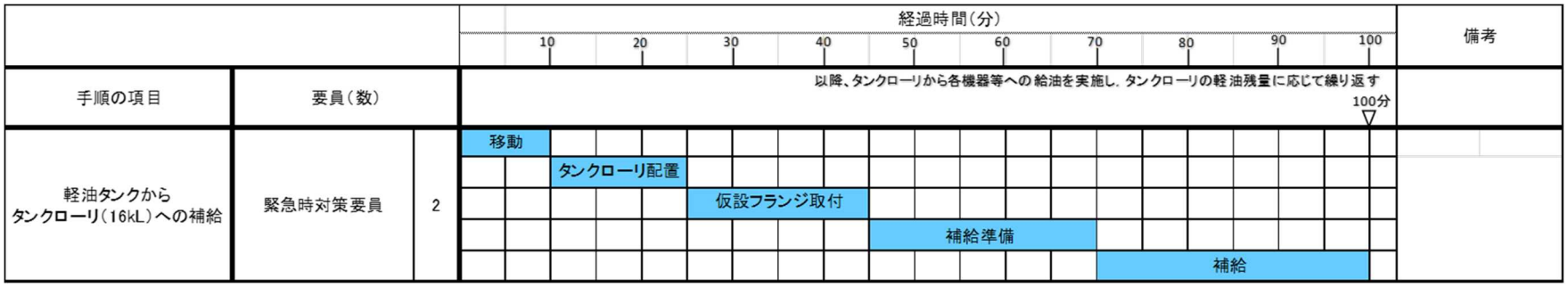


図 1.14.51　軽油タンクからタンクローリへの給油　タイムチャート

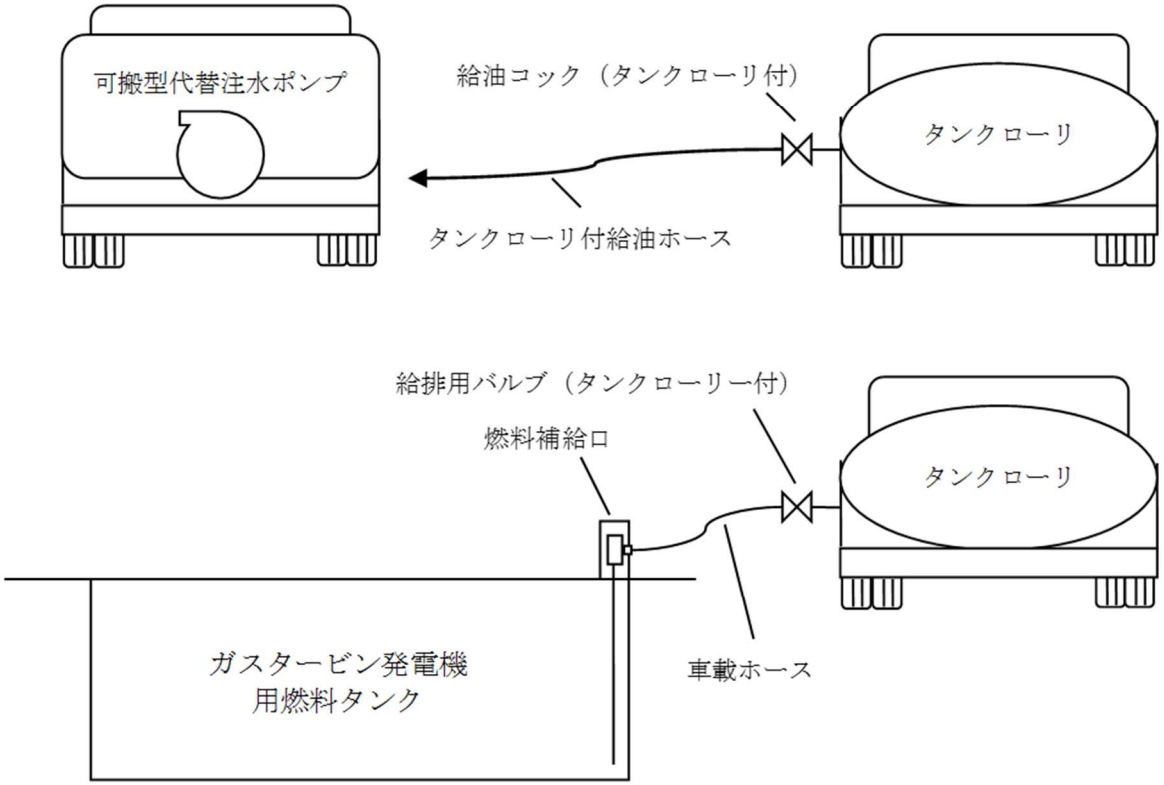


図 1.14.52 タンクローリから各機器等への補給　概要図

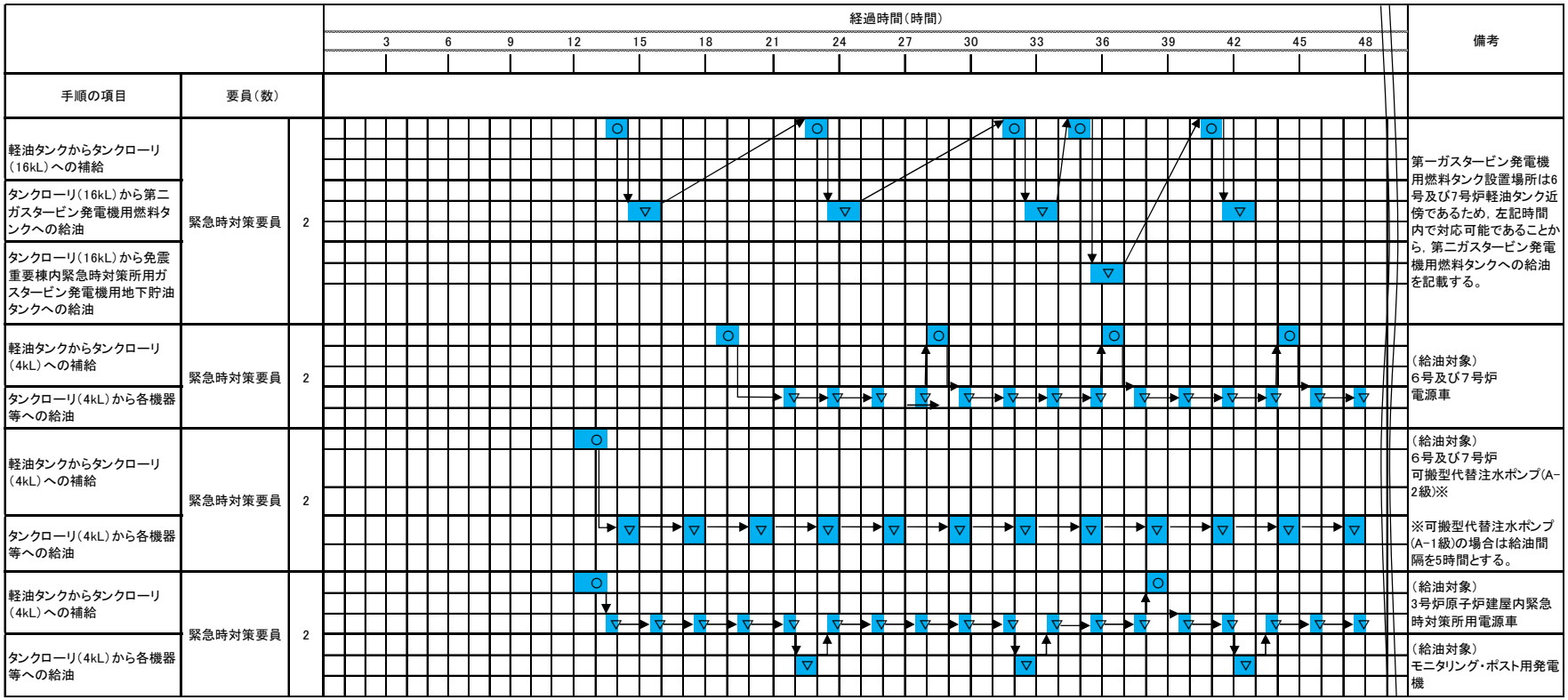
			経過時間（分） 10 20 30 40 50 60 70 80 90	備考
手順の項目	要員（数）		15分 以降、各設備への給油を繰り返し，タンクローリの軽油残量に応じて軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給を繰り返す	
タンクローリ（4kL）から各設備等への給油	緊急時対策要員	2	移動 給油準備・給油 片付け	移動は，6号炉軽油タンクから給油対象設備までを想定する。左記タイムチャートは標準的な場合の時間を示す。

注：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は前後する。
電源車（代替熱交換器車使用時は2台使用）へ給油する場合は，移動時間を2分，給油時間を5分，トータル約17分で可能である。
可搬型代替注水ポンプ（A-1級）へ給油する場合は，移動時間を2分，給油時間を2分，トータル約13分で可能である。
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）へ給油する場合は，移動時間を1分，給油時間を1分，トータル約11分で可能である。
3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車へ給油する場合は，移動時間を5分，給油時間を3分，トータル約17分で可能である。
モニタリング・ポスト用発電機へ給油する場合は，移動時間を6分，給油時間を2分，トータル約17分で可能である。
ディーゼル駆動消火ポンプへ給油する場合は，移動時間を3分，給油時間を2分，トータル約19分で可能である。
大容量送水車へ給油する場合は，移動時間を2分，給油時間を6分，トータル約18分で可能である。
仮設発電機（純水補給水系による復水貯蔵槽への補給で使用）へ給油する場合は，移動時間を3分，給油時間を4分，トータル約16分で可能である。

			経過時間（分） 10 20 30 40 50 60 70 80 90	備考
手順の項目	要員（数）		以降、ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油を繰り返し、タンクローリの軽油残量に応じて軽油タンクからタンクローリ（16kL）への補給を繰り返す 90分	
タンクローリ（16kL）から各設備への給油（第二ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油）	緊急時対策要員	2	移動 給油準備・給油 片付け	第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの移動は1分，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクへの移動は5分を想定する。

注：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の軽油残量により時間は前後する。
第一ガスタービン発電機用燃料タンクへ給油する場合は，トータル約82分で可能である。
免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクへ給油する場合は，トータル約86分で可能である。

図 1.14.53 タンクローリから各機器等への給油　タイムチャート



○ 軽油タンクからタンクローリへの補給
▽ タンクローリから各機器等への給油
注：上記以外の可搬設備を使用する場合は，各車輌の燃料消費量を考慮し給油を実施する。

図 1.14.54　軽油タンクからタンクローリ・タンクローリから各機器等への給油 7 日間サイクル　タイムチャート
（二日間分の記載。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）

(1)交流電源喪失時

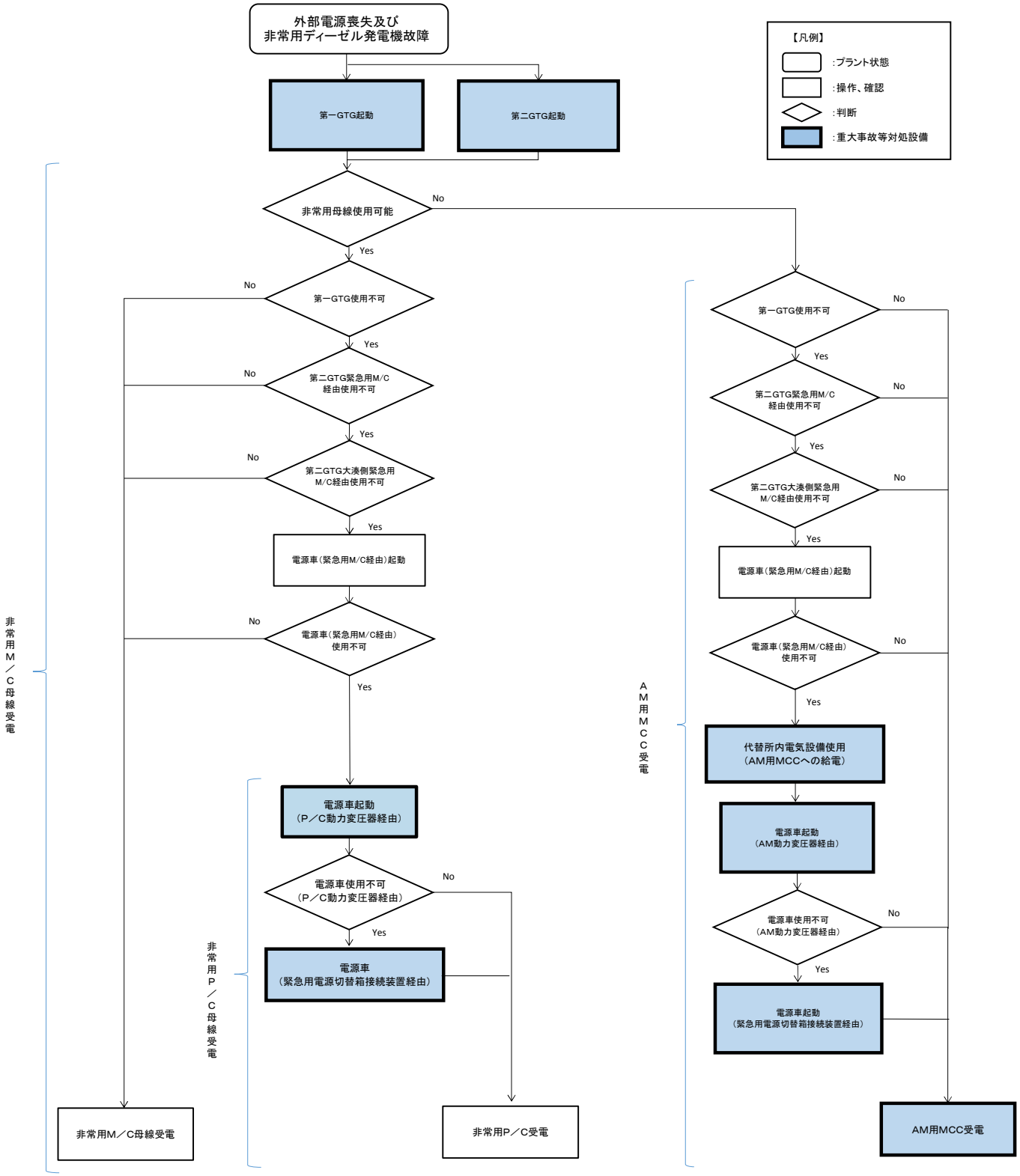


図 1.14.55　重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート(1/2)

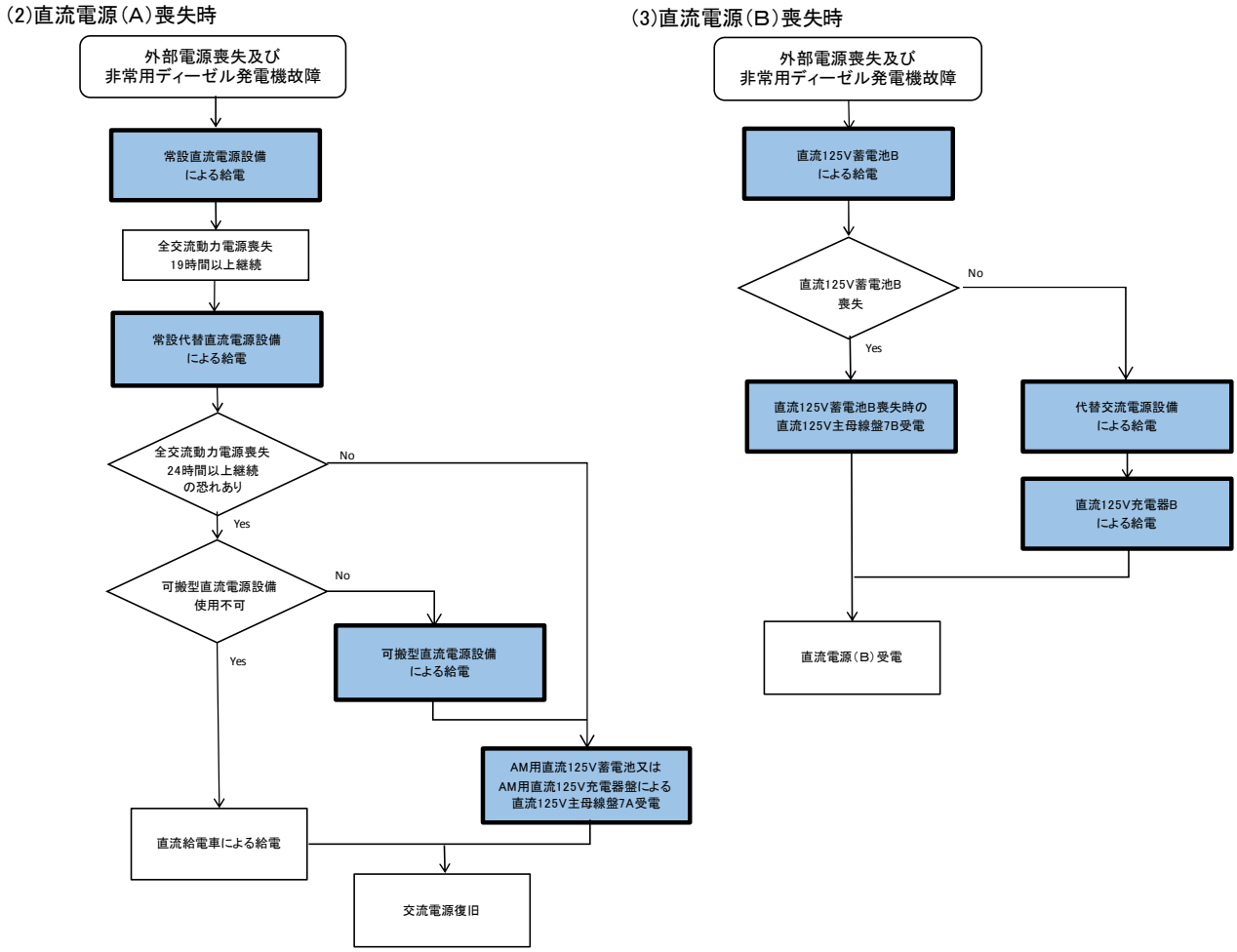


図 1.14.55　重大事故等発生時の対応手段選択フローチャート(2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/4)

技術的能力審査基準（1.14）	番号	設置許可基準規則（57条）	技術基準規則（72条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。 ２ 発電用原子炉施設には、第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を施設しなければならない。 ２ 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。	⑥
【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。	－	【解釈】 １ 第１項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 １ 第１項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
（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。	②	ａ）代替電源設備を設けること。 ｉ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。	ａ）代替電源設備を設けること。 ｉ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。	⑦
		ⅱ）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。	ⅱ）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。	⑧
		ⅲ）設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。	ⅲ）設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。	⑨
ｂ）所内直流電源設備から給電されている２４時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。	③	ｂ）所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16 時間の合計24 時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。	ｂ）所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16 時間の合計24 時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。	⑩
		ｃ）24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	ｃ）24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。	⑪
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。	④	ｄ）複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	ｄ）複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。	⑫
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。	⑤	ｅ）所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	ｅ）所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等）は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。	⑬
－	－	２ 第２項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 ａ）更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16 時間の合計24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう１系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。	２ 第２項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。 ａ）更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16 時間の合計24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう１系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/4)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機	新設	① ② ⑥ ⑧ ⑨	常設代替交流電源設備による給電（大湊側緊急用高圧母線経由）	第二ガスタービン発電機	常設	95分	10名	自主対策とする理由は本文参照
	第一ガスタービン発電機用燃料タンク	新設			第二ガスタービン発電機用燃料タンク	常設			
	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	新設			第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設			
	第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁	新設			第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁	常設			
	第二ガスタービン発電機	新設			大湊側緊急用高圧母線	常設			
	第二ガスタービン発電機用燃料タンク	新設			緊急用電源切替箱接続装置	常設			
	第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	新設			非常用高圧母線C系	常設			
	第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁	新設			非常用高圧母線D系	常設			
	緊急用断路器	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	緊急用高圧母線	新設		可搬型代替交流電源設備による給電（緊急用高圧母線経由）	電源車	可搬	115分	10名	自主対策とする理由は本文参照
	緊急用電源切替箱断路器	新設			緊急用高圧母線	常設			
	緊急用電源切替箱接続装置	新設			緊急用電源切替箱断路器	常設			
	非常用高圧母線C系	既設			緊急用電源切替箱接続装置	常設			
	非常用高圧母線D系	既設			非常用高圧母線C系	常設			
	AM用動力変圧器	新設			非常用高圧母線D系	常設			
	AM用MCC	新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	燃料補給設備	既設 新設			－	－			
可搬型代替交流電源設備による給電	電源車	新設	① ② ③ ⑥ ⑦ ⑨	－	－	－	－	－	－
	緊急用電源切替箱断路器	新設							
	緊急用電源切替箱接続装置	新設							
	非常用高圧母線C系	既設							
	非常用高圧母線D系	既設							
	AM用動力変圧器	新設							
	AM用MCC	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
可搬型代替交流電源設備による代替原子炉補機冷却系への給電	電源車	新設	① ② ⑥ ⑦ ⑨	－	－	－	－	－	－
	移動式変圧器	新設							
	燃料補給設備	既設 新設							
	－	－							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/4)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
号炉間電力融通ケーブルによる給電	号炉間電力融通ケーブル	新設	① ④ ⑥ ⑫	－	－	－	－	－	－
	緊急用電源切替箱断路器	新設							
	緊急用電源切替箱接続装置	新設							
	非常用高圧母線C系	既設							
	非常用高圧母線D系	既設							
所内蓄電式直流電源設備による給電	直流125V蓄電池A	既設	① ② ⑥ ⑨ ⑩	－	－	－	－	－	－
	直流125V蓄電池A-2	新設							
	AM用直流125V蓄電池	新設							
	直流125V充電器A	既設							
	直流125V充電器A-2	新設							
	AM用直流125V充電器	新設							
常設代替直流電源設備による給電	AM用直流125V蓄電池	新設	① ② ⑥ ⑨ ⑩	－	－	－	－	－	－
	AM用直流125V充電器	新設							
可搬型直流電源設備による給電	電源車	新設	① ② ③ ⑥ ⑦ ⑨ ⑪	可搬型直流電源設備による給電（緊急用高圧母線経由）	電源車	可搬	3時間45分	10名	自主対策とする理由は本文参照
	緊急用電源切替箱断路器	新設			緊急用高圧母線	常設			
	緊急用電源切替箱接続装置	新設			緊急用電源切替箱断路器	常設			
	AM用動力変圧器	新設			AM用動力変圧器	常設			
	AM用MCC	新設			AM用MCC	常設			
	AM用切替盤	新設			AM用切替盤	常設			
	AM用直流125V充電器	新設			AM用直流125V充電器	常設			
	燃料補給設備	既設 新設			燃料補給設備	常設 可搬			
	－	－	－	直流給電車による給電	電源車	可搬	12時間	6名	自主対策とする理由は本文参照
					直流給電車	可搬			
					燃料補給設備	常設 可搬			
－	－	－	－	低圧電源融通による給電	号炉間連絡ケーブル	常設	55分	4名	自主対策とする理由は本文参照
代替所内電気設備による給電	緊急用断路器	新設	① ⑤ ⑥ ⑨ ⑬	代替所内電気設備による給電（大湊側緊急用高圧母線経由）	大湊側緊急用高圧母線	常設	100分	10名	自主対策とする理由は本文参照
	緊急用高圧母線	新設			緊急用電源切替箱接続装置	常設			
	緊急用電源切替箱断路器	新設			緊急用電源切替箱断路器	常設			
	緊急用電源切替箱接続装置	新設			AM用動力変圧器	常設			
	AM用動力変圧器	新設			AM用MCC	常設			
	AM用MCC	新設			AM用切替盤	常設			
	AM用切替盤	新設			AM用操作盤	常設			
	AM用操作盤	新設			－	－			
	非常用高圧母線C系	既設							
	非常用高圧母線D系	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4/4)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
燃料補給設備による給油	軽油タンク	既設	① ② ⑥	－	－	－	－	－	－
	タンクローリ(16kL)	新設							
	タンクローリ(4kL)	新設							

重大事故対策の成立性

1.第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電

(1)第一ガスタービン発電機起動及びM/C C系及びD系受電

a.操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失によりM/C C系及びD系非常用高圧母線へ給電できない場合に第一ガスタービン発電機を起動し，M/C C系及びD系を受電する。

非常用高圧母線M/C D系を受電することにより原子炉注水に必要な電源が　供給されるため，非常用高圧母線M/C D系受電後は原子炉の注水を優先させ，その後に非常用高圧母線M/C C系への給電を実施する。

b.作業場所

原子炉建屋　地下1階(非管理区域)

屋外

c.必要要員数及び操作時間

第一ガスタービン発電機によるM/C　C系及びD系受電に必要な要員数(6名)，所要時間(75分)のうち，第一ガスタービン発電機起動，M/C D系受電前準備,M/C D系受電操作に必要な要員数,所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:4名(現場運転員4名)

所要時間目安:45分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

なお，M/C C系まで受電した場合は，75分と想定する。

d.操作の成立性について

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

移動経路:車両のヘッドライトの他,ヘッドライト・懐中電灯を携行して

おり，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり,操作性に支障はない。

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

(2)第二ガスタービン発電機起動及び緊急用M/C受電

a.操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失によりM/C C系及びD系非常用高圧母線へ給電できない場合に第二ガスタービン発電機(緊急用M/C経由)を起動し，M/C C系及びD系を受電する。

非常用高圧母線M/C D系を受電することにより原子炉注水に必要な電源が　供給されるため，非常用高圧母線M/C D系受電後は原子炉の注水を優先させ，その後に非常用高圧母線M/C C系への給電を実施する。

b.作業場所

屋外(ガスタービン発電機エリア，154kV開閉所(緊急用M/C))

c.必要要員数及び操作時間

第二ガスタービン発電機による緊急用M/Cを経由したM/C　C系及びD系受電に必要な要員数(10名)，所要時間(75分)のうち，第二ガスタービン発電機起動,緊急用M/C受電に必要な要員数,所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:6名(緊急時対策要員6名)

所要時間目安:45分(実績時間35分)

d.操作の成立性について

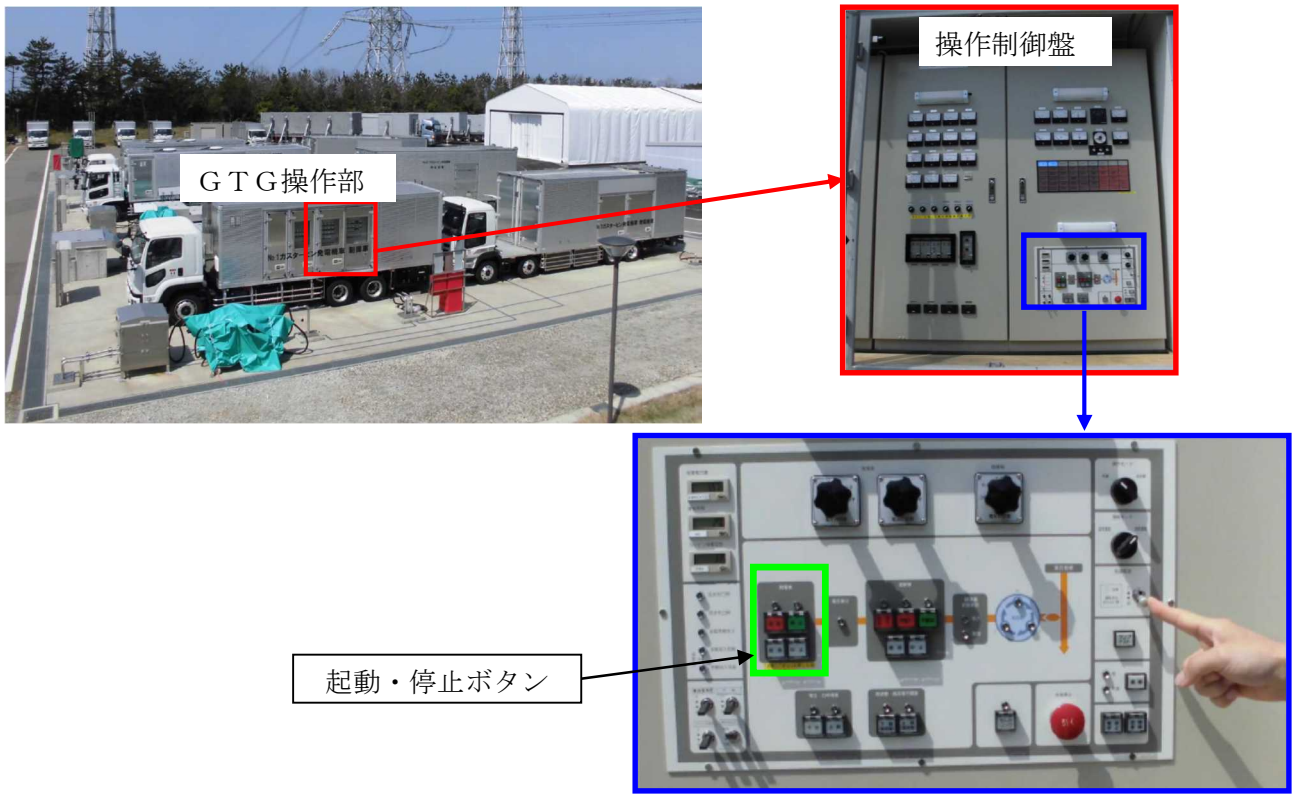
作業環境:ヘッドライト・懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は　放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり,操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備(電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。


ＧＴＧ操作部
操作制御盤
起動・停止ボタン

(3)第二ガスタービン発電機起動及び大湊側緊急用M/C受電

a.操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失によりM/C C系及びD系非常用高圧母線へ給電できない場合に第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用M/C経由)を起動し，M/C C系及びD系を受電する。

非常用高圧母線M/C D系を受電することにより原子炉注水に必要な電源が供給されるため，非常用高圧母線M/C D系受電後は原子炉の注水を優先さ　せ，その後に非常用高圧母線M/C C系への給電を実施する。

b.作業場所

屋外(ガスタービン発電機エリア，154kV開閉所(大湊側緊急用M/C))

c.必要要員数及び操作時間

第二ガスタービン発電機による大湊側緊急用M/C経由によるM/C　C系及びD系受電に必要な要員数(10名)，所要時間(95分)のうち，第二ガスタービン発電機起動，大湊側緊急用M/C受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:6名(緊急時対策要員6名)

所要時間目安:50 分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d.操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト・懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備(電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

(4)電源車による緊急用M/C受電

a.操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失によりM/C C系及びD系非常用高圧母線へ給電できない場合に500kVA電源車(緊急用M/C経由)を起動し，M/C C系及びD系を受電する。

非常用高圧母線 M/C D 系を受電することにより原子炉注水に必要な電源が供給されるため，非常用高圧母線M/C D系受電後は原子炉の注水を優先させ，その後に非常用高圧母線M/C C系への給電を実施する。

b.作業場所

屋外(ガスタービン発電機エリア，154kV開閉所(緊急用M/C))

c.必要要員数及び操作時間

500kVA電源車による緊急用M/Cを経由したM/CC系及びD系受電に必要な要員数(10名)，所要時間(115分)のうち，電源車起動，緊急用M/C受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:6名(緊急時対策要員6名)

所要時間目安:80分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d.操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト・懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備(電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

高圧ケーブル接続箇所(電源車)

(5)緊急用M/C又は大湊側緊急用M/CによるM/C　C系及びD系受電

a.操作概要

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失によりM/C C系及びD系非常用高圧母線へ給電できない場合に緊急用M/C及び大湊側緊急用M/Cへ給電し，非常用高圧母線M/C C系及びD系を受電する。

非常用高圧母線M/C D系を受電することにより原子炉注水に必要な電源が供給されるため，非常用高圧母線M/C D系受電後は原子炉の注水を優先させ，その後に非常用高圧母線M/C C系への給電を実施する。

b.作業場所

原子炉建屋　地下1階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

緊急用M/C又は大湊側緊急用M/CによるM/C C系及びD系受電に必要な要員数(緊急用M/Cからの受電:8名,大湊側緊急用M/Cからの受電:10名)，所要時間(緊急用M/Cからの受電:80分，大湊側緊急用M/Cからの受電:95分)のうち，受電前準備，M/C D系受電操作に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2名(現場運転員2名)

所要時間目安:緊急用M/Cからの受電

(第二ガスタービン:50分/※80分，電源車:85分/※115分)

大湊側緊急用M/Cからの受電

(第二ガスタービン:65分/※95分)

(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

※M/C C系まで受電した場合の想定時間

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:操作は通常の遮断器操作と同じであり,容易に実施可能である。

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

M/C　受電確認

2.電源車によるP/C C系及びP/C D系受電

(1)P/C C系及びP/C D系受電

a.操作概要

電源車によるP/C C系及びP/C D系受電の際，負荷の抑制を行い，電源接続後はP/C C系及びP/C D系の各MCCの受電を操作する。

b.作業場所

原子炉建屋　地上3階，地上4階，地下1階(非管理区域)

コントロール建屋　地上2階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

電源車によるP/C C系及びP/C D系受電に必要な要員数(10名)，所要時間(6時間25分)のうち，電源接続前準備，P/C C系及びP/C D系の各MCC受電に必要な要員数は以下のとおり。

必要要員数　:2名(現場運転員2名)

所要時間目安:40分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:通常運転時に行う受電切替操作と同じであり，操作性に支障はない。

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

(2)電源ケーブル布設及び電源車によるP/C C系及びP/C D系給電

a.操作概要

電源車によるP/C C系及びP/C D系受電の際，500kVA電源車よりP/C C系(動力変圧器の一次側)に電源ケーブルを布設，接続後，電源車を起動し，P/C C系，P/C D系に給電を実施する。

b.作業場所

屋外(原子炉建屋近傍)

原子炉建屋　地上1階，地下1階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

電源車によるP/C C系及びP/C D系受電に必要な要員数(10名)，所要時間(6時間25分)のうち，電源ケーブル布設，接続，電源車起動及びP/C C系及びP/C D系給電に必要な要員数は以下のとおり。

必要要員数　:10名(現場運転員4名，緊急時対策要員6名)

所要時間目安:5時間45分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:コネクタ及び端子接続であり操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)の内，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

電源車ケーブル接続

動力変圧器へのケーブル接続

3. 号炉間電力融通ケーブルによる電力融通

(1)健全号炉　非常用ディーゼル発電機によるM/C C系又はD系受電

a.操作概要

外部電源，非除用ディーゼル発電機，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機による給電が不可能な場合，健全号炉の運転中D/Gにより電力融通ケーブルを介してM/C C系M/C D系の受電を実施する。

b.作業場所

原子炉建屋　地下1階(非管理区域)
原子炉建屋　地上1階(管理区域)
コントロール建屋　地上2階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

健全号炉(6号炉)非常用ディーゼル発電機によるM/C C系又はD系受電に必要な要員数(12名)，所要時間(3時間35分)のうち，負荷切替，非常用ディーゼル発電機によるM/C C系及びM/C D系送電準備に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:6名(現場運転員6名)
所要時間目安:1時間15分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d.操作の成立性について

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

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

操作性　:操作は通常の遮断器操作と同じであり，容易に実施可能である。

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

D/G 周波数調整

(2)電力融通ケーブル布設及び電路構成

a.操作概要

健全号炉の運転中D/GによりM/C　C系及びM/C　D系へ送電する際に各号路の緊急用電源切替箱断路器間に電力融通ケーブルを布設及び接続し，電路構成を実施する。

b.作業場所

コントロール建屋　地上2階(非管理区域)

原子炉建屋　地下1階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

号炉間電力融通ケーブルによる電力融通に必要な要員数(10名)，所要時間(2時間:緊急用電源切替箱近傍の号炉間電力融通ケーブルを使用する場合　3時間30分:屋外の号炉間電力融通ケーブルを使用する場合)のうち，ケーブル施設・接続，電源車運転操作に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:8名(現場運転員2名，緊急時対策要員6名)

所要時間目安:3 時間 30 分(屋外の号炉間電力融通ケーブルを使用する場合)

(当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

※緊急用電源切替箱近傍の号炉間電力融通ケーブルを使用する場合2時間

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:コネクタ及び端子接続であり操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音

声呼出電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備）のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

4. 所内蓄電式直流電源設備による給電

(1)直流 125V 蓄電池 A から A-2 への切替

a.操作概要

全交流電源喪失事象発生から 8 時間経過するまでに，蓄電池 A から蓄電池 A-2 へ切替を行う。

b.作業場所

コントロール建屋　地下 1 階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

直流 125V 蓄電池 A から A-2 への切替に必要な要員数(4 名)，所要時間(80 分)のうち，現場での切替操作に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2 名(現場運転員 2 名)

所要時間目安:20 分(実績時間 11 分)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:通常運転時に行う受電切替操作と同じであり，操作性に支障はない。

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

同時投入防止用切替盤

遮断器操作

(2)不要直流負荷の切り離し

a.操作概要

蓄電池Aから蓄電池A-2へ切替後，全交流電源喪失事象発生から8時間経過した時点で直流125V主母線盤Aの不要直流負荷の切り離しを行う。

b.作業場所

コントロール建屋　地下1階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

直流125V蓄電池AからA-2への切替に必要な要員数(4名)，所要時間(80分)のうち，不要直流負荷の切り離しに必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2名(現場運転員2名)

所要時間目安:60分(実績時間:50分)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:通常運転時に行うNFB操作と同じであり，操作性に支障はない。

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

不要直流負荷切り離し(NFB)

(3)直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用蓄電池への切替

a.操作概要

全交流電源喪失事象発生から 19 時間経過するまでに，蓄電池 A-2 から AM 用蓄電池へ切り替える。

b.作業場所

コントロール建屋　地下 1 階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 蓄電池への切替に必要な要員数(4 名)，所要時間(25 分)のうち，現場での切替操作に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2 名(現場運転員 2 名)

所要時間目安:25 分(実績時間 15 分)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:通常運転時に行う受電切替操作と同じであり，操作性に支障はない。

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

同時投入防止用盤切替盤

AM 用蓄電池

(4)直流 125V 充電器盤 A 受電

a.操作概要

直流 125V 充電器盤 A 受電の際に，現場にて MCC　C 系の受電操作を行い，C/B 計測制御電源盤区域(A)排風機運転状態確認後，直流 125V 充電器盤 A 受電をする。

b.作業場所

原子炉建屋　非管理区域(地下 1 階)

コントロール建屋　非管理区域(地下 1 階)

c.必要要員数及び操作時間

直流 125V 充電器盤 A 受電に必要な要員数(4 名)，所要時間(40 分)のうち，MCC 受電及び空調確認，充電器盤受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2 名(現場運転員 2 名)

所要時間目安:40 分(実績時間 36 分)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:通常運転時に行う遮断器操作ならびに空調起動・停止操作と同じであり，操作性に支障はない。

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

受電操作

充電器盤運転

受電状態確認

空調機運転状態確認

(5)直流 125V 充電器盤 B 受電

a.操作概要

直流 125V 充電器盤 A 受電の際に，現場にて MCC　D 系の受電操作を行い，C/B 計測制御電源盤区域(B)排風機運転状態確認後，直流 125V 充電器盤 B 受電をする。

b.作業場所

原子炉建屋　非管理区域(地下 1 階)

コントロール建屋　非管理区域(地下 1 階)

c.必要要員数及び操作時間

直流 125V 充電器盤 B 受電に必要な要員数(4 名)，所要時間(40 分)のうち，MCC 受電及び空調確認，充電器盤受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2 名(現場運転員 2 名)

所要時間目安:40 分(実績時間 36 分)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:通常運転時に行う遮断器操作ならびに空調起動・停止操作と同じであり，操作性に支障はない。

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

受電操作

充電器盤運転

空調機運転状態確認

(6)直流 125V 充電器盤 A-2 受電

a.操作概要

直流 125V 充電器盤 A-2 受電の際に，現場にて MCC C 系の受電操作を行い，C/B 計測制御電源盤区域(A)排風機運転状態確認後，直流 125V 充電器盤 A-2 受電をする。

b.作業場所

原子炉建屋　非管理区域(地下 1 階)

コントロール建屋　非管理区域(地下 1 階)

c.必要要員数及び操作時間

直流 125V 充電器盤 A-2 受電に必要な要員数(4 名)，所要時間(40 分)のうち，MCC 受電及び空調確認，充電器盤受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2 名(現場運転員 2 名)

所要時間目安:40 分(実績時間 34 分)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:通常運転時に行う遮断器操作ならびに空調起動・停止操作と同じであり，操作性に支障はない。

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

受電操作

充電器盤運転

空調機運転状態確認

(7)AM 用直流 125V 充電器盤受電

a.操作概要

AM 用直流 125V 充電器盤受電の際に，現場にて MCC C 系の受電操作を行い,D/G(A)/Z 排風機運転状態確認後,AM 用直流 125V 充電器盤受電をする。

b.作業場所

原子炉建屋　地下 1 階，地上 3 階，4 階(非管理区域)

コントロール建屋　地下 1 階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

AM 用直流 125V 充電器盤受電に必要な要員数(4 名)，所要時間(35 分)のうち，MCC 受電及び空調確認，充電器盤受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2 名(現場運転員 2 名)

所要時間目安:35 分(実績時間 31 分)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:通常運転時に行う遮断器操作ならびに空調起動・停止操作と同じであり，操作性に支障はない。

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

受電操作

充電器盤運転

受電状態確認

空調機起動状態確認

(8)中操監視計器復旧　C系及びD系

a.操作概要

中操監視計器復旧の際に，現場にてMCC C系及びMCC D系の受電操作を行い，監視計器電源(バイタル交流電源，計測用電源)を復旧する。

b.作業場所

原子炉建屋　地下1階(非管理区域)

コントロール建屋　地下1階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

中操監視計器復旧に必要な要員数(4名)，所要時間(50分)のうち，MCC受電及び監視計器電源復旧に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2名(現場運転員2名)

所要時間目安:50分(実績時間40分)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:操作は通常の遮断器操作と同じであり，容易に実施可能である。

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

受電操作

計器電源復旧(D 系)

5. 可搬型直流電源設備による給電

(1)可搬型直流電源設備によるAM用直流125V充電器盤受電

a.操作概要

電源車によりAM用MCCを介し，AM用直流125V充電器盤による給電を行う。

b.作業場所

原子炉建屋　3,4階(非管理区域)

コントロール建屋　2階(非管理区域)

屋外(ガスタービン発電機エリア，154kV開閉所(緊急用M/C))

c.必要要員数及び操作時間

可搬型直流電源設備によるAM用直流125V充電器盤受電に必要な要員数(10名)，所要時間(6時間40分)のうち，電源車起動，AM用MCC受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

なお，電源車からAM用MCCまでの送電操作の必要要員数，所要時間は添付資料1.14.2-10(4)(5) と同様である。

必要要員数　:8名(現場運転員2名，緊急時対策要員6名)

所要時間目安:4時間20分(当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:操作は通常の受電操作と同様であるため，容易に操作可能である。

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

(2) AM 用 MCC による AM 用直流 125V 蓄電池室換気設備への給電

a. 操作概要

電源車により AM 用 MCC へ給電を行い，仮設ケーブル接続にて AM 用直流 125V 蓄電池室換気設備の起動を行い，蓄電池充電時の水素ガス滞留防止を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋　3,4 階(非管理区域)

コントロール建屋　2 階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型直流電源設備による AM 直流 125V 充電器盤受電に必要な要員数(10 名)，所要時間(6 時間 40 分)のうち，電源ケーブル接続前準備，電源ケーブル敷設，AM 用直流 125V 充電器盤受電及び換気設備運転に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:8 名(現場運転員 2 名，緊急時対策要員 6 名)

所要時間目安:2 時間 20 分(当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:操作は通常の受電操作と同様であるため，容易に操作可能である。

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

6.直流給電車による直流125V主母線盤A受電

a.操作概要

非常用ディーゼル発電機の故障，非常用の常設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非常用直流母線(直流125V主母線盤A)への給電ができない場合は，電源車及び直流給電車により非常用直流母線(直流125V主母線盤A)へ給電を行う。

b.作業場所

屋外(コントロール建屋近傍)

コントロール建屋　地上1階，地下1階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

電源車及び直流給電車による非常用直流母線給電に必要な要員数(6名)，所要時間(12時間)のうち，電源接続前準備，電源車起動及び非常用直流母線受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:6名(緊急時対策要員6名)

所要時間目安:12時間(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d.操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:コネクタ及び端子接続であり操作性に支障はない。

直流給電車操作においても現場操作パネルでの簡易なCS操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

直流給電車操作部

操作制御盤

起動・停止 CS

7. AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電

a. 操作概要

全直流電源喪失時，緊急用 M/C から M/C C 系への受電を行う際，M/C C 系遮断器制御の電源を確保するため，125V 同時投入防止用切替盤にて AM 用直流 125V 蓄電池から直流 125V 主母線盤 A への受電を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋　4 階(非管理区域)

コントロール建屋　地下 1 階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電に必要な要員数(4 名)，所要時間(25 分)のうち，125V 同時投入防止用切替盤での切替に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2 名(現場運転員 2 名)

所要時間目安:25 分(実績時間 21 分)

d. 操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:通常の電源受電操作であり，容易に操作可能である。

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

受電操作(同時投入防止用切替盤

8. 常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電

a.操作概要

交流電源及び直流電源喪失後，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による給電が可能な場合，直流125V充電器盤を受電し遮断器制御電源を確保する。そのため現場にて直流蓄電池Bの遮断器を手動開放し，M/C D系緊急用M/Cの遮断器を手動投入する。

b.作業場所

コントロール建屋　地下1階（非管理区域）
原子炉建屋　地下1階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電に必要な要員数(6名)，所要時間(30分)のうち，現場での切替操作に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2名(現場運転員2名)
所要時間目安:30分(実績時間29分)

d.操作の成立性について

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

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

操作性　:操作は通常の遮断器操作であり，容易に操作可能である。

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

蓄電池遮断器手動開放

緊急用 M/C 遮断器手動投入

9. 低圧電源号炉間融通による直流125V主母線盤A又はB受電

(1) 低圧電源号炉間融通による直流125V主母線盤A又はB受電

a.操作概要

当該号炉で外部電源，常設直流電源設備及び常設代替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ができない場合において，他号炉の非常用ディーゼル発電機によりMCCを経由して当該号炉の直流125V主母線盤A又はB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を回復させる。

b.作業場所

コントロール建屋　　地下1階(非管理区域)
原子炉建屋　地下1階(非管理区域)

c.必要要員数及び操作時間

低圧電源号炉間融通による直流125V主母線盤A又はB受電に必要な要員数(4名)，所要時間(55分)のうち，低圧電源号炉間融通による融通前準備，融通操作及び直流125V主母線盤A又はB受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2名(現場運転員2名)
所要時間目安:55分(実績時間:40分)

d.操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト・懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

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

操作性　: 通常の受電操作であり，容易に操作可能である。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

低圧融通前準備操作

10. 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車によるAM用MCC 受電

(1) 第一ガスタービン発電機によるAM用MCC受電

a.操作概要

非常用所内電気設備の2系統が機能喪失した場合に，第一ガスタービン発電機を起動し，AM用MCC を受電する。

b.作業場所

コントロール建屋　　地上2階(非管理区域)

原子炉建屋　地下1階，　地上3階，地上4階(非管理区域)

屋外

c.必要要員数及び操作時間

第一ガスタービン発電機による AM 用 MCC 受電に必要な要員数(6 名)，所要時間(45分)のうち，第一ガスタービン発電機起動，受電前準備，受電操作に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:4名(現場運転員4名)

所要時間目安:45 分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d.操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト・懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，夜間においても接近可能である。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり，操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

(2) 第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)による AM 用 MCC 受電

a. 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合に，第二ガスタービン発電機を起動し，AM 用 MCC を受電する。

b. 作業場所

コントロール建屋　地上 2 階(非管理区域)
原子炉建屋　地下 1 階，地上 3 階，地上 4 階(非管理区域)
屋外(ガスタービン発電機エリア，154kV 開閉所(緊急用 M/C))

c. 必要要員数及び操作時間

第二ガスタービン発電機(緊急用 M/C 経由)による AM 用 MCC 受電に必要な要員数(10 名)，所要時間(45 分)のうち，第二ガスタービン発電機起動，緊急用 M/C 受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:6 名(緊急時対策要員 6 名)
所要時間目安:40 分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

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

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

操作性　:通常運転時に行う断路器操作と同じであり，操作性に支障はない。

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

(3)第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)による AM 用 MCC 受電

a.操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合に，第二ガスタービン発電機を起動し，AM 用 MCC を受電する。

b.作業場所

コントロール建屋　　地上 2 階(非管理区域)
原子炉建屋　地下 1 階，地上 3 階，地上 4 階(非管理区域)
屋外(ガスタービン発電機エリア，154kV 開閉所(緊急用 M/C))

c.必要要員数及び操作時間

第二ガスタービン発電機(大湊側緊急用 M/C 経由)による AM 用 MCC 受電に必要な要員数(10 名)，所要時間(100 分)のうち，第二ガスタービン発電機起動，大湊側緊急用 M/C 受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:6 名(緊急時対策要員 6 名)
所要時間目安:95 分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d.操作の成立性について

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

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

操作性　:通常運転時に行う断路器操作と同じであり，操作性に支障はない。

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

(4)電源車(緊急用M/C経由)によるAM用MCC受電

a.操作概要

非常用所内電気設備の2系統が機能喪失した場合に，可搬型代替交流電源設備(電源車)によりAM用MCCを受電する。

b.作業場所

コントロール建屋　地上2階（非管理区域）

原子炉建屋　地下1階，地上3階，地上4階(非管理区域)

屋外(原子炉建屋近傍)

c.必要要員数及び操作時間

電源車(緊急用M/C経由)によるAM用MCC受電に必要な要員数(10名)，所要時間(85分)のうち，電源車起動，緊急用M/C受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:6名(緊急時対策要員6名)

所要時間目安:80 分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d.操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト・懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，夜間においても接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:コネクタ及び端子接続であり操作性に支障はない。

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

(5) 電源車(AM 動力変圧器)による AM 用 MCC 受電

a. 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合に，可搬型代替交流電源設備(電源車)により AM 用 MCC を受電する。

b. 作業場所

コントロール建屋　地上 2 階(非管理区域)
原子炉建屋　地下 1 階，　地上 3 階，地上 4 階(非管理区域)
屋外(原子炉建屋近傍)

c. 必要要員数及び操作時間

電源車(AM 動力変圧器)による AM 用 MCC 受電に必要な要員数(10 名)，所要時間(6 時間 15 分)のうち，受電前準備，電源車起動，AM 用 MCC 受電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:8 名(現場運転員 2 名，緊急時対策要員 6 名)
所要時間目安:6 時間 15 分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト・懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。
移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，夜間においても接近可能である。
また，アクセスルート上に支障となる設備はない。
操作性　:コネクタ及び端子接続であり操作性に支障はない。
連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

(6) 電源車(緊急用電源切替箱接続装置)による AM 用 MCC 受電

a. 操作概要

非常用所内電気設備の 2 系統が機能喪失した場合に，可搬型代替交流電源設備(電源車)により AM 用 MCC を受電する。

b. 作業場所

コントロール建屋　地上 2 階（非管理区域）
原子炉建屋　地下 1 階，地上 2 階，地上 3 階，地上 4 階(非管理区域)
屋外(原子炉建屋近傍)

c. 必要要員数及び操作時間

電源車(緊急用電源切替箱接続装置)による AM 用 MCC 受電に必要な要員数(10 名)，所要時間(6 時間 15 分)のうち，電源ケーブル布設，接続，電源車起動及び給電に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:8 名(現場運転員 2 名，緊急時対策要員 6 名)
所要時間目安:5 時間 45 分(実績時間:当該設備は設置工事中のため実績時間なし)

d. 操作の成立性について

作業環境:ヘッドライト・懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。
移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，夜間においても接近可能である。
また，アクセスルート上に支障となる設備はない。
操作性　:コネクタ及び端子接続であり操作性に支障はない。
連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。

11. 軽油タンクからタンクローリへの給油

a. 操作概要

軽油タンクからタンクローリへ軽油を補給(積載)する。

b. 作業場所

屋外(6 号及び 7 号炉　軽油タンク近傍)

c. 必要要員数及び操作時間

軽油タンクからタンクローリ車への補給に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2 名(緊急時対策要員 2 名)

所要時間目安:85 分(実績時間　82 分)
(タンクローリ(4kL)へ補給する場合)
100 分(実績時間　95 分)
(タンクローリ(16kL)へ補給する場合)

d. 操作の成立性について

作業環境:タンクローリ車幅灯，車両付ライト，ヘッドライト，懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，夜間においても接近可能である。

操作性　:複雑な操作手順はなく，タンクローリの各操作(ハッチ開放等)も同時並行して行える作業が主体であるため，操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

タンクローリへのホース接続

軽油タンクへのホース接続

12. タンクローリから各機器等への給油

a. 操作概要

タンクローリへ補給(積載)した軽油を重大事故等の対処に必要な燃料給油対象の設備へ給油する。

b. 作業場所

屋外(重大事故等の対処に必要な燃料給油対象の設備近傍)

c. 必要要員数及び操作時間

タンクローリから各機器等への給油に必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

必要要員数　:2 名

所要時間目安:15 分(実績時間　11 分)
(タンクローリ(4kL)にて各車両系設備へ給油)
90 分(実績時間　85 分)
(タンクローリ(16kL)にて第二ガスタービン発電機用燃料タンクへ給油)

d. 操作の成立性について

作業環境:タンクローリ車幅灯，車両付ライト，ヘッドライト，懐中電灯により，夜間における作業性を確保している。放射性物質が放出される可能性があることから，操作は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

移動経路:車両のヘッドライトの他，ヘッドライト・懐中電灯を携行しており，夜間においても接近可能である。
また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性　:複雑な操作手順はなく，タンクローリの各操作(ハッチ開放等)も同時並行して行える作業が主体であるため，操作性に支障はない。

連絡手段:通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備)のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部に連絡する。

タンクローリへ給油ホースの展長

電源車への給油

不要直流負荷　切離しリスト
6 号炉　直流 125V 6A 負荷(1/3)

操作場所	ﾕﾆｯﾄ及びCKT	用途名称	使用時間	負荷 (A)
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	5-1	EOC-RPT論理（区分Ｉ）	8h	0.12
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	5-3	非常用所内電源補助盤（区分Ｉ）	8h	3.30
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	5-4	運転監視補助盤１　遮断器選択非常用Ａ	8h	1.20
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	5-5	運転監視補助盤３　ＦＤ５５	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	5-7	原子炉系補助盤	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	5-9	中央制御室外原子炉停止装置盤	8h	0.60
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	6-4	原子炉系多重伝送現場盤(H23-P101-1)	8h	3.60
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	6-5	原子炉系多重伝送現場盤(H23-P103-1)	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	6-6	原子炉系多重伝送現場盤(H23-P103-3)	8h	3.60
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	6-7	原子炉系多重伝送現場盤(H23-P102-4)	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	6-8	原子炉系多重伝送現場盤(H23-P102-5)	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	6-9	原子炉系多重伝送現場盤(H23-P102-6)	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	6-10	原子炉系多重伝送現場盤(H23-P102-7)	8h	3.60
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	7-1	安全保護系盤　区分Ｉ　TLU入出力	8h	2.40
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	7-2	安全保護系盤　区分Ｉ　DTM入出力(TLU用)	8h	0.60
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	7-3	安全系多重伝送現場盤　DIV-Ｉ（H23-P023A）　RMU(A)	8h	0.90
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	7-4	安全系多重伝送現場盤　DIV-Ｉ（H23-P023A）　RMU(B)	8h	0.90
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	7-5	安全系多重伝送現場盤　DIV-Ｉ（H23-P023A）　入出力、リレー	8h	1.50
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	7-6	安全系多重伝送現場盤　DIV-Ｉ（H23-P03１A）　RMU(A)	8h	0.48
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	7-7	安全系多重伝送現場盤　DIV-Ｉ（H23-P03１A）　RMU(B)	8h	0.48
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 主母線盤6A	7-8	安全系多重伝送現場盤　DIV-Ｉ（H23-P031A）　入出力、リレー	8h	1.20
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤6A-3	5	HECW冷凍機（A),（Ｃ）故障表示	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤6A-3	12	CUW/FPC F/D制御盤故障表示	8h	3.84
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤6A-3	13	RSWストレーナ(A)故障表示	8h	0.60
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤6A-3	15	計算機用無停電電源装置6A	8h	6.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤6A-3	16	HNCW冷凍機(A),(B),（C)故障表示	8h	1.80
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤6A-3	17	RSS盤6A	8h	19.80
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤6A-3	26	S/B電気リレー室　リレー試験用電源	8h	0.00
		合計	—	77.52

6 号炉　直流 125V 6A 負荷(2/3)

操作場所	CKT	用途名称	使用時間	負荷 (A)
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	1	安全保護系盤区分Ⅰ　TLU	8h	7.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	2	地震検出器（A）	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	3	安全保護系盤区分Ⅰ　DTM	8h	2.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	5	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅰ （H23-P001A-4）弁制御	8h	2.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	7	安全系多重伝送現場盤DIV-Ⅰ （H23-P001A-4）RMU(DTM)	8h	1.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	9	MSIV LD盤(外側A・B) （B21-AO-F003A・B)	8h	2.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	10	放射線モニタ多重伝送現場盤（１）	8h	1.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	11	MSIV LD盤(外側C・D) （B21-AO-F003C・D)	8h	2.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	13	MSIV LD盤(内側A・B) （B21-AO-F002A・B)	8h	2.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	15	MSIV LD盤(内側C・D) （B21-AO-F002C・D)	8h	2.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	16	放射線モニタ多重伝送現場盤（５）	8h	1.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	17	核計装／安全系プロセス放射線モニタ盤 区分Ⅰ　PRNM	8h	8.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	19	非常用所内電源補助盤区分Ⅰ トランスデューサ	8h	0.50
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	20	非常用ガス処理系排ガス放射線 モニタサンプリングラック	8h	8.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	22	タービン系プロセス計装（Ａ）	8h	1.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	24	排気筒放射線 モニタサンプリングラックＡ	8h	8.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	27	タービン系記録盤	8h	2.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	29	液体廃棄物処理系排水放射線モニタ現場盤	8h	6.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-1	30	励磁制御盤	8h	5.00
		合計	―	63.50

6 号炉　直流 125V 6A 負荷(3/3)

操作場所	CKT	用途名称	使用時間	負荷 (A)
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	1	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－０１Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	2	ＦＭＣＲＤブレーキ制御盤 （Ｈ２１－Ｐ０１０－０１Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	3	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－０２Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	5	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－０３Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	6	ＦＭＣＲＤブレーキ制御盤 （Ｈ２１－Ｐ０１０－０２Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	7	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－０４Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	9	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－０５Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	10	ＦＭＣＲＤブレーキ制御盤 （Ｈ２１－Ｐ０１０－０３Ｎ）	8h	2.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	11	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－０６Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	13	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－０７Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	15	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－０８Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	17	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－０９Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	19	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－１０Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	21	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－１１Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	23	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－１２Ｎ）	8h	5.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ6A-2	25	現場伝送盤　（Ｈ２１－Ｐ００９－１３Ｎ）	8h	5.00
		合計	－	77.00

7 号炉　直流 125V 7A 負荷(1/2)

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間	負荷 (A)
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2A	7	ESF盤区分I(SLU1-3)	8h	7.80
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2A	8	ESF盤区分I(SLU1-4)	8h	7.80
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2A	9	HVAC制御	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2A	10	RCW・RSW制御	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2A	11	冷却材喪失・電源喪失論理回路A	8h	1.20
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2A	12	非常用所内電源補助盤区分I	8h	6.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2A	13	C系しゃ断器選択操作回路	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2B	1	D/G　7A保護リレー回路	8h	0.60
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2B	2	非常用M/C　７C同期チャックリレー	8h	0.60
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2B	4	A系HECW冷凍機(A)制御盤DIV-I	8h	2.40
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2B	5	安全系多重伝送現場盤DIV-I(SLU1-3)	8h	4.20
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2B	6	安全系多重伝送現場盤DIV-I(SLU1-3)	8h	4.20
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2B	7	安全系多重伝送現場盤DIV-I(SLU1-4)	8h	6.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2B	9	安全系多重伝送現場盤DIV-I(SLU1-6)	8h	1.80
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-1-2B	11	安全系多重伝送現場盤DIV-I(SLU1-6)	8h	1.80
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-2-2	3	所内電源C系共通制御回路	8h	1.80
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-2-2	4	A系しゃ断器選択操作回路	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-2-2	5	計算機用無停電電源装置7A	8h	6.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-2-2	6	TIP弁制御電源	8h	0.60
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-2-2	8	発電機・変圧器ロックアウトリレー86G1	8h	3.00
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-2-2	12	IA除湿装置制御盤故障表示	8h	3.60
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-2-2	18	RSW(A)ストレーナ制御盤ANN	8h	1.08
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-2-2	25	原子炉水サンプリングトランスミッタ盤A	8h	2.70
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 分電盤7A-2-2	30	運転監視補助盤１(ミミック表示)	8h	1.80
		合計	－	76.98

7 号炉　直流 125V 7A 負荷(2/2)

操作場所	MCCB	用途名称	使用時間	負荷（A）
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	1	核計装系盤区分Ｉ（出力領域）	8h	20.09
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	3	地震検出器Ｈ１Ａ	8h	0.33
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	4	プロセス放射線モニタＡ	8h	2.34
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	5	地震検出器Ｈ２Ａ	8h	0.33
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	6	非常用Ｃ系トランスジューサ	8h	0.67
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	7	地震検出器Ｖ１Ａ	8h	0.33
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	9	安全保護系盤区分Ｉ（ＲＰＳ　ＤＴＭ）	8h	13.40
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	10	安全保護系盤区分Ｉ（ＴＬＵ）	8h	16.07
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	12	安全保護系盤区分Ｉ（ＯＬＵ）	8h	12.06
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	15	ＣＵＷ・ＡＣ制御	8h	3.35
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	17	ＬＤＳ制御	8h	2.68
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	19	ＬＤ盤　外側ＭＳＩＶ（Ａ）・（Ｂ）	8h	2.68
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	21	ＬＤ盤　外側ＭＳＩＶ（Ｃ）・（Ｄ）	8h	2.68
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	23	ＬＤ盤　内側ＭＳＩＶ（Ａ）・（Ｂ）	8h	2.68
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	25	ＬＤ盤　内側ＭＳＩＶ（Ｃ）・（Ｄ）	8h	2.68
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-1	27	非常用ｶﾞｽ処理系排ｶﾞｽ放射線ﾓﾆﾀ(IC)A現場盤	8h	0.56
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-2	1	原子炉系記録計盤	8h	3.35
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-2	2	タービン系トリップチャンネル盤	8h	4.02
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-2	3	常用Ａ系トランスジューサ	8h	0.67
ｺﾝﾄﾛｰﾙ建屋地下１階 ﾊﾞｲﾀﾙ7A-2	10	ＭＲＢＭ盤（Ａ）	8h	10.72
		合計	－	101.69

審査基準における要求事項毎の給電対象設備(1/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.1】 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	－	－
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	・高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	AM用蓄電池 → ・HPAC弁
	・代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 ・可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 充電器A 充電器A-2 → ・RCIC系弁 可搬型直流電源設備 → ・RCIC系弁
	・ほう酸水注入系による進展抑制	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・SLCポンプ(A) ・SLC(A)系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC D系 → ・SLCポンプ(B) ・SLC(B)系電動弁
【1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	・可搬型直流電源設備による減圧	AM用蓄電池 可搬型直流電源設備 → ・逃がし安全弁
	・代替直流電源設備による復旧 ・代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 充電器A 充電器A-2 → ・逃がし安全弁 可搬型直流電源設備 → ・逃がし安全弁
	※「逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧」の給電に関しては【1.3】にて整理	－

審査基準における要求事項毎の給電対象設備(2/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.4】 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	・低圧代替注水系(常設)による原子炉の冷却 ・低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却 ※下記対応手段は電動弁のみ供給対象 ・低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却 ・低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・MUWCポンプ(A) ・MUWC系電動弁 ・RHR(A)系電動弁 → MCC D系 → ・MUWC系電動弁(6号炉のみ) ・RHR(B)系電動弁 → AM用MCC → ・MUWCポンプ(B),(C) ・MUWC系電動弁 ・RHR(A)系,(B)系電動弁
	・常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧 ・常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	常設代替交流電源設備 → M/C C系 → ・RHRポンプ(A) → M/C D系 → ・RHRポンプ(B) → MCC C系 → ・RHR(A)系電動弁 → MCC D系 → ・RHR(B)系電動弁 → AM用MCC → ・RHR(A)系,(B)系電動弁
【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	・格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	AM用蓄電池 → ・格納容器圧力逃がし装置 ・代替格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・AC系電動弁 → MCC D系 → ・AC系電動弁（7号炉のみ） → 充電器A → ・AC系空気作動弁

審査基準における要求事項毎の給電対象設備(3/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・AC系電動弁 ・SGTS系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC D系 → ・AC系電動弁 ・SGTS系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 充電器A → ・AC系空気作動弁
	・代替原子炉補機冷却系による除熱	可搬型代替交流電源設備 → 移動式変圧器 → ・代替原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・RCW(A)系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC D系 → ・RCW(B)系電動弁
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	・代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・MUWCポンプ(A) ・MUWC系電動弁 ・RHR(A)系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC D系 → ・MUWC系電動弁(6号炉のみ) ・RHR(B)系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → AM用MCC → ・MUWCポンプ(B),(C) ・MUWC系電動弁 ・RHR(A)系,(B)系電動弁
	・常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 ・常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	常設代替交流電源設備 → M/C C系 → ・RHRポンプ(A) 常設代替交流電源設備 → M/C D系 → ・RHRポンプ(B) 常設代替交流電源設備 → MCC C系 → ・RHR(A)系電動弁 常設代替交流電源設備 → MCC D系 → ・RHR(B)系電動弁 常設代替交流電源設備 → AM用MCC → ・RHR(A)系,(B)系電動弁

審査基準における要求事項毎の給電対象設備(4/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	・常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 ・常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	常設代替交流電源設備 → M/C C系 → ・RHRポンプ(A) 常設代替交流電源設備 → M/C D系 → ・RHRポンプ(B) 常設代替交流電源設備 → MCC C系 → ・RHR(A)系電動弁 常設代替交流電源設備 → MCC D系 → ・RHR(B)系電動弁 常設代替交流電源設備 → AM用MCC → ・RHR(A)系，(B)系電動弁
【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	・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	AM用蓄電池 → ・格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・AC系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC D系 → ・AC系電動弁（7号炉のみ） 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 充電器A → ・AC系空気作動弁
	・代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	AM用蓄電池 → ・代替格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・AC系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC D系 → ・AC系電動弁（7号炉のみ）

審査基準における要求事項毎の給電対象設備(5/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・MUWCポンプ(A) ・MUWC系電動弁 ・RHR(A)系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC D系 → ・MUWC系電動弁 ・RHR(B)系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → AM用MCC → ・MUWCポンプ(B),(C) ・MUWC系電動弁 ・RHR(A)系,(B)系電動弁
【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	・格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水 ・低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水 ※下記対応手段は電動弁のみ供給対象 ・格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水 ・低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・MUWCポンプ(A) ・MUWC系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC D系 → ・MUWC系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → AM用MCC → ・MUWCポンプ(B),(C) ・MUWC系電動弁
	・高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	AM用蓄電池 → ・HPAC弁
	・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	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・SLCポンプ(A) ・SLC(A)系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC D系 → ・SLCポンプ(B) ・SLC(B)系電動弁

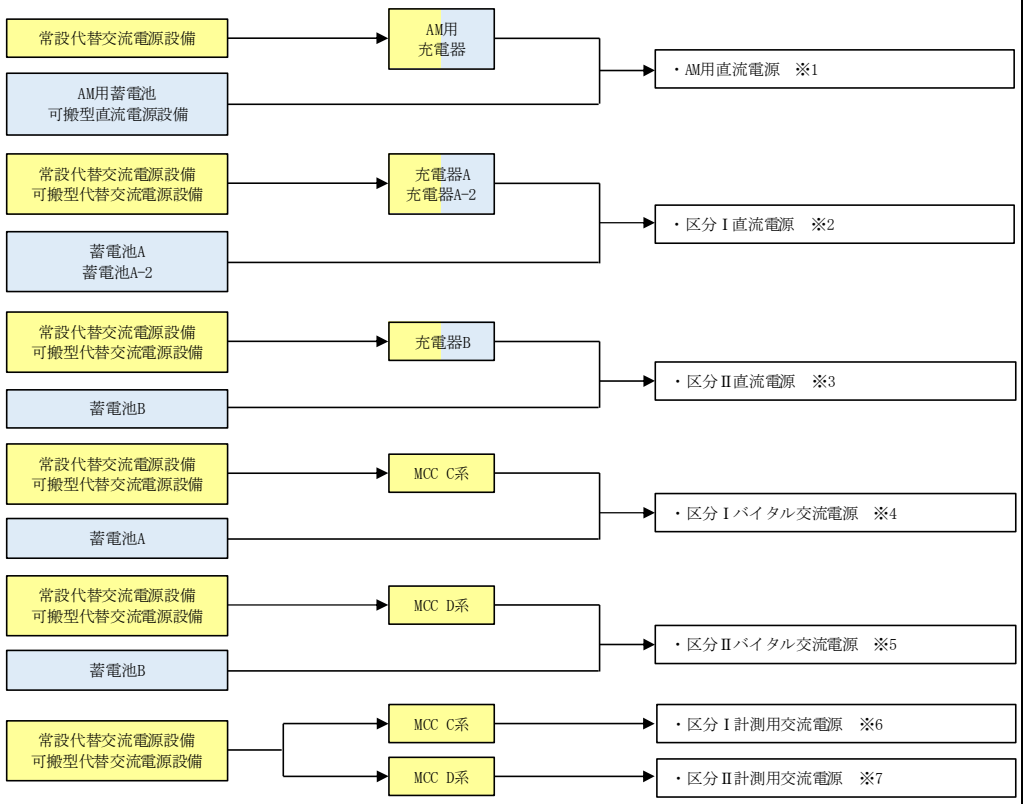
審査基準における要求事項毎の給電対象設備(6/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【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	・格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	AM用蓄電池 → ・格納容器圧力逃がし装置 ・代替格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系放射線モニタ 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・AC系電動弁 ・SGTS系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC D系 → ・AC系電動弁 ・SGTS系電動弁 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 充電器A → ・AC系空気作動弁
	・代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 蓄電池A 蓄電池B → 充電器A 充電器B → ・格納容器水素濃度 ・格納容器酸素濃度 常設代替交流電源設備 AM用蓄電池 可搬型直流電源設備 → AM用 充電器 → ・格納容器水素濃度（SA）
【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	・代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 蓄電池A 蓄電池B → 充電器A 充電器B → ・原子炉建屋水素濃度 常設代替交流電源設備 AM用蓄電池 可搬型直流電源設備 → AM用 充電器 → ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・原子炉建屋水素濃度

審査基準における要求事項毎の給電対象設備(7/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	・使用済燃料プールの監視	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 → ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → MCC C系 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 充電器A 蓄電池A → ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 → 充電器A 充電器A-2 AM用 充電器 所内蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 → ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） 常設代替交流電源設備 → AM用 充電器 AM用蓄電池 可搬型直流電源設備 → ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
	・燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱	常設代替交流電源設備 → P/C C系 → ・FPCポンプ(A)（7号炉） → P/C D系 → ・FPCポンプ(B)（7号炉） → MCC C系 → ・FPCポンプ(A)（6号炉） ・FPC(A)系電動弁 → MCC D系 → ・FPCポンプ(B)（6号炉） ・FPC(B)系電動弁
【1.12】 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	－	－
【1.13】 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	・海水を利用した防火水槽への補給（海水取水ポンプ） ・代替原子炉補機冷却系による除熱	可搬型代替交流電源設備 → 移動式 変圧器 → ・海水取水ポンプ ・代替原子炉補機冷却系

審査基準における要求事項毎の給電対象設備(8/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.15】 事故時の計装に関する手順等	・重要監視パラメータへの給電	

審査基準における要求事項毎の給電対象設備(9/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.15】 事故時の計装に関する手順等	・重要監視パラメータへの給電	※1　(AM用直流電源) ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉水位（SA） ・高圧代替注水系系統流量 ・復水補給水系流量（原子炉圧力容器） ・復水補給水系流量（原子炉格納容器） ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ気体温度 ・サプレッション・チェンバ・プール水温度 ・格納容器内圧力（D/W） ・格納容器内圧力（S/C） ・サプレッション・チェンバ・プール水位 ・格納容器下部水位 ・格納容器内水素濃度（SA） ・復水補給水系温度（代替循環冷却） ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置入口圧力 ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・フィルタ装置水素濃度 ・フィルタ装置金属フィルタ差圧 ・フィルタ装置スクラバpH ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・復水貯蔵槽水位(SA) ・復水移送ポンプ吐出圧力 ・原子炉建屋水素濃度 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域） ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ※2　(区分Ⅰ直流電源) ・原子炉圧力（SA） ・原子炉隔離時冷却系系統流量 ・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） ・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ ※3　(区分Ⅱ直流電源) ・高圧炉心注水系系統流量 ※2、※3　(区分Ⅰ、Ⅱ直流電源) ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・原子炉圧力 ・原子炉水位 ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 ・原子炉補機冷却水系系統流量 ・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ※4、※5　(区分Ⅰ、Ⅱバイタル交流電源) ・起動領域モニタ ・平均出力領域モニタ ※6　(区分Ⅰ計測用交流電源) ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置 ※7　(区分Ⅱ計測用交流電源) ・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） ・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） ※6、※7　(区分Ⅰ、Ⅱ計測用交流電源) ・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度
【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	・中央制御室の居住性確保	常設代替交流電源設備 → MCC C系 → ・可搬型蓄電池内蔵型照明（7号炉） ・中央制御室非常用照明（7号炉） ・中央制御室換気空調系給排気隔離弁(A) 常設代替交流電源設備 → MCC D系 → ・可搬型蓄電池内蔵型照明（6号炉） ・中央制御室非常用照明（6号炉） ・可搬型空気浄化装置（6号炉のみ） ・中央制御室換気空調系給排気隔離弁(B) 常設代替交流電源設備 → AM用MCC → ・中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット

審査基準における要求事項毎の給電対象設備(10/10)

対象条文	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段	電源設備，給電経路，給電対象設備　：交流　：直流
【1.17】 監視測定等に関する手順等	※モニタリング・ポスト用発電機による給電に関しては【1.17】にて整理	－
【1.18】 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	※免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車による給電に関しては【1.18】にて整理	－
【1.19】 通信連絡に関する手順等	・発電所内の通信連絡 ・発電所外の通信連絡 ※免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機及び3号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車による給電に関しては【1.18】にて整理	常設代替交流電源設備 → MCC C系 → ・衛星電話設備（常設） ・無線連絡設備（常設） ・データ伝送装置

解釈一覧

判断基準の解釈一覧(1/2)

手順			判断基準記載内容	解釈
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順	(1)代替交流電源設備による給電	a.第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C系及びM/C　D系受電	M/C C系	(6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C
			M/C D系	(6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順	(1)代替直流電源設備による給電	a.所内蓄電式直流電源設備による給電	蓄電池電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合	(6号炉) 直流125V蓄電池6A，6A-2,AM用直流125V蓄電池の場合は108V，直流125V蓄電池6Bの場合は105Vを下回る可能性がある場合 (7号炉) 直流125V蓄電池7A，AM用直流125V蓄電池の場合は108V，直流125V蓄電池7B，7A-2の場合は105Vを下回る可能性がある場合
			直流125V蓄電池A	(6号炉) 直流125V蓄電池6A (7号炉) 直流125V蓄電池7A
			直流125V蓄電池B	(6号炉) 直流125V蓄電池6B (7号炉) 直流125V蓄電池7B
			直流125V充電器A	(6号炉) 直流125V充電器6A (7号炉) 直流125V充電器7A
			直流125V充電器B	(6号炉) 直流125V充電器6B (7号炉) 直流125V充電器7B
			直流125V蓄電池A-2	(6号炉) 直流125V蓄電池6A-2 (7号炉) 直流125V蓄電池7A-2
			直流125V充電器盤A，B，A-2	(6号炉) 直流125V充電器6A，6B，6A-2 (7号炉) 直流125V充電器7A，7B，7A-2
			P/C C系	(6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1
			P/C D系	(6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1
		b.可搬型直流電源設備による給電	直流125V蓄電池A	(6号炉) 直流125V蓄電池6A (7号炉) 直流125V蓄電池7A
			直流125V蓄電池A-2	(6号炉) 直流125V蓄電池6A-2 (7号炉) 直流125V蓄電池7A-2
		c.直流給電車による直流125V主母線盤A給電	直流125V蓄電池A	(6号炉) 直流125V蓄電池6A (7号炉) 直流125V蓄電池7A
			直流125V蓄電池A-2	(6号炉) 直流125V蓄電池6A-2 (7号炉) 直流125V蓄電池7A-2
	(2)常設代替直流電源設備による遮断器用制御電源復旧	a.AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電	M/C C系	(6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C
		b.常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電	直流125V主母線盤B	(6号炉) 直流125V主母線盤6B (7号炉) 直流125V主母線盤7B
			直流125V主母線盤Bの電圧が喪失した場合	蓄電池電圧が放電電圧の最低値105V以下となった場合
			M/C D系	(6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D

判断基準の解釈一覧(2/2)

手順			判断基準記載内容	解釈
1.14.2.3　非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順	(1)代替所内電気設備による給電	a.第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるAM用MCC受電	P/C C系	(6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1
			P/C D系	(6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1

操作手順の解釈一覧(1/6)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順	(1)代替交流電源設備による給電	a.第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C　D系受電	M/C C系	(6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C
			M/C D系	(6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D
			AM用MCC	(6号炉) AM用MCC 6B (7号炉) AM用MCC 7B
			P/C D系	(6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1
			P/C C系	(6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1
			MCC D系	(6号炉) MCC 6D-1-1及びMCC 6D-1-7 (7号炉) MCC 7D-1-1及びMCC 7D-1-7
			MCC C系	(6号炉) MCC 6C-1-1及びMCC 6C-1-2 (7号炉) MCC 7C-1-1
		b.電源車によるP/C C系及びP/C D系受電	P/C C系	(6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1
			P/C D系	(6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1
			M/C C系	(6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C
			M/C D系	(6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D
			MCC D系	(6号炉) MCC 6D-1-1及びMCC 6D-1-7 (7号炉) MCC 7D-1-1及びMCC 7D-1-7
			AM用MCC	(6号炉) AM用MCC 6B (7号炉) AM用MCC 7B
			MCC C系	(6号炉) MCC 6C-1-1及びMCC 6C-1-2 (7号炉) MCC 7C-1-1
	(2)電力融通による給電	a.号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	M/C C系	(6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C
			M/C D系	(6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D

操作手順の解釈一覧(2/6)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順	(1)代替直流電源設備による給電	a. 所内蓄電式直流電源設備による給電	直流125V蓄電池A	（6号炉）直流125V蓄電池6A （7号炉）直流125V蓄電池7A
			直流125V充電器Aにて負荷電圧が規定電圧であることを確認	（6号炉）直流125V充電器6Aにて負荷電圧が108V～134Vであることを確認 （7号炉）直流125V充電器7Aにて負荷電圧が108V～134Vであることを確認
			直流125V蓄電池A-2	（6号炉）直流125V蓄電池6A-2 （7号炉）直流125V蓄電池7A-2
			直流125V蓄電池Aによる給電から直流125V蓄電池A-2による給電への切り替え操作を実施	（6号炉）直流125V蓄電池6Aによる給電から直流125V蓄電池6A-2による給電への切り替え操作を直流125V RCIC動力切替盤及び直流125V RCIC制御切替盤にて実施(操作場所:R/B B1F A系非常用電気品室，C/B B1F 区分Ⅰ計測制御電源盤室) （7号炉）直流125V蓄電池7Aによる給電から直流125V蓄電池7A-2による給電への切り替え操作を125V同時投入防止用切替盤にて実施(操作場所:C/B B1F 区分Ⅰ計測制御電源盤室)
			直流125V充電器盤A-2にて負荷電圧が規定電圧であることを確認	（6号炉）直流125V充電器6A-2にて負荷電圧が108V～129Vであることを確認 （7号炉）直流125V充電器7A-2にて負荷電圧が105V～129Vであることを確認
			直流125V蓄電池A-2による給電からAM用直流125V蓄電池による給電への切り替え操作を実施	（6号炉）直流125V蓄電池6A-2による給電からAM用直流125V蓄電池による給電への切り替え操作を直流125V RCIC動力切替盤及び直流125V RCIC制御切替盤にて実施(操作場所:R/B B1F A系非常用電気品室，C/B B1F 区分Ⅰ計測制御電源盤室) （7号炉）直流125V蓄電池7A-2による給電からAM用直流125V蓄電池による給電への切り替え操作を125V同時投入防止用切替盤にて実施(操作場所:C/B B1F 区分Ⅰ計測制御電源盤室)
			（手順⑩） AM用直流125V充電器盤にて負荷電圧が規定電圧であることを確認	AM用直流125V充電器盤にて負荷電圧が108V～134Vであることを確認
			P/C C系	（6号炉）P/C 6C-1 （7号炉）P/C 7C-1
			直流125V充電器盤A	（6号炉）直流125V充電器盤6A （7号炉）直流125V充電器盤7A
			C/B計測制御電源盤区域(A)排風機	（6号炉）C/B直流125V蓄電池6A非常用排風機 （7号炉）C/B計測制御電源盤区域(A)排風機

操作手順の解釈一覧(3/6)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順	(1)代替直流電源設備による給電	a. 所内蓄電式直流電源設備による給電	直流125V充電器盤A及びC/B計測制御電源盤区域(A)排風機の復旧のため，MCC C系の受電操作を実施	（6号炉）直流125V充電器盤6A及びC/B直流125V蓄電池6A非常用排風機の復旧のため，MCC 6C-1-7及びMCC 6C-1-8の受電操作を実施 （7号炉）直流125V充電器盤7A及びC/B計測制御電源盤区域(A)排風機の復旧のため，MCC 7C-1-6及びMCC 7C-1-7の受電操作を実施
			（手順⑰[a]） 充電器出力電圧が規定電圧であることを確認	充電器出力電圧が108V～134Vであることを確認
			直流125V主母線盤A電圧が規定電圧であることにより確認	（6号炉）直流125V主母線盤6Aの電圧が108V～134Vであることを確認 （7号炉）直流125V主母線盤7Aの電圧が108V～134Vであることを確認
			MCC C系の受電操作又は受電確認を実施し，中操監視計器電源が復旧されたことを確認	（6号炉）MCC 6C-1-7及びMCC 6C-1-8の受電操作又は受電確認を実施し，中央制御室計測用電源切替盤6A，バイタル交流電源装置6A，交流120V原子炉系計測用主母線盤6Aの電源が復旧されたことを確認 （7号炉）MCC 7C-1-7の受電操作又は受電確認を実施し，交流120V中央制御室計測用主母線盤7A，バイタル交流電源装置7A，交流120V原子炉計測用主母線盤7Aの電源
			MCC D系の受電操作又は受電確認を実施し，中操監視計器電源が復旧されたことを確認	（6号炉）MCC 6D-1-7及びMCC 6D-1-8の受電操作又は受電確認を実施し，中央制御室計測用電源切替盤6B，バイタル交流電源装置6Bの電源が復旧されたことを確認 （7号炉）MCC 7D-1-7の受電操作又は受電確認を実施し，交流120V中央制御室計測用主母線盤7B，バイタル交流電源装置7Bの電源
			直流125V充電器盤B	（6号炉）直流125V充電器盤6B （7号炉）直流125V充電器盤7B
			直流125V充電器盤B及びC/B計測制御電源盤区域(B)排風機の復旧のため，MCC D系の受電操作又は受電確認を実施	（6号炉）直流125V充電器盤6B及びC/B計測制御電源盤区域(B)排風機機の復旧のため，MCC 6D-1-7及びMCC 6D-1-8の受電操作を実施 （7号炉）直流125V充電器盤7B及びC/B計測制御電源盤区域(B)排風機の復旧のため，MCC 7D-1-6及びMCC 7D-1-7の受電操作を実施
			（手順⑰[b]） 充電器出力電圧が規定電圧であることを確認	充電器出力電圧が105V～129Vであることを確認
			直流125V主母線盤B電圧が規定電圧であることを確認	（6号炉）直流125V主母線盤6Bの電圧が105V～129Vであることを確認 （7号炉）直流125V主母線盤7Bの電圧が105V～129Vであることを確認
			直流125V充電器盤A-2	（6号炉）直流125V充電器盤6A-2 （7号炉）直流125V充電器盤7A-2

操作手順の解釈一覧(4/6)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順	(1)代替直流電源設備による給電	a. 所内蓄電式直流電源設備による給電	直流125V充電器盤A-2及びC/B計測制御電源盤区域(A)排風機の復旧のため，MCC C系の受電操作を実施	（6号炉）直流125V充電器盤6A-2及びC/B計測制御電源盤区域(A)排風機の復旧のため，MCC 6C-1-7及びMCC 6C-1-8の受電操作を実施 （7号炉）直流125V充電器盤7A-2及びC/B計測制御電源盤区域(A)排風機の復旧のため，MCC 7C-1-6の受電操作を実施
			（手順⑰[c]） 充電器出力電圧が規定電圧であることを確認	充電器出力電圧が，6号炉の場合108V～129V，7号炉の場合105V～129Vであることを確認
			D/G(A)/Z排風機	（6号炉）R/B AM用直流125V蓄電池室排風機 （7号炉）D/G(A)/Z排風機
			AM用直流125V充電器盤及びD/G(A)/Z排風機の復旧のため，MCC C系の受電操作を実施	（6号炉）AM用直流125V充電器盤及びR/B AM用直流125V蓄電池室排風機の復旧のため，MCC 6C-1-2，MCC 6C-1-3及びMCC 6C-1-5の受電操作を実施 （7号炉）AM用直流125V充電器盤及びD/G(A)/Z排風機の復旧のため，MCC 7C-1-4の受電操作を実施
			（手順⑰[d]） 充電器出力電圧が規定電圧であることを確認	充電器出力電圧が108V～134Vであることを確認
		b.可搬型直流電源設備による給電	AM用MCC	（6号炉）AM用MCC 6B （7号炉）AM用MCC 7B
			D/G(A)/Z排風機	（6号炉）R/B AM用直流125V蓄電池室排風機 （7号炉）D/G(A)/Z排風機
			「MCC C系」から「AM用MCC」へ受電切替	（6号炉）「MCC 6C-1-5」から「AM用MCC」へ受電切替 （7号炉）「MCC 7C-1-4」から「AM用MCC」へ受電切替
			（手順⑩） 充電器出力電圧が規定電圧であることを確認	充電器出力電圧が108V～134Vであることを確認
		c.直流給電車による直流125V主母線盤A給電	直流125V主母線盤A	（6号炉）直流125V主母線盤6A （7号炉）直流125V主母線盤7A

操作手順の解釈一覧(5/6)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順	(2)常設代替直流電源設備による遮断器用制御電源復旧	a.AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電	直流125V主母線盤A	(6号炉) 直流125V主母線盤6A (7号炉) 直流125V主母線盤7A
			M/C C系	(6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C
			直流125V蓄電池A	(6号炉) 直流125V蓄電池6A (7号炉) 直流125V蓄電池7A
			切替盤にて直流125V主母線盤AのMCCBを「入」とし	(6号炉) 直流125V RCIC 動力切替盤にて直流125V主母線盤6AのMCCBを「入」とし (7号炉) 125V同時投入防止用切替盤盤にて直流125V主母線盤7AのMCCBを「入」とし
		b.常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電	直流125V主母線盤B	(6号炉) 直流125V主母線盤6B (7号炉) 直流125V主母線盤7B
			直流125V蓄電池B	(6号炉) 直流125V蓄電池6B (7号炉) 直流125V蓄電池7B
			M/C D系	(6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D
			P/C D系	(6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1
			MCC D系	(6号炉) MCC 6D-1-1及びMCC 6D-1-7 (7号炉) MCC 7D-1-1及びMCC 7D-1-7
			直流125V充電器盤B	(6号炉) 直流125V充電器盤6B (7号炉) 直流125V充電器盤7B
			直流125V主母線盤Bが受電されたことを確認	(6号炉) 直流125V主母線盤6Bの電圧が105V～129Vであることにより確認 (7号炉) 直流125V主母線盤7Bの電圧が105V～129Vであることにより確認
			P/C C系	(6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1
			M/C C系	(6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C
	(3)低圧電源号炉間融通	a.低圧電源号炉間融通による直流125V主母線盤A又はB受電	直流125V主母線盤A	(6号炉) 直流125V主母線盤6A (7号炉) 直流125V主母線盤7A
			直流125V主母線盤B	(6号炉) 直流125V主母線盤6B (7号炉) 直流125V主母線盤7B
			MCC C系	(6号炉) MCC 6C-1-7 (7号炉) MCC 7C-1-7
			MCC D系	(6号炉) MCC 6D-1-7 (7号炉) MCC 7D-1-7
			直流125V蓄電池A	(6号炉) 直流125V蓄電池6A (7号炉) 直流125V蓄電池7A
			直流125V蓄電池B	(6号炉) 直流125V蓄電池6B (7号炉) 直流125V蓄電池7B

操作手順の解釈一覧(6/6)

手順			操作手順記載内容	解釈
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順	(3)低圧電源号炉間融通	a.低圧電源号炉間融通による直流125V主母線盤A又はB受電	直流125V充電器盤A	（6号炉）直流125V充電器盤6A （7号炉）直流125V充電器盤7A
			直流125V充電器盤B	（6号炉）直流125V充電器盤6B （7号炉）直流125V充電器盤7B
			充電器出力電圧が規定電圧であることを確認	（6号炉）直流125V充電器盤6Aの充電器出力電圧が108V～134Vであること，又は直流125V充電器盤6Bの充電器出力電圧が105V～129Vであることを確認 （7号炉）直流125V充電器盤7Aの充電器出力電圧が108V～134Vであること，又は直流125V充電器盤7Bの充電器出力電圧が105V～129Vであることを確認
			直流125V主母線盤A電圧又は直流125V主母線盤B電圧が規定電圧であることにより確認	（6号炉）直流125V主母線盤6Aの電圧が108V～134Vであること，又は直流125V主母線盤6Bの電圧が105V～129Vであることにより確認 （7号炉）直流125V主母線盤7Aの電圧が108V～134Vであること，又は直流125V主母線盤7Bの電圧が105V～129Vであることにより確認
1.14.2.3　非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順	(1)代替所内電気設備による給電	a.第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるAM用MCC受電	AM用MCC	（6号炉）AM用MCC 6B （7号炉）AM用MCC 7B

操作の成立性の解釈一覧

手順			操作手順記載内容	解釈
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順	(1)代替交流電源設備による給電	a.第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C　D系受電	M/C C系	(6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C
			M/C D系	(6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D
		b.電源車によるP/C C系及びP/C D系受電	P/C C系	(6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1
			P/C D系	(6号炉) P/C 6D-1 (7号炉) P/C 7D-1
	(2)電力融通による給電	a.号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	M/C C系	(6号炉) M/C 6C (7号炉) M/C 7C
			M/C D系	(6号炉) M/C 6D (7号炉) M/C 7D
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順	(1)代替直流電源設備による給電	c.直流給電車による直流125V主母線盤A給電	直流125V主母線盤A	(6号炉) 直流125V主母線盤6A (7号炉) 直流125V主母線盤7A
	(2)常設代替直流電源設備による遮断器用制御電源復旧	a.AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電	直流125V主母線盤A	(6号炉) 直流125V主母線盤6A (7号炉) 直流125V主母線盤7A
		b.常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電	直流125V主母線盤B	(6号炉) 直流125V主母線盤6B (7号炉) 直流125V主母線盤7B
			P/C C系	(6号炉) P/C 6C-1 (7号炉) P/C 7C-1
	(3)低圧電源号炉間融通	a.低圧電源号炉間融通による直流125V主母線盤A又はB受電	直流125V主母線盤A	(6号炉) 直流125V主母線盤6A (7号炉) 直流125V主母線盤7A
			直流125V主母線盤B	(6号炉) 直流125V主母線盤6B (7号炉) 直流125V主母線盤7B
1.14.2.3　非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順	(1)代替所内電気設備による給電	a.第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるAM用MCC受電	AM用MCC	(6号炉) AM用MCC 6B (7号炉) AM用MCC 7B

1.15　事故時の計装に関する手順等

＜　目　次　＞

1.15.1 設備の選定と対応手段
(1)設備の選定と対応手段の考え方
(2)設備の選定と対応手段の選定の結果
a.パラメータを計測する計器の故障時に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.重大事故等発生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 重大事故等発生時の手順等
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
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.所内蓄電式直流電源設備からの給電
b.常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電
c.直流給電車及び可搬型代替交流電源設備からの給電
d.可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
e.優先順位
1.15.3 重大事故等発生時のパラメータを記録する手順
1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料 1.15.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料 1.15.2 重大事故等の対処に必要なパラメータの選定
添付資料 1.15.3 重大事故等対処に係る監視事項
添付資料 1.15.4 重大事故対策の成立性
添付資料 1.15.5 可搬型計測器の必要台数整理
添付資料 1.15.6 代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について

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となる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 設備の選定と対応手段

(1) 設備の選定と対応手段の考え方

重大事故等発生時において，炉心損傷防止対策及び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（以下，「原子炉施設」という。）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 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，技術的能力に係る審査基準 1.16～1.19 の手順書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，炉心損傷防止対策及び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，別に整理した各々の手順において整理する。

（添付資料 1.15.3）

抽出パラメータのうち，当該重大事故等の炉心損傷防止対策及び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，未臨界の監視，最終ヒートシンクによる冷却状態の確認，格納容器バイパスの監視，水源の確認，原子炉建屋内の水素濃度,原子炉格納容器内の酸素濃度，使用済燃料プールの監視。

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（図 1.15.1，図 1.15.2）。（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，水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる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，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，表 1.15.4 に整理した。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 43 条への適合状況のうち,(2)操作の確実性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）にて，適合性を整理する。

重大事故等対処設備の他に，設計基準対象施設による対応手段及び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：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが,プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力に係る審査基準だけでなく，設置許可基準規則第五十八条及び技術基準規則第七十三条（以下,「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料1.15.1）

主要パラメータは以下のとおり分類する。

・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

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。

なお，主要パラメータ及び代替パラメータのうち，自主対策設備の計器のみで計測される場合は，有効監視パラメータとする。

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を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の要求事項を満たした計器をいう。

・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の要求事項を満たした計器をいう。

・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，重大事故等発生時に原子炉施設の状況を把握するため，主要パラメータを計測する計器の１つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。

（添付資料1.15.2）

以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを表 1.15.2 に示す。あわせて，設計基準を超える状態における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した。

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，原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。

重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し，記録する手順等を整備する。

（添付資料1.15.2）

(2) 設備の選定と対応手段の選定の結果

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常設直流電源系統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，原子炉施設の状態を把握するため，多重化された当該パラメータを計器の他チャンネル※3の計器による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。(表1.15.3)

※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位置づける。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づける。

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，自主対策設備と位置づける。あわせて，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。

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，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

(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，原子炉施設の状態を把握するための設備のうち，重要代替計器は重大事故等対処設備と位置づける。

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,自主対策設備と位置づける。あわせて，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が喪失し，監視機能が喪失した場合に，代替電源（交流，直流）より給電し，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。計器の電源構成図を図1.15.4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。

・所内蓄電式直流電源設備

・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り必要とするパラメータの値を推定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，所内蓄電式直流電源設備，可搬型計測器は，重大事故等対処設備と位置づける。

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，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・直流給電車

給電開始までに時間を要するが，給電可能であれば重大事故等の対処に必要となる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。

d. 重大事故等発生時のパラメータを記録する手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等発生時において，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等想定される重大事故等の対応に必要とな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。

・重大事故時用監視記録装置

・データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置

また，重大事故等発生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。

・データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置

なお，その他の記録として，警報発生及び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。

・プロセス計算機

重要監視パラメータは，原則，重大事故時用監視記録装置及び緊急時対策支援システム伝送装置へ記録するが，監視が必要な時に現場に設置する計器，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重大事故時用監視記録装置及びデータ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置は，重大事故等対処設備と位置づける。

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,自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・プロセス計算機

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。

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

(添付資料 1.15.1)

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. 重大事故等発生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応要員の対応として事故時運転操作手順書(事象ベース)及び緊急時対策本部運用要領(多様なハザード対応手順)に定める(表1.15.1)。

1.15.2 重大事故等発生時の手順等

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段を整備する(表 1.15.3)。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等に対処するために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。

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 運転員は，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で監視可能であれば確認に使用する。

② 運転員は，読み取った指示値が正常であることを，計測レンジ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レンジ範囲外，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運転員に指示する。

④ 運転員は，読み取った指示値により，主要パラメータを推定する。
なお，常用代替計器が使用可能であれば，推定に使用する。

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，推定手順を整備している。

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，原子炉施設の状態を把握する。

推定にあたっては，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，検出器の種類及び使用環境条件等，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，原子炉水位及び原子炉圧力を除き，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。

・重大事故等発生時に最も設置雰囲気の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況であるため，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，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が生じるため，計器が故障するまでの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。

（添付資料 1.15.6）

代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおりであり，具体的な推定方法については，表1.15.3に整理する。

・同一物理量（温度，圧力，水位，放射線量率，水素濃度及び中性子束）から推定するケース
・水位を注水源もしくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定するケース

・流量を注水先又は注水源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，圧力等の傾向監視により推定するケース
・原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位，圧力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から推定するケース
・注水量を注水先の圧力より注水特性の関係から推定するケース
・格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から格納容器内の水位を推定するケース
・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
・使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位)，あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定するケース

(添付資料 1.15.6)

e.優先順位

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，表1.15.3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。

原子炉圧力容器内の水位の値が計器の計測範囲を超えた場合，原子炉施設の状態を推定するための手段は以下のとおり。

・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，0～300℃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有効燃料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，重大事故等発生時における損傷炉心冷却成否及び格納容器下部注水判断の温度は，300℃であり計測範囲内で判断可能である。

また，原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える(300℃以上)場合は炉心損傷状態と推定して対応する。

・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，0～10.0MPa[gage]である。重大事故等発生時の原子炉圧力容器内の圧力は8.62MPa[gage]以下（原子炉圧力容器の最高使用圧力）であり，重大事故等発生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，蒸気乾燥器スカート下端を基準として－8000mm～＋3500mm であり，有効燃料下端（BAF）から通常水位を計測できるため，重大事故等発生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，高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量(原子炉圧力容器)，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量のうち，機器動作状態にある流量計より崩壊熱を考慮した原子炉水位変化量から，原子炉圧力容器内の水位を推定する。

・原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器の注水量を監視するパラメータは，高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（原子炉圧力容器），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量である。

高圧代替注水系系統流量の計測範囲は 0～300m^3/h としており，計測対象である高圧代替注水ポンプの最大流量は 182m^3/h であるため，重大事故等発生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。

復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の計測範囲は，0～350m^3/h としており，計測対象である復水移送ポンプの原子炉圧力容器への注水時の

最大流量は300m^3/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。

代替循環冷却系による復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の計測範囲は，0～200m^3/h(6号炉)，0～150m^3/h(7号炉)としており，計測対象である復水移送ポンプの，代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時の最大流量は150m^3/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。

原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は，0～300m^3/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事故対処時における最大流量は182m^3/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。

高圧炉心注水系系統流量の計測範囲は，0～1000m^3/h としており，計測対象である高圧炉心注水ポンプの最大流量は727m^3/hであるため，重大事故等発生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。

残留熱除去系系統流量の計測範囲は0～1500m^3/hとしており，計測対象である残留熱除去ポンプの最大流量は954m^3/hであるため，重大事故等発生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

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは，復水補給水系流量（原子炉格納容器）である。

格納容器スプレイによる復水補給水系流量（原子炉格納容器）の計測範囲は，0～350m^3/hとしており，計測対象である復水移送ポンプの格納容器スプレイによる，原子炉格納容器への注水時における最大流量は140m^3/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。

格納容器下部注水による復水補給水系流量（原子炉格納容器）の計測範囲は，0～150m^3/h(6号炉)，0～100m^3/h(7号炉)としており，計測対象である復水移送ポンプの格納容器下部注水による，原子炉格納容器への注水時における最大流量は 90m^3/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. 手順着手の判断基準

重大事故等発生時に，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

(a) 原子炉圧力容器内の水位

計器の計測範囲を超えたかどうかの判断及び対応手順は以下のとおり。

① 運転員は，読み取った指示値が正常であるかどうかを，プラント状況等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により確認する。

② 運転員は，原子炉水位の他チャンネル指示値を確認し，他チャンネルの指示値も同じ傾向か否かを確認する。

③ 原子炉水位の計測範囲を超えた場合，運転員は高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量(原子炉圧力容器)，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量のうち，機器動作状態にある注水流量及び崩壊熱を考慮した原子炉水位変化量から，原子炉圧力容器内の水位を推定する。

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，推定手順を整備している。

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. 所内蓄電式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，所内蓄電式直流電源設備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。

なお，所内蓄電式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表1.15.2示す。

b. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

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又は可搬型代替交流電源設備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. 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備からの給電

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，直流給電車及び可搬型代替交流電源設備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. 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表1.15.2に示す。

（添付資料 1.15.5）

(a) 手順着手の判断基準

計器電源が喪失し，中央制御室でパラメータ監視ができない場合。

(b) 操作手順（現場での接続）

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，タイムチャートを図1.15.5に示す。

① 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に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 C 及び D 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 中央制御室運転員 A 及び B は，現場運転員 C 及び D との通信手段の確保として，携帯型音声呼出電話の準備を実施する。

④ 現場運転員 C 及び D は，原子炉建屋地下１階及びタービン建屋地下中 2 階にて，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。

⑤ 現場運転員 C 及び D は，可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り，結果を中央制御室運転員 A 及び B に報告する。

⑥ 中央制御室運転員 A 及び B は，現場運転員 C 及び D からの計測結果を換算表により工学値に換算し，記録する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は1測定点当たり，中央制御室運転員2名，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約15分で可能である。

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，照明，通信設備等を

整備する。

（添付資料 1.15.4）

e. 優先順位

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，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，所内蓄電式直流電源設備から計測可能な計器に給電される。

所内蓄電式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又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から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，直流給電車及び可搬型代替交流電源設備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 重大事故等発生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，重大事故時用監視記録装置及び緊急時対策支援システム伝送装置により，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プロセス計算機により計測結果及び警報等を記録する。

有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し，表1.15.5に示す。

(1) 手順着手の判断基準

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. 重大事故時用監視記録装置による記録

重大事故時用監視記録装置は，直流電源又は代替電源から給電可能で，50日間の記録容量を持っている。重大事故等発生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. 緊急時対策支援システム伝送装置による記録

緊急時対策支援システム伝送装置は，非常用電源又は代替電源から給電可能で，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。

c. 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。

d. 可搬型計測器の記録

中央制御室運転員は，1.15.2.2(1) d. 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。

e. プロセス計算機の記録

(a) 発電日誌

プロセス計算機が稼動状態にあれば，定められたプロセスの計測結果を定時毎に自動で記録し，日毎に自動で帳票印刷する。

(b) 警報記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば，プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時，警報の状態を記録し，日毎に帳票印刷する。

また，プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時，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の作動状況を記録し，事象発生時に帳票印刷する。

(c) 事故時データ収集記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば，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，運転員等は，事象発生後に手動で帳票印刷する。

(3) 操作の成立性

重大事故時用監視記録装置による記録は，重大事故時用監視記録装置の記

録容量（50 日間）を超える前に，中央制御室にて運転員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。

緊急時対策支援システム伝送装置による記録は，緊急時対策支援システム伝送装置の記録容量（14 日間）を超える前に，緊急時対策本部内にて緊急時対応要員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。

可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり，運転員１名にて対応が可能である。

プロセス計算機による記録のうち，事故時データ収集記録の帳票印刷は，中央制御室内にて，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

技術的能力に係る審査基準1.9，1.10，1.14については，各技術的能力に係る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。

原子炉建屋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。

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。

表 1.15.1　事故時に必要な計装に関する手順

分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対応設備		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	多様なハザード対応要領 「重要監視計器復旧」
			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	
			常用代替計器	自主対策設備	
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	蓄電池	所内蓄電式直流電源設備	重大事故等対処設備	事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失」
		代替電源(交流)からの給電	常設代替交流電源設備		
			可搬型代替交流電源設備		
		代替電源(直流)からの給電	直流給電車及び可搬型代替交流電源設備	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	
－	－	パラメータ記録	重大事故時用監視記録装置	重大事故等対処設備	緊急時対策本部運営要領
			データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置		
			プロセス計算機	自主対策設備	

表 1.15.2　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)(1/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1.15.3 No.
①原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度＊1	0～300℃	300℃	炉心の損傷状態を把握し，適切に対応するための判断基準として，300℃を監視可能。	1	C(Ss)	AM 用 直流電源	熱電対	可	⑰
	残留熱除去系熱交換器入口温度＊1	0～300℃	182℃	残留熱除去系による原子炉停止時冷却系運転時における，残留熱除去系熱交換器入口温度の変動範囲（182℃）を監視可能。	3	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	熱電対	可	①
	原子炉圧力＊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(SA)＊2									
	原子炉水位＊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(SA)＊2									
②原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力＊1	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa[gage])を監視可能。	3	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	弾性圧力検出器	可	⑱
	原子炉圧力(SA)＊1	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力(8.62MPa[gage])を監視可能。	1	S	区分Ⅰ 直流電源	弾性圧力検出器	可	⑲
	原子炉水位＊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(SA)＊2									
	原子炉圧力容器温度＊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。								

表 1.15.2　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)(2/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1.15.3 No.
③原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位＊1	-3200～3500mm＊3	-2880～1650mm＊3 465～1300mm＊4	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)及び有効燃料棒上端付近まで監視可能。	3	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	差圧式水位検出器	可	⑳
		-4000～1300mm＊4			2	S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源	差圧式水位検出器	可	
	原子炉水位(SA)＊1	-3200～3500mm＊3	-2880～1650mm＊3		1	S	AM 用 直流電源＊10	差圧式水位検出器	可	㉑
		-8000～3500mm＊3			1	S	AM 用 直流電源＊10	差圧式水位検出器	可	
	高圧代替注水系系統流量＊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。								
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)＊2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量＊2									
	高圧炉心注水系系統流量＊2									
	残留熱除去系系統流量＊2									
④原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	0～300m^3/h	－＊8	高圧代替注水系ポンプの最大流量(182m^3/h)を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源	差圧式流量検出器	可	⑨
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	0～200m^3/h(6 号炉) 0～150m^3/h(7 号炉)	－＊8	代替低圧注水系による原子炉圧力容器への注水時における復水移送ポンプの最大流量(150m^3/h)を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源＊10	差圧式流量検出器	可	⑪
		0～350m^3/h	－＊8	重大事故時における復水移送ポンプの最大流量(300m^3/h)を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源＊10	差圧式流量検出器	可	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m^3/h	182m^3/h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量(182m^3/h)を監視可能。	1	S	区分Ⅰ 直流電源	差圧式流量検出器	可	⑨
	高圧炉心注水系系統流量	0～1000m^3/h	727m^3/h	高圧炉心注水系ポンプの最大流量（727m^3/h）を監視可能。	2	S	区分Ⅱ，Ⅲ 直流電源	差圧式流量検出器	可	⑧
	残留熱除去系系統流量	0～1500m^3/h	954m^3/h	残留熱除去系ポンプの最大流量（954m^3/h）を監視可能。	3	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	差圧式流量検出器	可	④
	復水貯蔵槽水位(SA)＊2	「⑭水源の確認」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ・プール水位＊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。								
	原子炉水位＊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(SA)＊2									

表 1.15.2　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)(3/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1.15.3 No.
⑤原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	0～350m³/h	－＊8	格納容器スプレイ時における復水移送ポンプの最大流量(140m³/h)を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源＊10	差圧式流量検出器	可	⑫
		0～150m³/h(6 号炉)＊6 0～100m³/h(7 号炉)＊6	－＊8	格納容器下部への注水時における復水移送ポンプの最大流量(90m³/h)を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源	差圧式流量検出器	可	
	復水貯蔵槽水位(SA)＊2	「⑭水源の確認」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(D/W)＊2	「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。								
	格納容器内圧力(S/C)＊2									
	格納容器下部水位＊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。								
⑥原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	138℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	2	C(Ss)	AM 用 直流電源＊10	熱電対	可	㉒
	サプレッション・チェンバ気体温度＊1	0～200℃	138℃		1	C(Ss)	AM 用 直流電源＊10	熱電対	可	㉓
	サプレッション・チェンバ・プール水温度＊1	0～200℃	97℃	格納容器の限界圧力(620kPa[gage])におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度(約 166℃)を監視可能。	3	S	AM 用 直流電源	測温抵抗体	可	㉔
	格納容器内圧力(D/W)＊2	「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。								
	格納容器内圧力(S/C)＊2									

表 1.15.2　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)(4/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1.15.3 No.
⑦原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)＊1	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]	格納容器の限界圧力(620kPa[gage])を監視可能。	1	S	AM用 直流電源＊10	弾性圧力検出器	可	㉕
	格納容器内圧力(S/C)＊1	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]		1	S	AM用 直流電源＊10	弾性圧力検出器	可	㉖
	ドライウェル雰囲気温度＊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。								
	サプレッション・チェンバ気体温度＊2									
	サプレッション・チェンバ・プール水温度＊2									
⑧原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m (T.M.S.L.-7150～＋9850mm)＊7	-2.59～0m (T.M.S.L.-3740～-1150mm)＊7	ウェットウェルベント操作可否判断(ベントライン高さ-1m:9.05m)を把握できる範囲を監視可能。	1	S	AM用 直流電源＊10	差圧式水位検出器	可	㉗
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm)＊7	－＊8	重大事故等時において,格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量(底部から+2m)があることを監視可能。	3	－(Ss)	AM用 直流電源	電極式水位検出器	可	㉘
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)＊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。								
	復水貯蔵槽水位(SA)＊2	「⑭水源の確認」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(D/W)＊2	「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。								
	格納容器内圧力(S/C)＊2									
⑨原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度＊1	0～30vol%(6号炉) 0～20vol%/0～100vol%(7号炉)	6.2vol%	重大事故時において，格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度：4vol%)を把握する上で監視可能。	2	S	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用交流電源	熱伝導式水素検出器	－	㉙
	格納容器内水素濃度(SA)＊1	0～100vol%			2	S	AM用 直流電源	水素吸蔵材料式水素検出器	－	㉚

表 1.15.2　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)(5/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1.15.3 No.
⑩原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線 レベル(D/W)＊1	10^{-2}～10^{5}Sv/h	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)及び炉心損傷割合の推定値（原子炉停止直後に炉心損傷 100%の場合は約 5×10^{4}Sv/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)。	2	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電源	イオンチェンバ	－	㉜
	格納容器内雰囲気放射線 レベル(S/C)＊1	10^{-2}～10^{5}Sv/h	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)及び炉心損傷割合の推定値（原子炉停止直後に炉心損傷 100%の場合は約 5×10^{4}Sv/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)。	2	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電源	イオンチェンバ	－	㉝
⑪未臨界の監視	起動領域モニタ＊1	10^{-1}～10^{6}cps(1.0×10^{3}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}) 0～40%又は 0～125%(1.0×10^{8}～2.0×10^{13} cm^{-2}・s^{-1})	定格出力の約 10 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。	10	S	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ,Ⅳ バイタル交流電源	核分裂電離箱	－	㉞
	平均出力領域モニタ＊1	0～125% (1.2×10^{12}～2.8×10^{14}cm^{-2}・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。 設計基準事故時，一時的に計測範囲を超えるが，短期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また，重大事故等時においても原子炉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。	4＊3	S	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ,Ⅳ バイタル交流電源	核分裂電離箱	－	㉞

表 1.15.2　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)(6/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1.15.3 No.
⑫最終ヒートシンクによる冷却状態の確認(1／2)	サプレッション・チェンバ・プール水温度＊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。								
	復水補給水系温度(代替循環冷却)	0～200℃	－＊8	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度(85℃)に余裕を見込んだ設定とする。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源	熱電対	可	⑭
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	0～200m³/h(6 号炉) 0～150m³/h(7 号炉)	「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。							
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	0～350m³/h	「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。							
	フィルタ装置水位	0～6000mm	－＊8	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし,フィルタ装置機能維持のための上限水位：約 2200mm, 下限水位：約 500mm を監視可能。	2	－(Ss)	AM 用 直流電源＊10	差圧式水位検出器	可	㉟
	フィルタ装置入口圧力	0～1.0MPa[gage]	－＊8	格納容器ベント実施時に,格納容器圧力逃がし装置の最高圧力(0.62MPa[gage])が監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源＊10	弾性圧力検出器	可	㊱
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－＊8	格納容器ベント実施時に,想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率(約 7×10^{4}mSv/h)を監視可能。	2	－(Ss)	AM 用 直流電源＊10	イオンチェンバ	－	㊲
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	－＊8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し,フィルタ装置及び耐圧強化ベントラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）以下であることを監視可能。	2	－(Ss)	AM 用 直流電源＊10	熱伝導式水素検出器	－	㊳
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa	－＊8	フィルタ装置金属フィルタの上限差圧[redacted]が監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源＊10	差圧式圧力検出器	可	㊴
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0～14	－＊8	フィルタ装置スクラバ水の pH（pH0～14）が監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源＊10	pH 検出器	－	㊵
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－＊8	耐圧強化ベント実施時に,想定される排気ラインの最大線量当量率(約 7×10^{4}mSv/h)を監視可能。	2	－(Ss)	AM 用 直流電源＊10	イオンチェンバ	－	㊶
	残留熱除去系熱交換器入口温度	「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。								
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	182℃	残留熱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変動範囲（182℃）を監視可能。	3	S	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	熱電対	可	②
	残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								

表 1.15.2　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)(7/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1.15.3 No.
⑫最終ヒートシンクによる冷却状態の確認(2／2)	原子炉補機冷却水系系統流量	0～4000m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m³/h（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	1300m³/h(区分Ⅰ，Ⅱ) 1100m³/h(6 号炉区分Ⅲ) 800m³/h(7 号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（1300m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ），1100m³/h（6 号炉区分Ⅲ），800m³/h（7 号炉区分Ⅲ））を監視可能。 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）の最大流量（600m³/h）を監視可能。	3	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	差圧式流量検出器	可	⑤
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0～2000m³/h(6 号炉) 0～1500m³/h(7 号炉)	1300m³/h(区分Ⅰ，Ⅱ) 1100m³/h(6 号炉区分Ⅲ) 800m³/h(7 号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（1300m³/h（区分Ⅰ，Ⅱ），1100m³/h（6 号炉区分Ⅲ），800m³/h（7 号炉区分Ⅲ））を監視可能。 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）の最大流量（600m³/h）を監視可能。	3	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	差圧式流量検出器	可	⑥
	ドライウェル雰囲気温度＊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。								
	サプレッション・チェンバ気体温度＊2									
	格納容器内圧力(D/W)＊2	「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。								
	格納容器内圧力(S/C)＊2									
	原子炉圧力容器温度＊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。								
⑬格納容器バイパスの監視	原子炉水位＊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(SA)＊1									
	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。								
	原子炉圧力(SA)＊1									
	ドライウェル雰囲気温度＊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。								
	格納容器内圧力(D/W)＊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。								

表 1.15.2　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)(8/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1.15.3 No.
⑭水源の確認	復水貯蔵槽水位(SA)	0～16m(6 号炉) 0～17m(7 号炉)	0～15.5m(6 号炉) 0～15.7m(7 号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル(6 号炉：0～15.5m，7 号炉：0～15.7m)を監視可能。	1	S	AM 用 直流電源	差圧式水位検出器	可	⑦
	サプレッション・チェンバ・プール水位	「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。								
	高圧代替注水系系統流量＊2	「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。								
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)＊2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量＊2									
	高圧炉心注水系系統流量＊2									
	残留熱除去系系統流量＊2									
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)＊2									
	復水移送ポンプ吐出圧力＊2	0～2MPa[gage]	－＊8	復水移送ポンプ吐出圧力（0.92MPa[gage]）を監視可能。	3	－(Ss)	AM 用 直流電源＊10	弾性圧力検出器	可	⑬
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力*2	0～3.5MPa[gage]	2.2MPa[gage]	残留熱除去系ポンプ吐出圧力（2.2MPa[gage]）を監視可能	3	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源	弾性圧力検出器	可	③
⑮原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	－＊8	重大事故時において，原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度：4vol%)を把握する上で監視可能。	7	－(Ss)	AM 用 直流電源	熱伝導式水素検出器	－	⑮
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置＊2	0～300℃	－＊8	重大事故時において，静的触媒式水素再結合器の最高使用温度(300℃)を監視可能。	4	－(Ss)	AM 用 直流電源	熱電対	可	⑯
⑯原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0～30vol%(6 号炉) 0～10vol%/0～30vol%(7 号炉)	4.9vol%	重大事故時において，格納容器内の水素燃焼の可能性(酸素濃度：5vol%)を把握する上で監視可能。	2	S	区分Ⅰ，Ⅱ 計測用交流電源	熱磁気風式酸素検出器	－	㉛
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)＊2	「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。								
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)＊2									
	格納容器内圧力(D/W)＊2	「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。								
	格納容器内圧力(S/C)＊2									

表 1.15.2　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)(9/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1.15.3 No.
⑱使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位 ・温度(SA 広域)＊1	T.M.S.L.20,180mm～31,170mm(6 号炉) T.M.S.L.20,180mm～31,123mm(7 号炉)	T.M.S.L.31,395mm(6 号炉) T.M.S.L.31,390mm(7 号炉)	重大事故等時により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ 直流電源	熱電対	可	㊷
		0～150℃	66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。						
	使用済燃料貯蔵プール水位 ・温度(SA)＊1	T.M.S.L.23,420mm～30,420mm(6 号炉) T.M.S.L.23,373mm～30,373mm(7号炉)	－＊8	重大事故等時により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1	C(Ss)	AM 用 直流電源	熱電対	可	㊸
		0～150℃		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。						
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)＊1	10^{1}～10^{8}mSv/h	－＊8	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲にわたり監視可能。	1	C(Ss)	AM 用 直流電源＊10	イオンチェンバ	－	㊹
		10^{-2}～10^{5}mSv/h(6 号炉) 10^{-3}～10^{4}mSv/h(7 号炉)			1					
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ＊1	－	－＊8	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	1	－(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 空冷装置 区分Ⅰ 計測用交流電源	赤外線カメラ	－	㊺ ㊻

＊1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ，＊2：重要代替監視パラメータ
＊3：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52 個ずつの信号が入力される。
＊4：基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより 1224cm)
＊5：基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器零レベルより 905cm)
＊6：格納容器下部注水流量，　＊7：T.M.S.L. =東京湾平均海面
＊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計器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：設置許可基準規則第 47 条,48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ることとしており，電源については，非常用所内電気設備と独立性を有し，位置的分散を設ける設計とする。詳細については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお，各条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料 58-11 に整理している。

表 1.15.3　代替パラメータによる主要パラメータの推定(1/7)

【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，水素濃度及び中性子束)から推定する。
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吐出圧力から推定する。
ケース 3　：　流量を注水先又は注水源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，圧力等の傾向監視により推定する。
ケース 5　：　原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位，圧力等の傾向監視により推定する。
ケース 6　：　圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。
ケース 7　：　注水量を注水先の圧力より注水特性の関係から推定する。
ケース 8　：　格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から格納容器内の水位を推定する。
ケース 9　：　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 10　：　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 11　：　装置の作動状況により水素濃度を推定する。
ケース 12　：　使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位)，あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定する。

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	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	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ①原子炉水位 ①原子炉水位(SA) ②残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 6	①原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には，原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また，スクラム後，原子炉水位が有効燃料棒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。 ②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。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度	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には，原子炉圧力容器温度により推定する
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①原子炉圧力(SA)	ケース 1	①原子炉圧力の監視が不可能となった場合には，原子炉圧力(SA)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。
		②原子炉水位 ②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度	ケース 6	
	原子炉圧力(SA)	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には，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。
		②原子炉水位 ②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度	ケース 6	

表 1.15.3　代替パラメータによる主要パラメータの推定(2/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	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	①原子炉水位(SA)	ケース 1	①原子炉水位の監視が不可能となった場合には，原子炉水位(SA)により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量(原子炉圧力容器)，原子炉隔離時冷却系系統流量,高圧炉心注水系系統流量,残留熱除去系系統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。
		②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量	ケース 2	
	原子炉水位(SA)	①原子炉水位	ケース 1	①原子炉水位(SA)の監視が不可能となった場合には，原子炉水位により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量(原子炉圧力容器)，原子炉隔離時冷却系系統流量,高圧炉心注水系系統流量,残留熱除去系系統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。
		②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量	ケース 2	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)	ケース 3	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合には,水源である復水貯蔵槽水位(SA)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代替注水系系統流量を推定する。
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)	ケース 3	①復水補給水系流量(原子炉圧力容器)の監視が不可能となった場合には,水源である復水貯蔵槽水位(SA)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復水補給水系流量(原子炉圧力容器)を推定する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)	ケース 3	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合には,水源である復水貯蔵槽水位(SA)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系系統流量を推定する。
	高圧炉心注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)	ケース 3	①高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合には,水源である復水貯蔵槽水位(SA)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注水系系統流量を推定する。
	残留熱除去系系統流量	①サプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)	ケース 3	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合には，水源であるサプレッション・チェンバ・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系系統流量を推定する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	①復水貯蔵槽水位(SA)	ケース 3	①水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により復水補給水系流量（原子炉格納容器）を推定する。 ①復水補給水系流量(原子炉格納容器)の監視が不可能となった場合には,注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より格納容器への注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内の水位の変化により復水補給水系流量(原子炉格納容器)を推定する。
		②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C)	ケース 7	
		②格納容器下部水位	ケース 3	

表 1.15.3　代替パラメータによる主要パラメータの推定(3/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	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	ドライウェル雰囲気温度	①格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C)	ケース 6	①ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合には，飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力(D/W)によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 ②格納容器内圧力(S/C)により，上記①と同様にドライウェル雰囲気温度を推定する。
	サプレッション・チェンバ気体温度	①サプレッション・チェンバ・プール水温度	ケース 1	①サプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ・プール水温度によりサプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ気体温度を推定する。
		②格納容器内圧力(S/C)	ケース 6	
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	①サプレッション・チェンバ気体温度	ケース 1	①サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。
		②格納容器内圧力(S/C)	ケース 6	
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	①格納容器内圧力(S/C)	ケース 1	①格納容器内圧力(D/W)の圧力の監視が不可能となった場合には，格納容器内圧力(S/C)により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力(D/W)を推定する。
		②ドライウェル雰囲気温度	ケース 6	
	格納容器内圧力(S/C)	①格納容器内圧力(D/W)	ケース 1	①格納容器内圧力(S/C)の圧力の監視が不可能となった場合には，格納容器内圧力(D/W)により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ気体温度及びサプレッション・チェンバ・プール水温度により格納容器内圧力(S/C)を推定する。
		②サプレッション・チェンバ気体温度 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度	ケース 6	
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ②復水貯蔵槽水位(SA)	ケース 2	①サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には，復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により，サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により，サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ③格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧によりサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。
		③格納容器内圧力(D/W) ③格納容器内圧力(S/C)	ケース 8	
	格納容器下部水位	①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ＊格納容器下部注水流量	ケース 2	①格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には，復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により，格納容器下部水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により，格納容器下部水位を推定する。
		②復水貯蔵槽水位(SA)	ケース 2	

表 1.15.3　代替パラメータによる主要パラメータの推定(4/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	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	格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度(SA)	ケース 1	①格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合には，格納容器内水素濃度(SA)により推定する。
	格納容器内水素濃度(SA)	①格納容器内水素濃度	ケース 1	①格納容器内水素濃度(SA)の監視が不可能となった場合には，格納容器内水素濃度により推定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ②［エリア放射線モニタ］	ケース 1	①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の監視が不可能となった場合には，格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)により推定する。 ②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，格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ②［エリア放射線モニタ］	ケース 1	①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の監視が不可能となった場合には，格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)により推定する。 ②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，格納容器内の放射線量率を推定する。
未臨界の監視	起動領域モニタ	①平均出力領域モニタ	ケース 1	①起動領域モニタの監視が不可能となった場合には，平均出力領域モニタにより推定する。 ②制御棒操作監視系(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［制御棒操作監視系］	ケース 9	
	平均出力領域モニタ	①起動領域モニタ	ケース 1	①平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合には，起動領域モニタにより推定する。 ②制御棒操作監視系(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［制御棒操作監視系］	ケース 9	
	［制御棒操作監視系］	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	ケース 9	①制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合には，起動領域モニタにより推定する。 ②平均出力領域モニタにより推定する。

表 1.15.3　代替パラメータによる主要パラメータの推定(5/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系温度(代替循環冷却) 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 復水補給水系流量(原子炉格納容器)	①ドライウェル雰囲気温度 ①サプレッション・チェンバ気体温度	ケース 4	①代替循環冷却系による冷却において，サプレッション・チェンバ・プール水温度，復水補給水系温度(代替循環冷却)，復水補給水系流量(原子炉圧力容器)，復水補給水系流量(原子炉格納容器)の監視が不可能となった場合には，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度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。
	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置スクラバ水 pH	①ドライウェル雰囲気温度 ①サプレッション・チェンバ気体温度 ①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)	ケース 4	①格納容器圧力逃がし装置による冷却において，フィルタ装置水位，フィルタ装置入口圧力，フィルタ装置出口放射線モニタ，フィルタ装置水素濃度，フィルタ装置金属フィルタ差圧，フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合には，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)，格納容器内圧力(S/C)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。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	①ドライウェル雰囲気温度 ①サプレッション・チェンバ気体温度 ①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)	ケース 4	①耐圧強化ベント系による冷却において，耐圧強化ベント系放射線モニタ，フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)，格納容器内圧力(S/C)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入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①原子炉圧力容器温度 ①ドライウェル雰囲気温度 ①サプレッション・チェンバ気体温度 ①サプレッション・チェンバ・プール水温度	ケース 4	①残留熱除去系による冷却において，残留熱除去系熱交換器入口温度，残留熱除去系熱交換器出口温度，残留熱除去系系統流量，原子炉補機冷却水系系統流量，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の監視が不可能となった場合には，原子炉圧力容器温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度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。
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	①ドライウェル雰囲気温度 ①格納容器内圧力(D/W) ①［エリア放射線モニタ］	ケース 5	①原子炉水位，原子炉水位(SA)，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合には，ドライウェル雰囲気温度，格納容器内圧力(D/W)，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。
	ドライウェル雰囲気温度 格納容器内圧力(D/W)	①原子炉水位 ①原子炉水位(SA) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ①［エリア放射線モニタ］	ケース 5	①ドライウェル雰囲気温度，格納容器内圧力(D/W)の監視が不可能となった場合には，原子炉水位，原子炉水位(SA)，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)，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。
	［エリア放射線モニタ］	①原子炉水位 ①原子炉水位(SA) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ①ドライウェル雰囲気温度 ①格納容器内圧力(D/W)	ケース 5	①エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合には，原子炉水位，原子炉水位(SA)，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)，ドライウェル雰囲気温度，格納容器内圧力(D/W)により格納容器バイパスの発生を推定する。

表 1.15.3　代替パラメータによる主要パラメータの推定(6/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確認	復水貯蔵槽水位(SA)	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量(原子炉格納容器)	ケース 2	①復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から，復水貯蔵槽水位(SA)を推定する。
	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量（原子炉圧力容器） ①復水補給水系流量（原子炉格納容器） ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ケース 2	①サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ，残留熱除去系ポンプの流量から復水移送ポンプ，残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ②サプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ，残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ，残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	ケース 11	①原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合には，静的触媒式水素再結合器 動作監視装置(PAR に導入された水素濃度とその時の静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度との関係)により推定する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)	ケース 10	①格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合には，格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)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)により格納容器内酸素濃度を推定する。 ①格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)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。

表 1.15.3　代替パラメータによる主要パラメータの推定(7/7)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 12	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)の監視が不可能となった場合には，使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)にて使用済燃料貯蔵プールの水位及び温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 12	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の監視が不可能となった場合には，使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)にて使用済燃料貯蔵プールの水位及び温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 12	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)の監視が不可能となった場合には，使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)，使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)にて水位を計測した後，水位と放射線率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	ケース 12	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合には，使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)，使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)にて，使用済燃料プールの状態を推定する。

＊代替パラメータの番号は優先順位を示す。

＊［　］は有効監視パラメータを示す。

表 1.15.4　補助パラメータ(1/3)

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	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧	新新潟幹線 1L,2L の受電状態を確認するパラメータ
	500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧	南新潟幹線 1L,2L の受電状態を確認するパラメータ
	No.1 工事用変圧器入力電圧	工事用変圧器の受電状態を確認するパラメータ
	No.2 工事用変圧器入力電圧	
	M/C C 電圧	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	M/C D 電圧	
	P/C C-1 電圧	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	P/C D-1 電圧	
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	
	AM 用直流 125V 充電器電圧	
	非常用 D/G(A)発電機電圧，周波数，電力	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	非常用 D/G(B)発電機電圧，周波数，電力	
	非常用 D/G(A)発電機電圧，周波数，電力(他号炉)	他号炉の非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	非常用 D/G(B)発電機電圧，周波数，電力(他号炉)	
	第一 GTG 発電機電圧，周波数，タービン回転数	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	第二 GTG 発電機電圧，周波数，タービン回転数	
	電源車電圧，周波数	
	直流給電車電圧	
	緊急用 M/C 電圧	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	大湊側緊急用 M/C 電圧	
	軽油タンク油面	燃料の確保状態を確認するパラメータ
	タンクローリ油タンクレベル	
	各機器油タンクレベル	
補機関係	可搬式原子炉水位計	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ(現場)
	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
	高圧代替注水系タービン入口圧力	
	高圧代替注水系タービン排気圧力	
	高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	
	可搬式原子炉水位計	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ(現場)
	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	
	可搬型回転計の回転数	
	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	可搬型代替注水ポンプ注水流量	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	
	大容量送水車吐出圧力	大容量送水車の運転状態を確認するパラメータ
	圧力抑制室プール水浄化系系統流量	圧力抑制室プール水浄化系の運転状態を確認するパラメータ

表 1.15.4　補助パラメータ(2/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	スクラム警報	スクラム機能動作状態を確認するパラメータ
	全制御棒全挿入ランプ	制御棒駆動系の動作状態を確認するパラメータ
	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	
	制御棒駆動系系統流量	
	スクラム弁開閉表示	
	ほう酸水タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入ポンプ出口圧力	
	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ
	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力	
	高圧窒素ガス供給系ドライウェル入口圧力低警報	
	SRV 緊急時強制操作用窒素ガスボンベ出口圧力	
	SRV 緊急時強制操作用窒素ガス圧力	
	ドライウェルサンプ水位	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	
	RHR ポンプ室雰囲気温度	
	RCIC ポンプ室雰囲気温度	
	RCIC 機器室雰囲気温度	
	RHR ポンプ室床漏えい	
	HPCF ポンプ室床漏えい	
	RCIC ポンプ室床漏えい	
	RCIC 蒸気管圧力低	
	RCIC 蒸気管流量大	
	CUW 差流量大	
	フィルタ装置ドレン移送流量	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ
	ドレン移送ライン圧力	
	ドレンタンク水位	
	可搬型窒素供給装置流量	
	高圧窒素ガス供給系ドライウェル入口圧力低警報	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
	可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	
	ブロワ吸込ガス流量	
	ブロワ吸込圧力	
	加熱管内ガス温度	
	加熱管出口ガス温度	
	加熱管表面温度	
	再結合器内ガス温度	
	再結合器表面温度	

表 1.15.4　補助パラメータ(3/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	復水器器内圧力	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ
	給水流量	
	RFP 吐出ヘッダ圧力	
	原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯	原子炉格納容器の隔離状態を確認するパラメータ
	主蒸気隔離弁開閉表示灯	
	原子炉補機冷却水系サージタンク水位	原子炉補機冷却水系の動作状態を確認するパラメータ
	原子炉補機冷却系熱交換器出口冷却水温度	
	代替 RCW ポンプ吸込圧力	
	代替 RCW ポンプ吐出圧力	
	代替 RCW ユニット入口温度	
	原子炉補機冷却系ポンプ出口圧力	原子炉補機冷却海水系の動作状態を確認するパラメータ
	代替 RSW ポンプ出口圧力	
	燃料プール水位低 警報	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ
	燃料プール温度高 警報	
	スキマサージタンク水位	
	使用済燃料プールエリア雰囲気温度	
	燃料プールエリア放射線モニタ	
	プロセス放射線モニタ	
	燃料取替エリア排気放射能モニタ	
	FPC ポンプ吐出流量	
	純水タンク水位	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ
	純粋移送ポンプ吐出圧力	
	ろ過水タンク水位	
	淡水貯水池	
	防火水槽	

表 1.15.5　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	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	
未臨界の監視	制御棒操作監視系	否	－	可搬型計測器での計測対象外。	緊急時対策支援 システム伝送装置	
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	

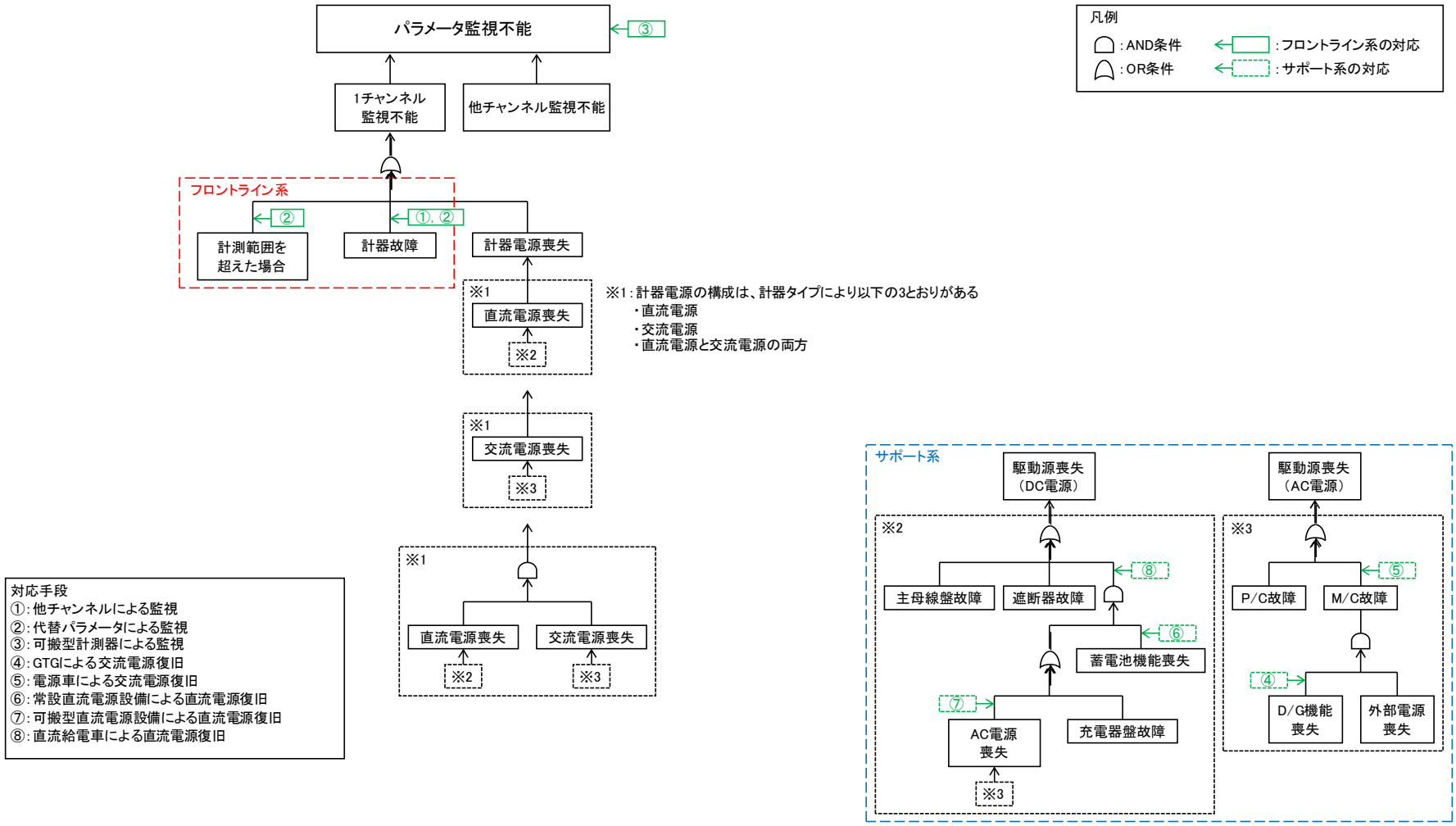


図 1.15.1　機能喪失原因対策分析

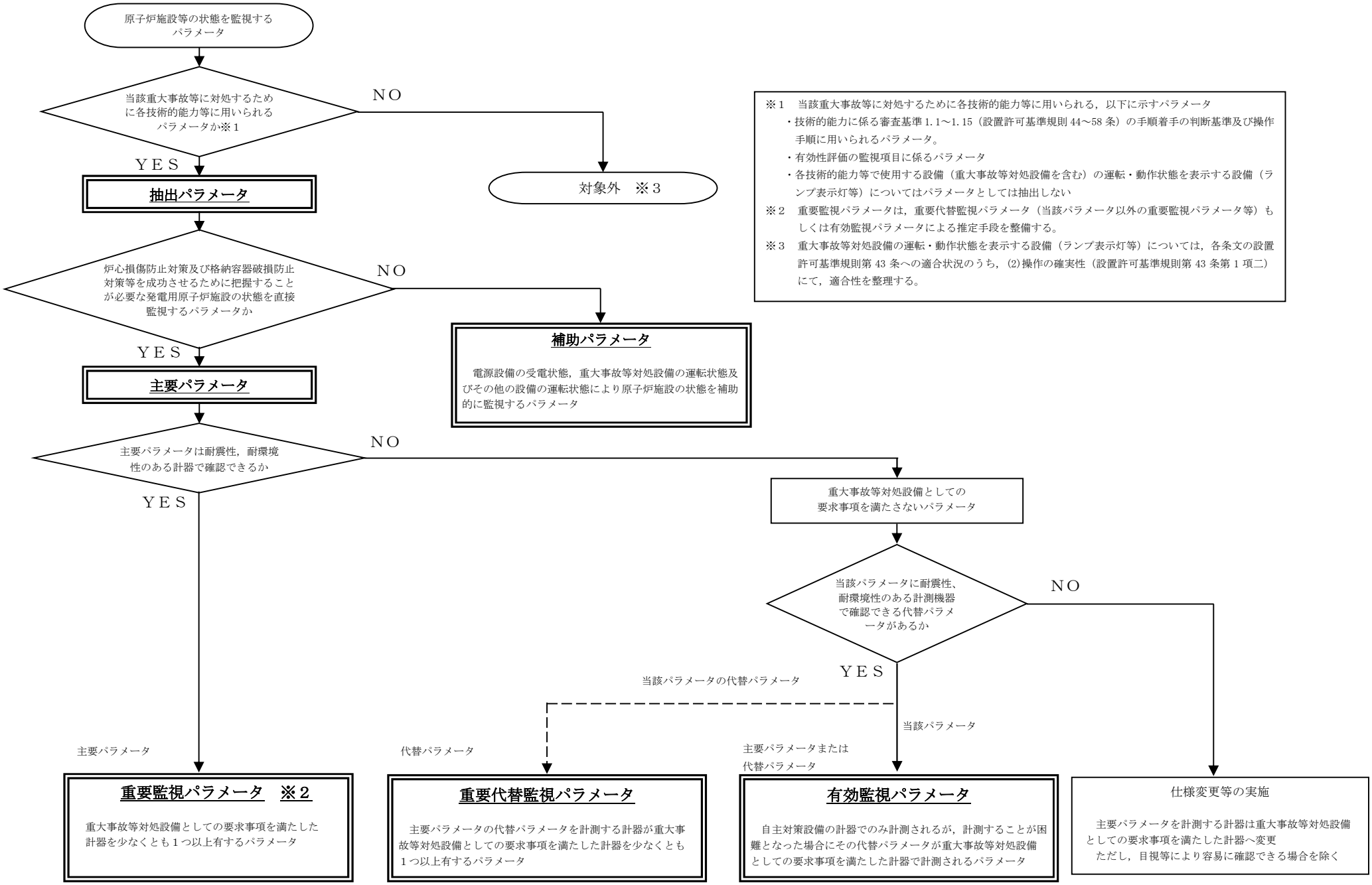
凡例：フロントライン系　サポート系　故障を想定　対応手段あり

フロントライン系，サポート系の整理，故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8
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						
		計器本体故障						
		計器電源喪失	交流電源喪失（以降、1.14と同様）					
			直流電源喪失（以降、1.14と同様）					

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

図 1.15.1　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 44～58 条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。
- 有効性評価の監視項目に係るパラメータ
- 各技術的能力等で使用する設備（重大事故等対処設備を含む）の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）についてはパラメータとしては抽出しない

※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）も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，各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合状況のうち，(2)操作の確実性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）にて，適合性を整理する。

図 1.15.2　重大事故等発生時に必要なパラメータの選定フロー

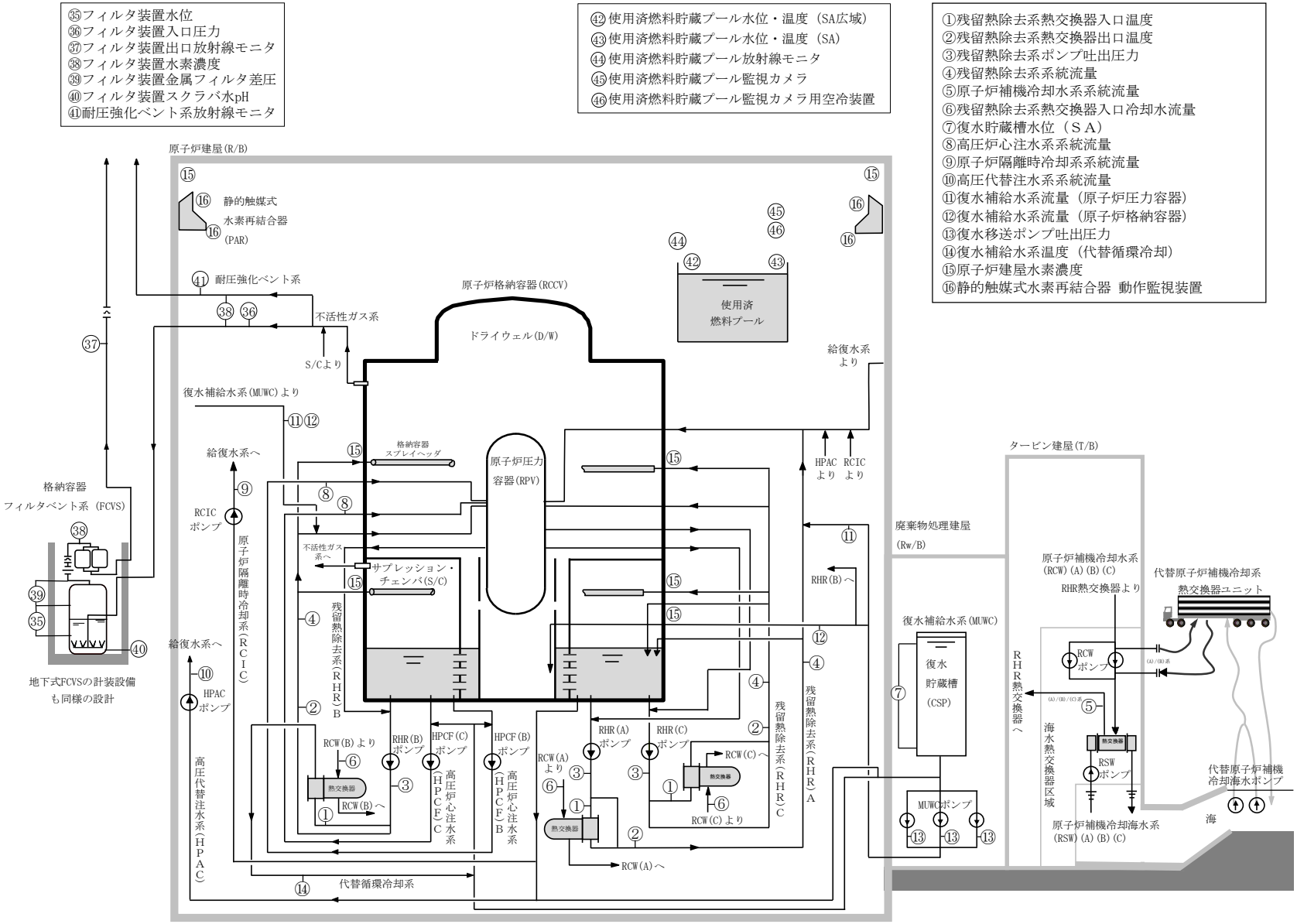
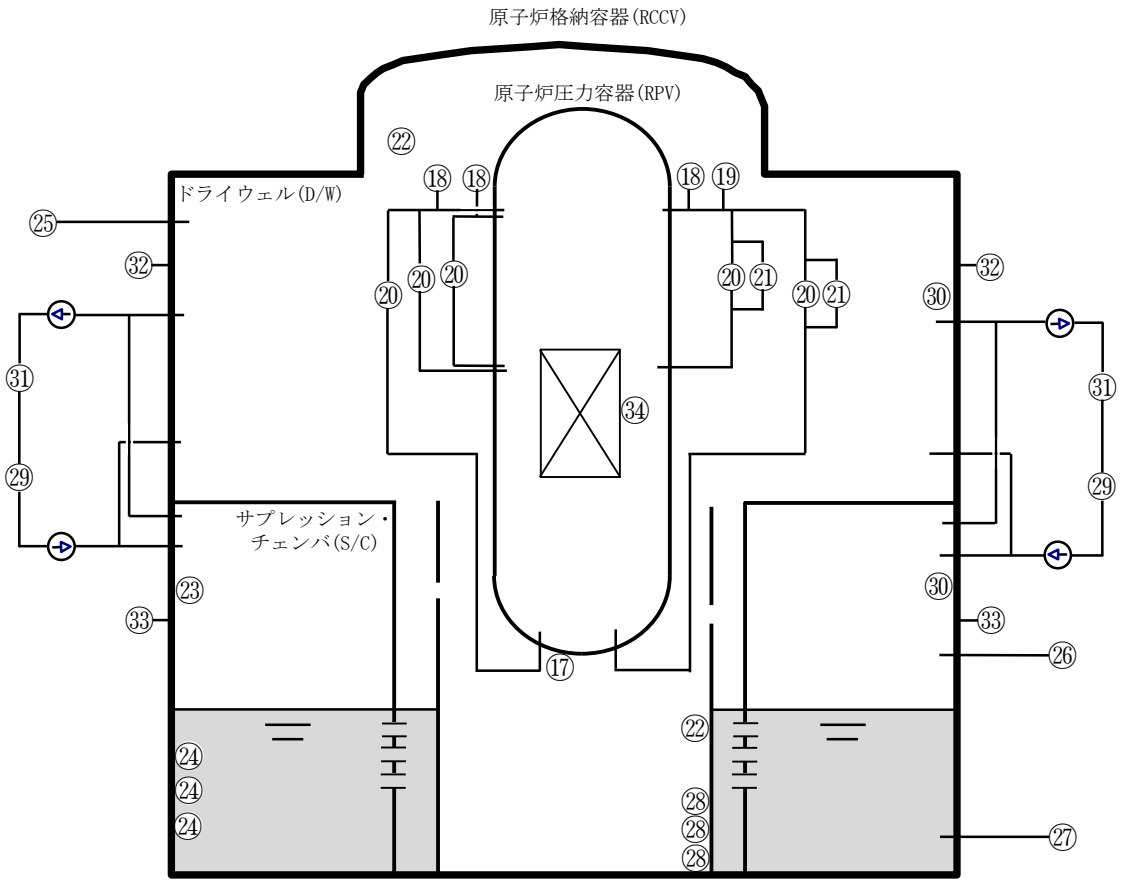


図 1.15.3　各計器の概要(1/2)



⑰原子炉圧力容器温度
⑱原子炉圧力
⑲原子炉圧力（ＳＡ）
⑳原子炉水位
㉑原子炉水位（ＳＡ）
㉒ドライウェル雰囲気温度
㉓サプレッション・チェンバ気体温度
㉔サプレッション・チェンバ・プール水温度
㉕格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）
㉖格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）
㉗サプレッション・チェンバ・プール水位
㉘格納容器下部水位
㉙格納容器内水素濃度
㉚格納容器内水素濃度（ＳＡ）
㉛格納容器内酸素濃度
㉜格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｄ／Ｗ）
㉝格納容器内雰囲気放射線レベル（Ｓ／Ｃ）
㉞起動領域モニタ
　平均出力領域モニタ

図 1.15.3　各計器の概要(2/2)

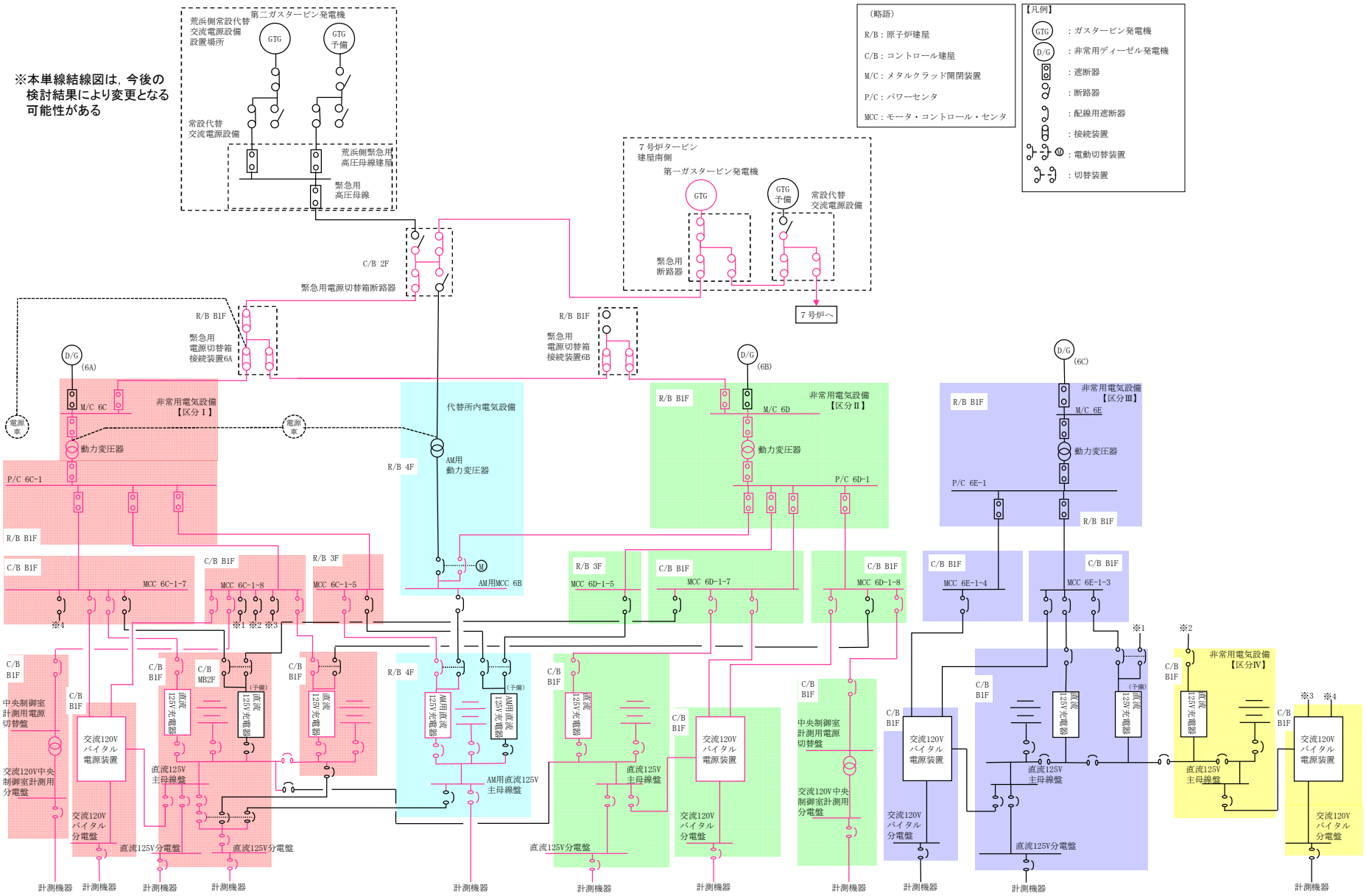


図 1.15.4　　6 号炉　計器の電源構成図

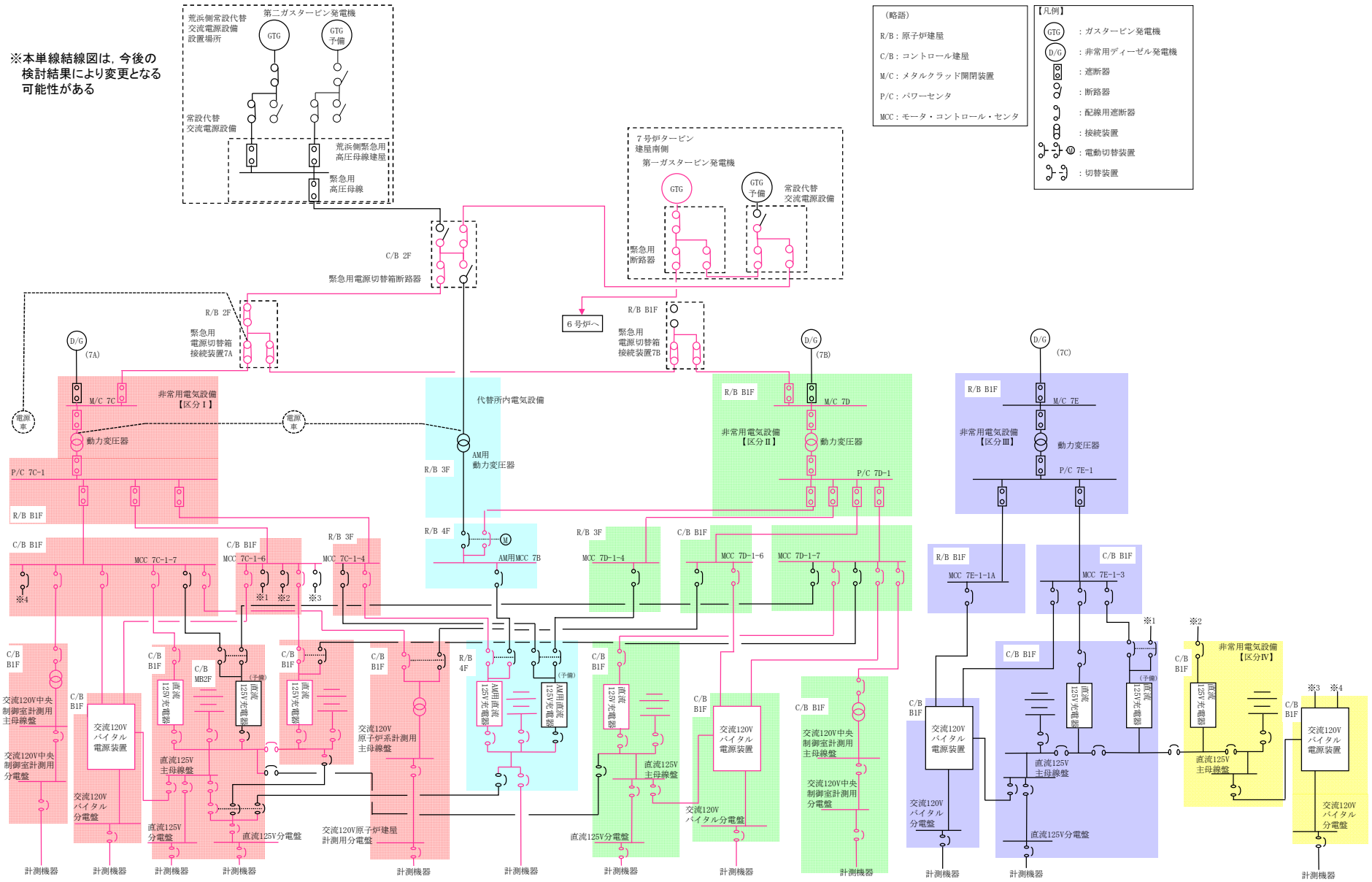
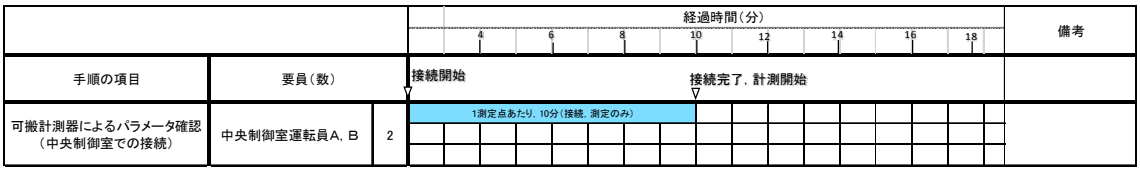
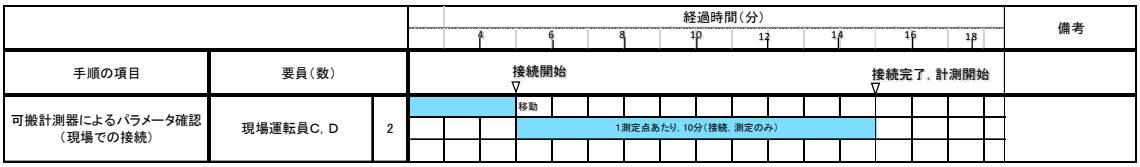


図 1.15.4　　7 号炉　計器の電源構成図



中央制御室での可搬型計器接続



現場での可搬型計器接続

図 1.15.5　　可搬型計器による監視パラメータ計測タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/2)

技術的能力審査基準（1.15）	番号	設置許可基準規則（58条）	技術基準規則（73条）	番号
【本文】 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。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、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できる設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、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（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）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できる設備を施設しなければならない。	⑦
【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。	－	【解釈】 １ 第５８条に規定する「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できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。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意味する。	【解釈】 １ 第７３条に規定する「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できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。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）	②	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にすること。 （最高計測可能温度等）	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にすること。（最高計測可能温度等）	⑧
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。	③	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の推定手段を整備すること。 ｉ）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。	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の推定手段を整備すること。 ｉ）原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。 ii）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。	⑨
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。	④	iii）推定するために必要なパラメータは、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。	iii）推定するために必要なパラメータは、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。	⑩
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となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑤	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となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	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となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。	⑪
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。	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/2)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
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	既設 新設	① ② ⑦ ⑧	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常用計器	常設	－	－	
	－	－			－	－			
代替パラメータによる推定	重要代替計器	既設 新設	① ③ ④ ⑦ ⑨ ⑩	代替パラメータによる推定	常用代替計器	常設	－	－	
	－	－			－	－			
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	新設	① ⑥ ⑦	－	－	－	－	－	
	－	－							
蓄電池からの給電	所内蓄電式直流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	代替電源（直流）からの給電	直流給電車及び可搬型代替交流電源設備	可搬	－	－	1.14にて整理
	－	－			－	－			
代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備	新設	① ⑥ ⑦	－	－	－	－	－	
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	－	－							
パラメータ記録	重大事故時用監視記録装置	新設	① ⑤ ⑦ ⑪	パラメータ記録	プロセス計算機	常設	－	－	
	データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置	既設 新設			－	－			
	－	－							

重大事故等の対処に必要なパラメータの選定

１．選定の考え方

炉心損傷防止対策及び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監視する主要パラメータは，技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 のパラメータの判断基準，操作手順に係るパラメータ及び有効性評価の監視項目に係るパラメータより選定する。

選定した主要パラメータ（ パラメータの分類：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，未臨界の監視，最終ヒートシンクによる冷却状態の確認，格納容器バイパスの監視，水源の確認，原子炉建屋内の水素濃度，原子炉格納容器内の酸素濃度，使用済貯蔵プールの監視）は，以下の通り分類する（ 図１参照）。

なお，監視対象パラメータについては添付資料 1.15.4 参照。

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つ以上を有するパラメータをいう。

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。

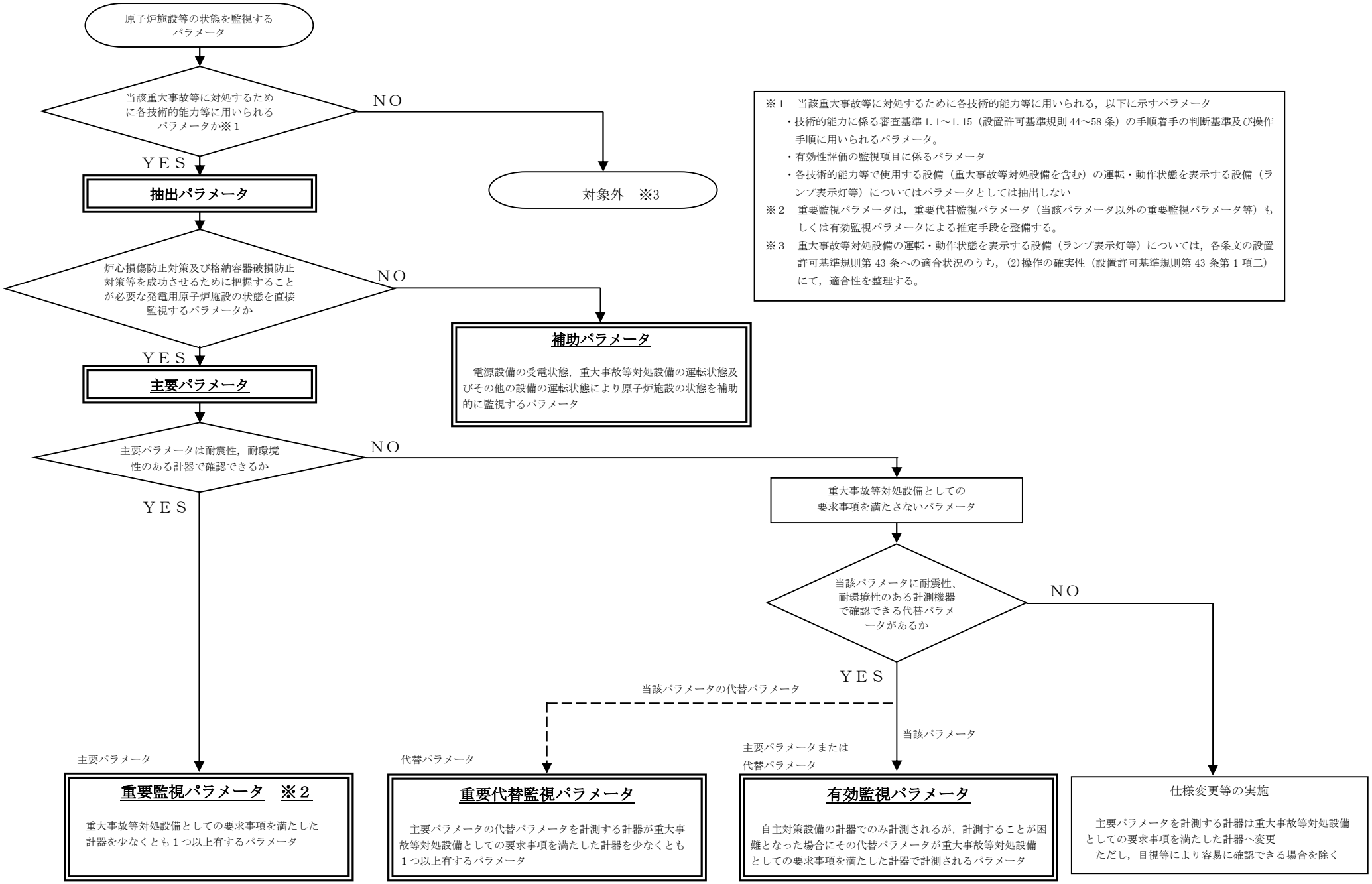
有効監視パラメータ

主要パラメータのうち，自主対策設備の計器でのみ計測されるパラメータをいう。

補助パラメータ

抽出パラメータのうち，原子炉施設の状態を直接監視することはできないが，電源設備の受電状態（ランプ表示等），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，原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータをいう。

なお，主要パラメータが重大事故等対処設備の計器で計測できず，かつその代替パラメータも重大事故等対処設備の計器で計測できない場合は，重大事故等時に原子炉施設の状況を把握するため，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。



※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 44～58 条）の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。
・有効性評価の監視項目に係るパラメータ
・各技術的能力等で使用する設備（重大事故等対処設備を含む）の運転・動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）についてはパラメータとしては抽出しない

※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）も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，各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合状況のうち，(2)操作の確実性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）にて，適合性を整理する。

図１　重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

２．選定の結果

重大事故等の対処に必要なパラメータとして，技術的能力に係る審査基準 1.1～1.15 のパラメータの判断基準，操作手順に係るパラメータ及び有効性評価の監視項目に係るパラメータの中から，炉心損傷及び格納容器破損防止のために必要となる監視パラメータを直接監視するパラメータを選定した。

選定結果を表１に示す。

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ(1/5)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉水位 原子炉水位(SA) 残留熱除去系熱交換器入口温度
	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力(SA) 原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉圧力容器温度
	原子炉圧力(SA)	原子炉圧力 原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉圧力容器温度
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	原子炉水位(SA) 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量（原子炉圧力容器） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量
	原子炉水位(SA)	原子炉水位 高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量（原子炉圧力容器） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ(2/5)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	復水貯蔵槽水位(SA) 原子炉水位 原子炉水位(SA)
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	復水貯蔵槽水位(SA) 原子炉水位 原子炉水位(SA)
	原子炉隔離時冷却系系統流量	復水貯蔵槽水位(SA) 原子炉水位 原子炉水位(SA)
	高圧炉心注水系系統流量	復水貯蔵槽水位(SA) 原子炉水位 原子炉水位(SA)
	残留熱除去系系統流量	サプレッション・チェンバ・プール水位 原子炉水位 原子炉水位(SA)
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	復水貯蔵槽水位(SA) 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) 格納容器下部水位
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
	サプレッション・チェンバ気体温度	サプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内圧力(S/C)
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	サプレッション・チェンバ気体温度 格納容器内圧力(S/C)

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ(3/5)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	格納容器内圧力(S/C) ドライウェル雰囲気温度
	格納容器内圧力(S/C)	格納容器内圧力(D/W) サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量（原子炉格納容器） 復水貯蔵槽水位(SA) 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
	格納容器下部水位	復水補給水系流量（原子炉格納容器） ＊格納容器下部注水流量 復水貯蔵槽水位(SA)
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)
	格納容器内水素濃度(SA)	格納容器内水素濃度
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ［エリア放射線モニタ］
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ［エリア放射線モニタ］
未臨界の監視	起動領域モニタ	平均出力領域モニタ ［制御棒操作監視系］
	平均出力領域モニタ	起動領域モニタ ［制御棒操作監視系］
	［制御棒操作監視系］	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ(4/5)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系温度（代替循環冷却） 復水補給水系流量（原子炉圧力容器） 復水補給水系流量（原子炉格納容器）	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度
	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置スクラバ水 pH	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
	耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	原子炉圧力容器温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ気体温度 サプレッション・チェンバ・プール水温度
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	ドライウェル雰囲気温度 格納容器内圧力(D/W) ［エリア放射線モニタ］
	ドライウェル雰囲気温度 格納容器内圧力(D/W)	原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) ［エリア放射線モニタ］
	［エリア放射線モニタ］	原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) ドライウェル雰囲気温度 格納容器内圧力(D/W)

表１　重大事故等の対処に必要なパラメータ(5/5)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ
水源の確認	復水貯蔵槽水位(SA)	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量（原子炉圧力容器） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 復水補給水系流量（原子炉格納容器）
	サプレッション・チェンバ・プール水位	復水補給水系流量（原子炉圧力容器） 復水補給水系流量（原子炉格納容器） 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)

＊［　］は有効監視パラメータを示す。

以　上

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

事故時における運転員の対応操作においては，監視計器を用いてプラント状態を的確に把握する必要がある。また，対応操作の実施にあたって，監視計器を用いて適切な手順を選定し，適切なタイミングで対応操作を行うことが重要である。

事故時に，運転員が確認する監視項目について，主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて取りまとめた。

2. 監視項目

技術的能力 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について整理した。

(1) 技術的能力 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【技術的能力における各手段の判断と確認】

(2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ【判断及び確認】

以 上

目 次

0.重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料

1.技術的能力における各手段の判断と確認
・1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
・1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
・1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
・1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
・1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
・1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
・1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
・1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却
・1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
・1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
・1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
・1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
・1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
・1.14 電源の確保に関する手順等

2.有効性評価の監視項目に係る判断と確認
(1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
・2.1 高圧・低圧注水機能喪失
・2.2 高圧注水・減圧機能喪失
・2.3 全交流動力電源喪失
  ・2.3.1 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)
  ・2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋RCIC 失敗
  ・2.3.3 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋直流電源喪失
  ・2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋SRV 再閉失敗
・2.4 崩壊熱除去機能喪失
  ・2.4.1 取水機能が喪失した場合
  ・2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
・2.5 原子炉停止機能喪失
・2.6 LOCA 時注水機能喪失
・2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

(2) 重大事故

・3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

・3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

・3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

・3.4 水素燃焼

・3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

(3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

・4.1 想定事故 1

・4.2 想定事故 2

(4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

・5.1 崩壊熱除去機能喪失

・5.2 全交流動力電源喪失

・5.3 原子炉冷却材の流出

・5.4 反応度の誤投入

0．重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料

次項以降の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。

a 「対応手段」欄は，事故処置中に確認する項目，対応手段を示す。

b 各技術的能力の「項目」欄については，抽出パラメータ又は抽出パラメータの代替パラメータにより判断あるいは確認する項目を示す。

c 「抽出パラメータを計測する計器」欄は，判断基準の確認で使用する必要なパラメータを計測する計器を示す。

d 「抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器」欄は，抽出パラメータが監視できない場合に監視するパラメータを計測する計器を示す。

e 「SBO 影響（直後）」欄は，全交流動力電源喪失発生直後は区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳの蓄電池が健全であるため，CRT を含めて監視可能な計器数を示す。

f 「SBO 影響（区分Ⅰ（区分Ⅱ）直流電源を延命した場合）」欄は，区分Ⅰ（区分Ⅱ）直流電源を延命した場合に監視可能な計器数を示す。

g 「パラメータ分類」欄は，抽出パラメータの分類を示し，その結果を～にて示す。

① 重要監視パラメータ

② 有効監視パラメータ

③ 補助パラメータ

h 「補助パラメータ分類理由」欄は，補助パラメータの選定について，その理由を示す。

i 「評価 計器故障等」欄は，抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に，判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータで推定できることを評価し，監視方法を示す。

j 「評価 SBO」欄は，全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に，判断基準の確認が可能なパラメータの監視方法を示す。

・区分Ⅰまたは区分Ⅱ直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し，監視方法について記載している。

表１　重大事故等対処に係る監視事項（例）

A 対応手段	B 項目	c 抽出パラメータを計測する計器							d 抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
		計器名称	計器数	e SBO影響			g パラメータ 分類	h 補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	e SBO影響			i 計器故障等	j SBO
				e 直後	f 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	f 区分Ⅱ直流電源を延命した場合					e 直後	f 区分Ⅰ直流電源を延命した場合	f 区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
									復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	0 0		
									高圧炉心注水系系統流量	1	1	0	1		
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		

※　抽出パラメータを計測する計器の計器名称又は抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器の計器名称の灰色部は，計測されるパラメータが重要監視パラメータ又は重要代替監視パラメータであることを示す。

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.1.2.1　フロントライン系故障時の対応手順 (1)EOP　原子炉制御「スクラム」(原子炉出力)																
原子炉手動スクラム	判断基準	スクラム発生の有無	スクラム警報	1	1	1	0	③	原子炉スクラム発生の有無を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		スクラム要素	原子炉圧力	2	2	1	1	－	－	－						
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	－	－	－						
			原子炉水位	2 2	2 2	1 1	1 1	－ －	－ －	－						
			地震加速度	4	4	1	1	－	－	－						
			平均出力領域モニタ	4	4	1	1	－	－	－						
			起動領域モニタ	10	10	3	2	－	－	－						
			炉心流量	4	4	1	1	－	－	－						
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	③	制御棒の挿入状態を確認するパラメータ	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
			制御棒操作監視系	1	1	0	0	③	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタまたは平均出力領域モニタにより，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										平均出力領域モニタ	4	4	1	1		
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入（手動）	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	③	制御棒の挿入状態を確認するパラメータ	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
			制御棒操作監視系	1	1	0	0	③	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタまたは平均出力領域モニタにより，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										平均出力領域モニタ	4	4	1	1		
		原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2)EOP 原子炉制御「反応度制御」																
原子炉冷却材再循環ポンプ手動停止による原子炉出力抑制	判断基準	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	③	制御棒の挿入状態を確認するパラメータ	制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	
										平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
			制御棒操作監視系	1	1	0	0	③	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタまたは平均出力領域モニタにより，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										平均出力領域モニタ	4	4	1	1		
	操作	RIP-ASD受電遮断器開放状態	RIP-ASD 受電遮断器表示灯	4	4	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉冷却材再循環ポンプ運転状態	原子炉冷却材再循環ポンプ表示灯	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
ほう酸水注入	操作（1／2）	未臨界の確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
			ほう酸水注入ポンプ出口圧力	1	0	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			ほう酸水タンク液位	1	0	0	0	③		－	－	－	－	－	－	－
		原子炉冷却材浄化系運転状態	原子炉冷却材浄化系隔離弁表示灯	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
ほう酸水注入	操作（2／2）	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	原子炉格納容器内の温度傾向を監視することにより最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	－							
			残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2		
			原子炉補機冷却水系系統流量	3	2	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1		
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	2	2	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
			原子炉補機冷却系熱交換器出口冷却水温度	3	2	1	1	③	原子炉補機冷却系運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉補機冷却海水系ポンプ吐出圧力	6	6	2	2	③	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動)	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	③	制御棒の挿入状態を確認するパラメータ	制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
										起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	
										平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
			制御棒操作監視系	1	1	0	0	②	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタまたは平均出力領域モニタにより，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										平均出力領域モニタ	4	4	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	スクラム弁開閉表示	205	205	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			全制御棒全挿入ランプ	1	1	0	0	③	制御棒の挿入状態を確認するパラメータ	制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	
										平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	
			制御棒操作監視系	1	1	0	0	②	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタまたは平均出力領域モニタにより，未臨界維持の推定可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										平均出力領域モニタ	4	4	1	1		
原子炉水位低下	操作	原子炉出力	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
		原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯	8	8	4	4	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	0 0		
										高圧炉心注水系系統流量	1	1	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	0 0		
										高圧炉心注水系系統流量	1	1	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	給水流量	2	2	0	2	③	給水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系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)高圧代替注水系による原子炉の冷却																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「中央制御室からの高圧代替注水系起動」	判断基準	電源	AM用直流125V充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V蓄電池電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「中央制御室からの高圧代替注水系起動」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「中央制御室からの高圧代替注水系起動」	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「HPAC現場起動」	判断基準	電源	AM用直流125V充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V蓄電池電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬式原子炉水位計	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ（現場）	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転前に確認するパラメータ（現場）	－	－	－	－	－	－	－
			高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ（現場）	－	－	－	－	－	－	－
			高圧代替注水系タービン入口圧力	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			高圧代替注水系タービン排気圧力	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉の冷却																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「RCIC現場起動」	判断基準	電源	直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V充電器盤A-2電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V充電器盤電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V蓄電池電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
	操作	原子炉圧力容器内の水位	可搬式原子炉水位計	1	1	1	1	－	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ（現場）	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	可搬型回転計の回転数	1	1	1	1	－		－	－	－	－	－	－	－
			原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	1	1	1	1	－		－	－	－	－	－	－	－
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	1	1	1	1	－		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1)重大事故等の進展抑制																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「SLCポンプによる注水」	判断基準	電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
			純水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③		－						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「SLCポンプによる注水」	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		補機監視機能	ほう酸水注入ポンプ出口圧力	1	0	0	0	③	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「CRDによる原子炉注水」	判断基準	電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認 監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「CRDによる原子炉注水」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「CRDによる原子炉注水」	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	1	1		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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											原子炉圧力	3	3	1	1		飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
											原子炉圧力(SA)	1	1	1	0			
											原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1			
											原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1			
		原子炉圧力容器内への注水流量	制御棒駆動系系統流量	1	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－		－	－
		補機監視機能	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	1	1	1	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－		－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1		直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
											復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1			
											復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1			
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－		復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
											復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1			
											復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1			
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「HPCF緊急注水」	判断基準	電源	M/C D電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「HPCF緊急注水」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「HPCF緊急注水」	操作（2／2）	原子炉圧力容器内への注水流量	高圧炉心注水系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	高圧炉心注水ポンプ吐出圧力(B系のみ)	1	1	0	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心注水系吐出圧力	2	2	0	1	③	高圧炉心注水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ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			RFP吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水器器内圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「減圧冷却」	操作（2／2）	補機監視機能	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
			復水器器内圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「急速減圧」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心注水系吐出圧力	2	2	0	1	③	高圧炉心注水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ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			RFP吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
			復水器器内圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「急速減圧」	操作（2／2）	補機監視機能	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
			復水器器内圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水－１」	判断基準	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水－１」	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)常設直流電源系統喪失時の減圧																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放」	判断基準	電源	直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V充電器盤A-2電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系　ADS入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			高圧窒素ガス供給系　窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系　ADS入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			高圧窒素ガス供給系　窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「逃がし安全弁用可搬型蓄電池によるSRV開放(多重伝送盤)」	判断基準	電源	直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V充電器盤A-2電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「代替SRV駆動装置によるSRV開放」	判断基準	電源	直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
			直流125V充電器盤A-2電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			SRV緊急時強制操作用窒素ガス圧力	2	2	2	1	③			－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A,B系のみ)	2	2	2	1	－	－		－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	－	－		－	－	－	－	－	－	－
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ		－						
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－		原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
											原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
											原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－		原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
											原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
											原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		補機監視機能	SRV緊急時強制操作用窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			SRV緊急時強制操作用窒素ガス圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
1.3.2.2　サポート系故障時の対応手順 (2)逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧																	
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「SRV駆動源確保」	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系　ドライウェル入口圧力低警報	1	1	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			高圧窒素ガス供給系　窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③			－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系　窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.3.2.3 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	判断基準（1／2）	格納容器バイパスの監視(1/2)	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「原子炉建屋制御」	判断基準(2/2)	格納容器バイパスの監視(2/2)	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			高圧炉心注水系吐出圧力	2	2	0	1	③	インターフェイスLOCAを確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③		－	－	－	－	－	－	－
			RHRポンプ室雰囲気温度	12	12	3	3	③		－	－	－	－	－	－	－
			RCICポンプ室雰囲気温度	4	4	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			RCIC機器室雰囲気温度	4	4	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			エリア放射線モニタ	3	0	0	0	③		－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	ドライウェルサンプ水位	2	0	0	0	③	LOCAを確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		漏えい関連警報	RHRポンプ室床漏えい	3	3	0	0	③	インターフェイスLOCAを確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			HPCFポンプ室床漏えい	2	2	0	0	③		－	－	－	－	－	－	－
			RCICポンプ室床漏えい	1	1	0	0	③		－	－	－	－	－	－	－
			RCIC蒸気管圧力低	4	4	2	2	③		－	－	－	－	－	－	－
			RCIC蒸気管流量大	4	4	2	2	③		－	－	－	－	－	－	－
			CUW差流量大	4	4	2	2	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	操作(1/3)	格納容器バイパスの監視	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			高圧炉心注水系吐出圧力	2	2	0	1	③	インターフェイスLOCAを確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③		－	－	－	－	－	－	－
			RHRポンプ室雰囲気温度	12	12	3	3	③		－	－	－	－	－	－	－
			RCICポンプ室雰囲気温度	4	4	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			RCIC機器室雰囲気温度	4	4	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			エリア放射線モニタ	3	0	0	0	②		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	操作（2／3）	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
			高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「原子炉建屋制御」	操作（3／3）	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	原子炉格納容器内の温度傾向を監視することにより最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2		
			残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	－							
			原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1		
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	2	2	1	1	①	－							
			原子炉補機冷却系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1	③	原子炉補機冷却系の運転状態を確認するパラメータ	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
			原子炉補機冷却海水系ポンプ)吐出圧力	6	6	2	2	③								
		補機監視機能	復水器器内圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1)フロントライン系故障時の対応手順 a.低圧代替注水																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「MUWCによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「MUWCによる原子炉注水」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「MUWCによる原子炉注水」	操作（2／2）	水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
											復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
											復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
											復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－		復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
											復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ		－						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	－ －	可搬型代替注水ポンプによる送水	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
		水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「水位確保」等「消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準（2／2）	電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「消火ポンプによる原子炉注水」	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	－ －	消火ポンプによる注水状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
		水源の確認	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (2)サポート系故障時の対応手順 a.復旧																
故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		補機監視機能	原子炉補機冷却系系統流量	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3)炉心溶融が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a.低圧代替注水																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 「MUWC(RPV破損後のRPV代替注水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 「MUWC(RPV破損後のRPV代替注水)」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 「MUWC(RPV破損後のRPV代替注水)」	操作（2／2）	水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 「FP(RPV破損後のRPV代替注水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 「FP(RPV破損後のRPV代替注水)」	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
		水源の確認	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3)炉心溶融が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a.低圧代替注水																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
											復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
											復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－		原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
											原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
											原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－		原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
											原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
											原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	－ －	消火ポンプによる注水状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ		－						
		水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ		－						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.4.2.2 原子炉停止中における対応手順 (2)サポート系故障時の対応手順 a.復旧																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	認監視事項は抽出パラメータにて確
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
			残留熱除去系熱交換器入口温度(A,B系のみ)	2	2	1	1	①	－	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
			残留熱除去系熱交換器入口温度(A，B系のみ)	2	2	1	1	①	－	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
		原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量(A，B系のみ)	2	2	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A，B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） a．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b．代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV 圧力制御」 「FCVS(S/P 側)：フィルタベント設備使用」 「FCVS(D/W 側)：フィルタベント設備使用」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	1	0	0	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力が正圧であることを確認することにより，空気（酸素）の流入を把握し，水素燃焼の可能性を代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM 用直流 125V 充電器盤電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「FCVS(S/P側):フィルタベント設備使用」 「FCVS(D/W側):フィルタベント設備使用」	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	1	0	0	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力が正圧であることを確認することにより，空気（酸素）の流入を把握し，水素燃焼の可能性を代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化によりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
			フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「フィルタベント水位調整(水張り)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「フィルタベント水位調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置ドレン移送流量	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「フィルタベント停止後の№パージ手順」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水素濃度	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	1	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「ドレン移送ライン№パージ手順」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（交流動力電源が健全である場合） c．耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「耐圧強化ライン使用(S/C側))」 「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	1	0	0	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力が正圧であることを確認することにより，空気（酸素）の流入を把握し，水素燃焼の可能性を代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化によりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V充電器盤電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「耐圧強化ライン使用(S/C側))」 「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	耐圧強化ベント放射線モニタ	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により耐圧強化ベントによる冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2)最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） a．格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） b．代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「FCVS(S/P側)：フィルタベント設備使用」 「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)(A系のみ)	1	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)（A系のみ）	1	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V充電器盤電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「FCVS(S/P側):フィルタベント設備使用」 「FCVS(D/W側):フィルタベント設備使用」	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)(A系のみ)	1	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)(A系のみ)	1	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
			フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「フィルタベント水位調整(水張り)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「フィルタベント水位調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置ドレン移送流量	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「フィルタベント停止後の№パージ手順」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水素濃度	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	1	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「ドレン移送ライン№パージ手順」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.5.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2)最終ヒートシンク（大気）への代替熱輸送（全交流動力電源喪失時の場合） c．耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「耐圧強化ライン使用(S/C側))」 「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)(A系のみ)	1	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)(A系のみ)	1	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V充電器盤電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」 「耐圧強化ライン使用(S/C側))」 「耐圧強化ライン使用(D/W側)」	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)(A系のみ)	1	1	1	0	①	－		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)(A系のみ)	1	1	1	0	①	－		格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－		格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－		格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－		復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
											復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
											格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
											サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－		サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－		サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	耐圧強化ベント放射線モニタ	2	2	2	2	①	－		ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により耐圧強化ベントによる冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
											格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.5.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送 a．代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 b．代替原子炉補機冷却海水ポンプ又は大容量送水車による補機冷却水確保																	
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P温度制御他」 「代替Hxによる補機冷却水(A系)確保」 「代替Hxによる補機冷却水(B系)確保」 多様なハザード対応手順 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保(A系)」 「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保(B系)」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－		サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－		サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
											サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	RCWサージタンク水位(A,B系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の動作状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－		サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
			原子炉補機冷却水系系統流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の動作状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	代替RCWユニット入口温度	「緊急時対策本部」に確認				③	原子炉補機冷却水系の動作状態を確認するパラメータ		－						
			代替RCWポンプ吸込圧力					③			－						
			代替RCWポンプ吐出圧力					③			－						
			代替RSWポンプ出口圧力					③			－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「S/P温度制御他」 「代替Hxによる補機冷却水(A系)確保」 「代替Hxによる補機冷却水(B系)確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプ又は,大容量送水車による補機冷却水確保」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
	操作	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
			原子炉補機冷却水系系統流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	大容量送水車吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	大容量送水車の運転状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (1)フロントライン系故障時の対応手順 a.代替格納容器スプレイ																	
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 「MUWCによるPCVスプレイ」	判断基準(1/2)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響				計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 「MUWCによるPCVスプレイ」	判断基準（2／2）	電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 「MUWCによるPCVスプレイ」	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)（B系のみ）	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
										格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 「MUWCによるPCVスプレイ」	操作（2／2）	水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 「消火ポンプによるPCVスプレイ」	判断基準（1／2）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 「消火ポンプによるPCVスプレイ」	判断基準（2／2）	電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 「消火ポンプによるPCVスプレイ」	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)(B系のみ)	1	1	1	1	－	消火ポンプによる注水状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
		水源の確認	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 「消防車による PCV スプレイ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準（1／2）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 「消防車による PCV スプレイ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準(2/2)	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ		—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③			—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ		—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③			—	—	—	—	—	—	—
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ		—	—	—	—	—	—	—
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③			—	—	—	—	—	—	—
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	—	—		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
											復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—		復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
											復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ		—						
	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	—		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	—		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
											サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	—		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	—		サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	—		復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化によりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
											復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
											格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)(B系のみ)	1	1	1	1	③	消防車による注水状態を確認するパラメータ		—	—	—	—	—	—	—
		水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ		—						

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための対応手順 (2)サポート系故障時の対応手順 a.復旧																	
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「PCV圧力制御」等 「RHR(B)によるPCVスプレイ」	判断基準（1／2）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「PCV圧力制御」等「RHR(B)による PCVスプレイ」	判断基準(2/2)	補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「RHR(A)によるS/P除熱」 「RHR(B)によるS/P除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
			原子炉補機冷却水系系統流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「RHR(A)によるS/P除熱」 「RHR(B)によるS/P除熱」	操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
			原子炉補機冷却水系系統流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (1)フロントライン系故障時の対応手順 a.代替格納容器スプレイ																	
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱－1」「除熱－2」 「MUWC(代替D/Wスプレイ)」 「MUWC(代替S/Cスプレイ)」	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－		格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－		残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
											原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
											原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
											原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
											サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－		サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－		復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
											復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
											格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱－1」「除熱－2」 「MUWC(代替D/Wスプレイ)」 「MUWC(代替S/Cスプレイ)」	判断基準（2／2）	電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱－1」「除熱－2」 「MUWC(代替D/Wスプレイ)」 「MUWC(代替S/Cスプレイ)」	操作（1／2）	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)（B系のみ）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
										格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱－1」「除熱－2」 「MUWC(代替D/Wスプレイ)」 「MUWC(代替S/Cスプレイ)」	操作（2／2）	水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱－1」「除熱－2」 「FP(代替D/Wスプレイ)」 「FP(代替S/Cスプレイ)」	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－		格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－		残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
											原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
											原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
											原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
											サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－		サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－		復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
											復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
											格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱－1」「除熱－2」 「FP(代替D/Wスプレイ)」 「FP(代替S/Cスプレイ)」	判断基準（2／2）	電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱－1」「除熱－2」 「FP(代替D/Wスプレイ)」 「FP(代替S/Cスプレイ)」	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)（B系のみ）	1	1	0	1	①	消火ポンプによる注水状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
		水源の確認	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱－1」「除熱－2」 「消防車による PCV スプレイ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能 エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0		
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能 エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0		
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱－1」「除熱－2」 「消防車による PCV スプレイ」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準（2／2）	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)（B 系のみ）	1	1	0	1	③	消防車による注水状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (1)フロントライン系故障時の対応手順 a.格納容器除熱																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 「DW クーラ代替除熱(RCW-A 系)」 「DW クーラ代替除熱(RCW-B 系)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (2)サポート系故障時の対応手順 a.復旧																	
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 「RHR(B)によるPCVスプレイ」	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能 エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											エリア放射線モニタ	2	0	0	0		
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－		格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能 エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											エリア放射線モニタ	2	0	0	0		
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－		残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
											原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
											原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
											原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
											サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)「除熱-1」「除熱-2」「RHR(B)によるPCVスプレイ」	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 「RHR(B)によるPCVスプレイ」	操作	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(B系のみ)	1	1	0	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.6.2.2 原子炉格納容器破損を防止するための対応手順 (2)サポート系故障時の対応手順 a.復旧																	
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「RHR(A)によるS/P除熱」 「RHR(B)によるS/P除熱」	判断基準	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
			原子炉補機冷却水系系統流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「RHR(A)によるS/P除熱」 「RHR(B)によるS/P除熱」	操作	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
			原子炉補機冷却水系系統流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)交流動力電源が健全である場合の対応手順 a.格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 b.代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」 FCVS(S/P側) FCVS(D/W側) FCVS(遠隔操作可能弁開閉操作)	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の線量当量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」 FCVS(S/P側) FCVS(D/W側) FCVS(遠隔操作可能弁開閉操作)	判断基準(2/2)	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	1	0	0	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0		
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	2	2	2	2	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	①	－	原子炉建屋水素濃度	2	2	2	2	原子炉建屋水素濃度により静的触媒式水素再結合器動作監視装置の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V充電器盤電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
	操作(1/2)	原子炉格納容器内の線量当量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	1	0	0	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0		
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	7	7	7	7	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」 FCVS(S/P側) FCVS(D/W側) FCVS(遠隔操作可能弁開閉操作)	操作（2／2）	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
			フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「フィルタベント水位調整(水張り)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「フィルタベント水位調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置ドレン移送流量	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「フィルタベント停止後のN_2パージ手順」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水素濃度	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順フィルタ装置スクラバ水pH調整	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置スクラバ水pH	「緊急時対策本部」に確認				③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「ドレン移送ラインN_2パージ手順」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)交流動力電源が健全である場合の対応手順 c.代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 「復水補給水系を用いた代替循環冷却」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	原子炉補機冷却水系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(B系のみ)	1	1	0	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(B系のみ)	1	1	0	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	0 0	サプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプ注水量及び吐出圧力よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 「復水補給水系を用いた代替循環冷却」	操作（1／2）	原子炉格納容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	－	復水補給水系流量(原子炉格納容器) ＊格納容器下部注水流量	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により，格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位の変化により，格納容器下部水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 「復水補給水系を用いた代替循環冷却」	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	0 0	① ①	－ －	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力(B,Cのみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			復水補給水系温度(代替循環冷却)	1	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
			原子炉補機冷却水系系統流量(B系のみ)	1	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(B系のみ)	1	1	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
			原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度(B系のみ)	1	1	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (1)交流動力電源が健全である場合の対応手順 d.格納容器内pH制御																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」 「格納容器pH制御」	判断基準	原子炉格納容器内の線量当量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	操作	原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	0 1	① ①	－ －	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			格納容器下部水位	3	3	3	3	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器） ＊格納容器下部注水流量	1	1	1	1	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量より水格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より格納容器下部水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
		補機監視機能	薬液タンク水位	「緊急時対策本部」に確認						－						
			サプレッションプール水pH	「緊急時対策本部」に確認						－						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2)交流動力電源喪失時の対応手順 a.格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） b.代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」 「FCVS(S/P側)」 「FCVS(D/W側)」 「FCVS(遠隔操作可能弁開閉操作)」	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の線量当量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」 「FCVS(S/P側)」 「FCVS(D/W側)」 「FCVS(遠隔操作可能弁開閉操作)」	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	2	2	2	2	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	①	－	原子炉建屋水素濃度	2	2	2	2	原子炉建屋水素濃度により静的触媒式水素再結合器動作監視装置の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V充電器盤電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
	操作（1／2）	原子炉格納容器内の線量当量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	7	7	7	7	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「放出」 「FCVS(S/P側)」 「FCVS(D/W側)」 「FCVS(遠隔操作可能弁開閉操作)」	操作(2/2)	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	0	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
			フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
多様なハザード対応手順 「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位調整(水張り)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順 「フィルタベント水位調整(水抜き)」	判断基準	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置ドレン移送流量	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順 「フィルタベント停止後のN_2パージ手順」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置水素濃度	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
多様なハザード対応手順「フィルタ装置スクラバ水pH調整」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	フィルタ装置スクラバ水pH	「緊急時対策本部」に確認				③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「ドレン移送ラインN_2パージ手順」	判断基準	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	ドレン移送ライン圧力	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
多様なハザード対応手順「ドレンタンク水抜き」	判断基準	補機監視機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
	操作	補機監視機能	ドレンタンク水位	1	1	1	1	③	フィルタベント系の動作状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順 (1)格納容器下部注水																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水－3a」,「注水－3b」 「MUWC（下部D/W注水）（必要注水量到達後注入停止）」 「MUWC（下部D/W注水）（注水継続）」	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水－3a」,「注水－3b」 「MUWC（下部D/W注水）（必要注水量到達後注入停止）」 「MUWC（下部D/W注水）（注水継続）」	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		制御棒の位置	制御棒操作監視系	1	1	0	0	－	制御棒の位置不明より，炉心損傷を確認	－	－	－	－	－	－	－
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水－3a」,「注水－3b」 「MUWC（下部D/W注水）（必要注水量到達後注入停止）」 「MUWC（下部D/W注水）（注水継続）」	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器） ＊格納容器下部注水流量	1	1	1	1	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量より水格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より格納容器下部水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器) ＊格納容器下部注水流量	1	1	1	0	①	－	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	復水貯蔵槽水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1		
										格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水－3a」,「注水－3b」 「消防車(下部D/W注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「消防車(下部D/W注水)(注水継続)」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水－3a」,「注水－3b」 「消防車(下部D/W注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「消防車(下部D/W注水)(注水継続)」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準（2／2）	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		制御棒の位置	制御棒操作監視系	1	1	0	0	－	制御棒の位置不明より，炉心損傷を確認	－	－	－	－	－	－	－
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水－3a」,「注水－3b」 「消防車(下部D/W注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「消防車(下部D/W注水)(注水継続)」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－		サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－		サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	－		復水補給水系流量（原子炉格納容器） ＊格納容器下部注水流量	1	1	1	1	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量より水格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より格納容器下部水位の代替監視可能	
											復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器) ＊格納容器下部注水流量	1	1	1	0	①	－		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
											復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	復水貯蔵槽水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	
											復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1		
											格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
		水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ		－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水－3a」,「注水－3b」 「FP(下部D/W注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「FP(下部D/W注水)(注水継続)」	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水－3a」,「注水－3b」 「FP(下部D/W注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「FP(下部D/W注水)(注水継続)」	判断基準(2/2)	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		制御棒の位置	制御棒操作監視系	1	1	0	0	－	制御棒の位置不明より，炉心損傷を確認	－	－	－	－	－	－	－
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水－3a」,「注水－3b」 「FP(下部D/W注水)(必要注水量到達後注入停止)」 「FP(下部D/W注水)(注水継続)」	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)または格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器） ＊格納容器下部注水流量	1	1	1	1	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量より水格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より格納容器下部水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
		原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器) ＊格納容器下部注水流量	1	1	1	0	①	－	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1		
										格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
		水源の確認	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「MUWC (RPV 破損が無い場合の RPV 代替注水)」 「MUWC (RPV 破損後の RPV 代替注水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	— —	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	—	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「MUWC (RPV破損が無い場合のRPV代替注水)」 「MUWC (RPV破損後のRPV代替注水)」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「MUWC（RPV破損が無い場合のRPV代替注水)」 「MUWC（RPV破損後のRPV代替注水)」	操作（2／2）	水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「消防車（RPV破損が無い場合のRPV代替注水）」 「消防車（RPV破損後のRPV代替注水）」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「消防車（RPV破損が無い場合のRPV代替注水）」 「消防車（RPV破損後のRPV代替注水）」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	－ －	可搬型代替注水ポンプによる送水	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
		水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「FP(RPV破損が無い場合のRPV代替注水)」 「FP（RPV破損後のRPV代替注水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			ろ過水タンク	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「FP(RPV破損が無い場合のRPV代替注水)」 「FP（RPV破損後のRPV代替注水）」	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1	1	1	1	－	消火ポンプによる注水状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
		水源の確認	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「中央制御室からの高圧代替注水系起動」	判断基準(1/2)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
		電源	AM用直流125V充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V蓄電池電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「中央制御室からの高圧代替注水系起動」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「中央制御室からの高圧代替注水系起動」	操作（2／2）	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	1	1	1	1	③	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ（現場）	－	－	－	－	－	－	－
			高圧代替注水系タービン入口圧力	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			高圧代替注水系タービン排気圧力	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「SLCポンプによるほう酸水注入」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
											復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －		原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
											復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
											残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	ほう酸水タンク液位	1	0	0	0	③	－		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「SLCポンプによるほう酸水注入」	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「CRDによる原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認 監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「CRDによる原子炉注水」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「CRDによる原子炉注水」	操作（2／2）	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉圧力容器内への注水量	制御棒駆動系系統流量	1	1	0	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	1	1	1	0	③	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「HPCF緊急注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		電源	M/C D電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「HPCF緊急注水」	操作（1／2）	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
										原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.8 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」,「注水-2」 「HPCF緊急注水」	操作（2／2）	原子炉圧力容器内への注水流量	高圧炉心注水系系統流量(B系のみ)	1	1	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		補機監視機能	高圧炉心注水ポンプ吐出圧力(B系のみ)	1	1	0	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2)炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 a.格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス・酸素ガスの排出 b.代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス・酸素ガスの排出 c.耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス・酸素ガスの排出																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 「放出」	判断基準（1／2）	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	1	0	0	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	水素燃焼の可能性を代替監視可能格納容器内圧力が正圧であることを確認することにより，空気（酸素）の流入を把握し，	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化によりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)「除熱-1」「除熱-2」「放出」	判断基準（2／2）	電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V充電器盤電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	認監視事項は抽出パラメータにて確
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度またはサプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	耐圧強化ベント放射線モニタ	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により耐圧強化ベントによる冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器								抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由		計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2)炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 d.可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御																	
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 「放出」 「可燃性ガス濃度制御系による格納容器内水素濃度制御」	判断基準	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－		格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－		格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	1	0	0	0	①	－		格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0		
											格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力が正圧であることを確認することにより，空気（酸素）の流入を把握し，水素燃焼の可能性を代替監視可能	
											格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度またはサプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)の代替監視可能	
											サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－		格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－		格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－		残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
											原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
											原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
											原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
											原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－		ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
											サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
			残留熱除去系系統流量(A,Bのみ)	2	2	1	1	－	－		－	－	－	－	－	－	－
			原子炉補機冷却水系系統流量(A,Bのみ)	2	2	1	1	－	－		－	－	－	－	－	－	－
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③			－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「除熱-1」「除熱-2」 「放出」 「可燃性ガス濃度制御系による格納容器内水素濃度制御」	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	①	－	格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			格納容器内水素濃度(SA)	2	2	2	2	①	－	格納容器内水素濃度	2	0	0	0	直接的に格納容器内水素濃度を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	1	0	0	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)または格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の解析結果により格納容器内酸素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0		
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力が正圧であることを確認することにより，空気（酸素）の流入を把握し，水素燃焼の可能性を代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度またはサプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
			サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
		補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	2	2	1	1	③	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	－	－	－	－	－	－	－
			ブロワ吸込ガス流量	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			ブロワ吸込圧力	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			加熱管内ガス温度	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			加熱管出口ガス温度	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			加熱管表面温度	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			再結合器内ガス温度	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			再結合器表面温度	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素漏えい抑制のための対応手順 (1)原子炉ウェル注水																
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「消防車による原子炉ウェル注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力（D/W）および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力（D/W）および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ注水流量	「緊急時対策本部」に確認				③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
		水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 原子炉ウェルへの注水(SPCU系の起動)	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力（D/W）および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 原子炉ウェルへの注水(SPCU系の起動)	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力（D/W）および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
		補機監視機能	サプレッションプール浄化系系統流量	1	1	1	0	③	圧力抑制室プール水浄化系の運転状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.10.2.2　水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止のための対応手順 (1)原子炉建屋トップベント																
事故時運転操作手順書,多様なハザード対応手順 「水素対策(トップベント)」	判断基準	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	2	2	2	2	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
			静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	4	4	4	4	①	－	原子炉建屋水素濃度	2	2	2	2	原子炉建屋水素濃度により静的触媒式水素再結合器動作監視装置の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	操作	原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	7	7	7	7	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.11.2.1 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プール代替注水																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L，T」 「消防車による SFP 注水」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低　警報	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料プール温度高　警報	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料プール放射線モニタ	2	2	2	2		
										使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料プール放射線モニタ	2	2	2	2		
										使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料プール水位(SA広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料プール放射線モニタ	2	2	2	2		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V充電器盤A-2電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V充電器盤電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L，T」 「消防車による SFP 注水」	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低　警報	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料プール温度高　警報	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
			使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度	1	1	1	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	4	4	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			プロセス放射線モニタ	4	4	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			燃料取替エリア排気放射能モニタ	4	4	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
		水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L，T」 「消火ポンプによる SFP 注水」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低　警報	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料プール温度高　警報	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM 用直流 125V 充電器盤電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「SF/L，T」 「消火ポンプによるSFP注水」	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低　警報	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料プール温度高　警報	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
			使用済燃料プールエリア雰囲気温度	1	1	1	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	4	4	1	1	③	使用済燃料貯蔵プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			プロセス放射線モニタ	4	4	1	1	③	使用済燃料貯蔵プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料取替エリア排気放射能モニタ	4	4	1	1	③	使用済燃料貯蔵プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2	①	－	使用済燃料プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料貯蔵プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料プール水位(SA広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	1		
		使用済燃料プールへの注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	－	消火ポンプによる注水を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	－						
		水源の確認	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.11.2.2 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1)燃料プールスプレイ																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L，T」 「消防車によるSFPスプレイ」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低　警報	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料プール温度高　警報	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V充電器盤A-2電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V充電器盤電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L，T」 「消防車による SFP スプレイ」	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低　警報	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料プール温度高　警報	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
			使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度	1	1	1	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	4	4	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			プロセス放射線モニタ	4	4	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料取替エリア排気放射能モニタ	4	4	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
		水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.11.2.4 重大事故等発生時における使用済燃料プールの除熱のための対応手順 (1)復旧																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「SF/L, T」 「FPCによるSFP除熱」	判断基準	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低　警報	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料プール温度高　警報	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール水位(SA広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V充電器盤A-2電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V充電器盤電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	原子炉補機冷却水系系統流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース)「SF/L，T」 「FPC による SFP 除熱」	操作	使用済燃料プールの監視	燃料プール水位低　警報	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			燃料プール温度高　警報	2	2	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
										使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
			スキマサージタンク水位	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			FPC ポンプ吐出流量	2	2	1	1	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
			使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度	1	1	1	0	③	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」	判断基準（1／3）	原子炉格納容器内の線量当量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
			復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	2 2	2 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」	判断基準（2／3）	原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
			復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
										原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
										原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
多様なハザード対応手順「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」	判断基準（3／3）	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
			格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
										サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
			サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
		使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料貯蔵プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料プール放射線モニタ	2	2	2	2		
			使用済燃料プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料プール温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料貯蔵プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料プール放射線モニタ	2	2	2	2		
			燃料プール水位低　警報	2	2	1	1	③	使用済燃料貯蔵プールの状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料貯蔵プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料プール水位(SA広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料プール放射線モニタ	2	2	2	2		
			使用済燃料プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2	①	－	使用済燃料プール水位(SA)	1	1	1	1	使用済燃料貯蔵プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料貯蔵プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										使用済燃料プール水位(SA広域)	1	1	1	1		
										使用済燃料プール監視カメラ	1	1	1	1		
		原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	7	7	7	7	①	－	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	4	4	4	4	静的触媒式水素再結合器動作監視装置により原子炉建屋水素濃度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
		屋外の放射線	屋外放射線監視端末	「緊急時対策本部」に確認				－	－	－	－	－	－	－	－	－

1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.13.2.1 水源への補給のための対応手順 (1)復水貯蔵槽への補給																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM設備別操作手順書「消防車によるCSPへの補給（淡水／海水）」	判断基準	水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
	操作	水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM設備別操作手順書 「MUWPポンプによるCSPへの補給」 多様なハザード対応手順 「大湊側純水移送ポンプ電源確保」	判断基準	水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			純水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
	操作	電源	仮設発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認				－	－	－						
		水源の確認	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	－	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
										復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
			純水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
		補機監視機能	純粋移送ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.13.2.1　水源への補給のための対応手順 (2)代替淡水源，淡水タンクへの補給																
多様なハザード対応手順 「貯水池から大湊側防火水槽への補給」	基準判断	水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
			淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
	操作	水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
			淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
多様なハザード対応手順 「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」	基準判断	水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡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	「緊急時対策本部」に確認				③		－						
			純水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③		－						
	操作	水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡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	「緊急時対策本部」に確認				③		－						
			純水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③		－						
多様なハザード対応手順 「海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給」	基準判断	水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
	操作	水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
1.13.2.1　水源への補給のための対応手順 (2)代替淡水源，淡水タンクへの補給																
多様なハザード対応手順 「消防車による防火水槽への海水補給」	基準判断	水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
	操作	水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
多様なハザード対応手順 「貯水池から大湊側淡水タンクへの補給」	基準判断	水源の確認	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
			純水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③		－						
			淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認				③		－						
	操作	水源の確認	ろ過水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
			純水タンク水位	「緊急時対策本部」に確認				③		－						
			淡水貯水池	「緊急時対策本部」に確認				③		－						
1.13.2.2　注水が必要な箇所への供給のための対応手順 (1)可搬型代替注水ポンプによる送水																
多様なハザード対応手順 「消防車による送水」	基準判断	水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						
	操作	水源の確認	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	－						

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順 (1)代替交流電源設備による給電																
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電 「第一ガスタービン発電機起動」 「M/C7C・7D 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧													
			No.1 工事用変圧器入力電圧													
			No.2 工事用変圧器入力電圧													
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
	操作	第一 GTG 運転監視	第一 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			第一 GTG 発電機周波数													
			第一 GTG タービン回転数													
			第一 GTG 潤滑油入口温度													
			第一 GTG 潤滑油入口圧力													
		電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電 「緊急用 M/C から M/C7C・7D への電路構成」 「M/C7C・7D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧													
			No.1 工事用変圧器入力電圧													
			No.2 工事用変圧器入力電圧													
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			第二 GTG 発電機周波数													
			第二 GTG タービン回転数													
			第二 GTG 潤滑油入口温度													
			第二 GTG 潤滑油入口圧力													
		電源	緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電 「大湊側緊急用 M/C から M/C7C・7D への電路構成」 「M/C7C・7D 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧													
			No.1 工事用変圧器入力電圧													
			No.2 工事用変圧器入力電圧													
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			第二 GTG 発電機周波数													
			第二 GTG タービン回転数													
			第二 GTG 潤滑油入口温度													
			第二 GTG 潤滑油入口圧力													
		電源	大湊側緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車によるM/C C系及びM/C D系受電 「緊急用M/CからM/C7C・7Dへの電路構成」 「M/C7C・7D受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用M/C受電」	判断基準	電源	500kV新新潟幹線1L,2L電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			500kV南新潟幹線1L,2L電圧													
			No.1工事用変圧器入力電圧													
			No.2工事用変圧器入力電圧													
			M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			第一GTG発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			第一GTG発電機周波数													
			第二GTG発電機電圧													
			第二GTG発電機周波数													
			緊急用M/C電圧													
	操作	電源車運転監視	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			電源車周波数													
		電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			緊急用M/C電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 電源車によるP/C C系及びP/C D系受電 「電源車によるP/C 7C-1・7D-1への電路構成」 「電源車(緊急用電源切替箱7A経由)によるM/C7C・7Dへの電路構成」 「M/C 7C・7D受電」 「P/C7C-1・7D-1受電(P/C動力変圧器～M/C7C・7D経由)」 多様なハザード対応手順 「電源車によるP/C 7C-1・P/C 7D-1受電」	判断基準	電源	500kV新新潟幹線1L,2L電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			500kV南新潟幹線1L,2L電圧													
			No.1工事用変圧器入力電圧													
			No.2工事用変圧器入力電圧													
			第一GTG発電機電圧													
			第二GTG発電機電圧													
			電源車電圧(緊急用M/C経由)													
			M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
	操作	電源車運転監視	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			電源車周波数													
		電源	P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順 (2)電力融通による給電																
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 「K6D/GによるM/C 7C・7Dへの電路構成(号炉間電力融通ケーブル使用)」 「DG (A) (B) による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順 「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」	判断基準	電源	非常用D/G(A)発電機電圧	1	1	1	1	③	非常用D/Gの発電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			非常用D/G(B)発電機電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		D/G運転監視(6号炉)	非常用D/G(A)発電機電圧(6号炉)	「6号炉中央操作室」に確認						－						
			非常用D/G(B)発電機電圧(6号炉)													
			非常用D/G(A)発電機電力(6号炉)													
			非常用D/G(B)発電機電力(6号炉)													
			非常用D/G(A)発電機周波数(6号炉)													
			非常用D/G(B)発電機周波数(6号炉)													
	操作	電源	M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		D/G運転監視(6号炉)	非常用D/G(A)発電機電圧(6号炉)	「6号炉中央操作室」に確認						－						
			非常用D/G(B)発電機電圧(6号炉)													
			非常用D/G(A)発電機電力(6号炉)													
			非常用D/G(B)発電機電力(6号炉)													
			非常用D/G(A)発電機周波数(6号炉)													
			非常用D/G(B)発電機周波数(6号炉)													

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.14.2.2 交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (1)代替直流電源設備による給電																
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認						−						
			500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧													
			No.1 工事用変圧器入力電圧													
			No.2 工事用変圧器入力電圧													
		警報発生	直流 125V 充電器 7A 交流電源喪失警報	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	−	−	−	−	−	−	−
			直流 125V 充電器 7A 蓄電池放電中警報	1	1	1	1	③		−	−	−	−	−	−	−
	操作	電源	直流 125V 主母線盤 7A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	−	−	−	−	−	−	−
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 蓄電池切替 (7A, 7A-2, AM 用)」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認						−						
			500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧													
			No.1 工事用変圧器入力電圧													
			No.2 工事用変圧器入力電圧													
		蓄電池解放継続時間	直流 125V 蓄電池 7A の放電時間が 8 時間以上となるおそれ	−						−						
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 7A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	−	−	−	−	−	−	−
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 蓄電池切替 (7A, 7A-2, AM 用)」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認						−						
			500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧													
			No.1 工事用変圧器入力電圧													
			No.2 工事用変圧器入力電圧													
		蓄電池解放継続時間	直流 125V 蓄電池 7A-2 の放電時間が 19 時間以上となるおそれ	−						−						
	操作	電源	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	−	−	−	−	−	−	−
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 充電器盤 7A 受電」	基準 判断	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	−	−	−	−	−	−	−
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		−	−	−	−	−	−	−
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 7A 充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	−	−	−	−	−	−	−
			直流 125V 主母線盤 7A 電圧	1	1	1	1	③		−	−	−	−	−	−	−
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 充電器盤 7B 受電」	基準 判断	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	−	−	−	−	−	−	−
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		−	−	−	−	−	−	−
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 7B 充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	−	−	−	−	−	−	−
			直流 125V 主母線盤 7B 電圧	1	1	1	1	③		−	−	−	−	−	−	−
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「直流 125V 充電器盤 7A-2 受電」	基準 判断	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	−	−	−	−	−	−	−
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		−	−	−	−	−	−	−
	操作	電源	直流 125V 充電器盤 7A-2 充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	−	−	−	−	−	−	−

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「AM 直流 125V 充電器盤受電」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
	操作	電源	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 所内蓄電式直流電源設備による給電 「中操監視計器復旧(C 系)」 「中操監視計器復旧(D 系)」	判断基準	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 可搬型直流電源設備による給電 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「電源車(AM 用動力変圧器)による AM 用 MCC への電路構成」 「電源車（緊急用電源箱 7A 経由）による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電」 「電源車による AM 用 MCC 受電」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 7A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 充電器盤 7A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
		電源車運転監視	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			電源車周波数													
	操作	電源	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
多様なハザード対応手順 直流給電車による直流 125V 主母線盤 A 給電 「直流給電車による直流 125V 主母線盤 7A 給電」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 7A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			直流 125V 充電器盤 7A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
		直流給電車運転監視	直流給電車電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
	操作	電源	AM 用直流 125V 充電器盤充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (2)常設代替直流電源設備による遮断器用制御電源復旧																
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤7A受電」	判断基準	電源	500kV新新潟幹線1L,2L電圧	「緊急時対策本部」に確認						－						
			500kV南新潟幹線1L,2L電圧													
			No.1工事用変圧器入力電圧													
			No.2工事用変圧器入力電圧													
			AM用直流125V充電器盤充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
	操作	電源	直流125V充電器盤7A充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤7A電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM用直流125V充電器盤充電器電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「緊急M/CからM/C7C・7Dへの電路構成」 「大湊緊急用M/CからM/C7C・7Dへの電路構成」 「電源車によるP/C7C-1・7D-1への電路構成」 「電源車(緊急用電源切替箱7A経由)によるM/C7C・7Dへの電路構成」 「第一ガスタービン発電機起動」 「M/C7C・7D受電」 多様なハザード対応手順 「第二GTGによる荒浜側緊急用M/C受電」 「第二GTGによる大湊側緊急用M/C受電」 「電源車によるP/C 7C-1・P/C 7D-1受電」 「非常用D/G軽油タンクからタンクローリへの給油」 「タンクローリから各機器等への給油」	判断基準	電源	M/C D電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			P/C D-1電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流125V充電器盤7B充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤7B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
	操作	電源	直流125V充電器盤7B充電器電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流125V主母線盤7B電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ															
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.14.2.2　交流電源及び直流電源喪失時の対応手順 (3)低圧電源号炉間融通																	
事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失・全直流電源喪失」 「低圧電源号炉間融通による直流 125V 主母線盤 A 又は B 受電」	判断基準	電源	500kV 新新潟幹線 1L,2L 電圧	「緊急時対策本部」に確認						－							
			500kV 南新潟幹線 1L,2L 電圧														
			No.1 工事用変圧器入力電圧														
			No.2 工事用変圧器入力電圧														
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤 7A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 充電器盤 7A-2 蓄電池電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤 7B 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－
		D/G 運転監視(6 号炉)	非常用 D/G(A)発電機電圧(6 号炉)	「6 号炉中央操作室」に確認						－							
			非常用 D/G(B)発電機電圧(6 号炉)														
			非常用 D/G(A)発電機電力(6 号炉)														
			非常用 D/G(B)発電機電力(6 号炉)														
			非常用 D/G(A)発電機周波数(6 号炉)														
			非常用 D/G(B)発電機周波数(6 号炉)														
	操作	電源	直流 125V 主母線盤 7A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	－	－	－	－	－	－	－
			直流 125V 主母線盤 7B 電圧	1	1	1	1	③		－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ																
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
1.14.2.3　非常用所内電気設備機能喪失時の対応手順 (1)代替所内電気設備による給電																
事故時運転操作手順書(事象ベース) 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電 「第一ガスタービン発電機起動」 「第一 GTG 又は電源車から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」	判断基準	電源	第一 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	電源車の運転状態を確認するパラメータ	—						
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
	操作	第一 GTG 運転監視	第一 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	電源車の運転状態を確認するパラメータ	—						
			第一 GTG 発電機周波数													
			第一 GTG タービン回転数													
			第一 GTG 潤滑油入口温度													
			第一 GTG 潤滑油入口圧力													
		電源	AM 用 MCC 7B 電圧	1	1	1	1	③	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
事故時運転操作手順書(事象ベース) 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電 「緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	第二 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	電源車の運転状態を確認するパラメータ	—						
			緊急用 M/C 電圧													
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	電源車の運転状態を確認するパラメータ	—						
			第二 GTG 発電機周波数													
			第二 GTG タービン回転数													
			第二 GTG 潤滑油入口温度													
			第二 GTG 潤滑油入口圧力													
		電源	緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			AM 用 MCC 7B 電圧	1	1	1	1	③	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
事故時運転操作手順書(事象ベース) 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電 「大湊側緊急用 M/C から AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電」	判断基準	電源	第二 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	電源車の運転状態を確認するパラメータ	—						
			大湊側緊急用 M/C 電圧													
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
	操作	第二 GTG 運転監視	第二 GTG 発電機電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	電源車の運転状態を確認するパラメータ	—						
			第二 GTG 発電機周波数													
			第二 GTG タービン回転数													
			第二 GTG 潤滑油入口温度													
			第二 GTG 潤滑油入口圧力													
		電源	大湊側緊急用 M/C 電圧	「緊急時対策本部」に確認				③	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—						
			AM 用 MCC 7B 電圧	1	1	1	1	③	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—

重大事故等対処に係る監視事項

1.14 電源の確保に関する手順等

対応手段	項目	監視パラメータ														
		分類	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
			計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
事故時運転操作手順書(事象ベース) 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電 「電源車 (AM 用動力変圧器) による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による AM 用 MCC 受電」	判断基準	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
		電源車運転監視	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			電源車周波数													
	操作	電源	AM 用 MCC 7B 電圧	1	1	1	1	③	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		電源車運転監視	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			電源車周波数													
事故時運転操作手順書(事象ベース) 第一ガスタービン発電機,第二ガスタービン発電機又は電源車による AM 用 MCC 受電 「電源車(緊急用電源箱 7A 経由)による AM 用 MCC への電路構成」 「AM 用 MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による AM 用 MCC 受電」	判断基準	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		—	—	—	—	—	—	—
		電源車運転監視	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			電源車周波数													
	操作	電源	AM 用 MCC 7B 電圧	1	1	1	1	③	AM 用 MCC の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—
		電源車運転監視	電源車電圧	「緊急時対策本部」に確認						—						
			電源車周波数													
1.14.2.4 燃料の補給手順 (1)軽油タンクからタンクローリへの給油																
多様なハザード対応手順 「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」	判断基準	補機監視機能	軽油タンク(A)油面	「緊急時対策本部」に確認				③	電源車の燃料を確認するパラメータ	—						
			軽油タンク(B)油面													
			タンクローリ油タンクレベル													
	操作	補機監視機能	軽油タンク(A)油面	「緊急時対策本部」に確認				③	電源車の燃料を確認するパラメータ	—						
			軽油タンク(B)油面													
			タンクローリ油タンクレベル													
1.14.2.4 燃料の補給手順 (2)タンクローリから各機器等への給油																
多様なハザード対応手順 「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	「緊急時対策本部」に確認				③	電源車の燃料を確認するパラメータ	—						
			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	「緊急時対策本部」に確認				③	電源車の燃料を確認するパラメータ	—						
			各機器油タンクレベル													

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	2	2	1	1	①	－	起動領域モニタ	5	5	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉水位回復 ※	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	2	2	1	1	①	－	起動領域モニタ	5	5	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
高圧注水機能喪失確認	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替自動減圧ロジック動作確認	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
直流電源切替	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
残留熱除去系(格納容器スプレイモード)による原子炉格納容器除熱	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能 ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0		
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①		サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①		格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系(格納容器スプレイモード)による原子炉格納容器除熱	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋RCIC 失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
残留熱除去系(格納容器スプレイモード)による原子炉格納容器除熱	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	サプレッション・チェンバ・プール水温度の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	格納容器内圧力(S/C)の上昇によりサプレッション・チェンバ気体温度の代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.3 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋直流電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	0 0		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	0 1		
								高圧炉心注水系系統流量	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失＋DG 喪失)＋SRV 再閉失敗

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	0 0		
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	0 1		
								高圧炉心注水系系統流量	1	1	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
残留熱除去系の低圧注水モード運転による原子炉注水	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
残留熱除去系機能喪失確認	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
逃がし安全弁による原子炉減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
高圧炉心注水系による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉スクラム失敗確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	2	2	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位維持	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉水位維持 ※	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.5 原子炉停止機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
自動減圧系自動起動阻止	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転による原子炉格納容器除熱	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.6 LOCA 時注水機能喪失(中小破断 LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
インターフェイスシステム LOCA 発生	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
外部電源喪失及び原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉水位回復 ※	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
中央制御室での高圧炉心注水系隔離失敗	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
逃がし安全弁による原子炉急速減圧	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転による原子炉格納容器除熱	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	能崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
原子炉水位維持	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
現場操作での高圧炉心注水系隔離操作	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
高圧炉心注水系隔離後の水位維持	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用する場合)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
炉心損傷確認	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用する場合)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)による原子炉水位回復	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用する場合)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用する場合)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替循環冷却による原子炉注水,原子炉格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用しない場合)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
非常用炉心冷却系機能喪失確認	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
炉心損傷確認	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用しない場合)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)による原子炉水位回復確認	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却を使用しない場合)

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
	フィルタ装置水位	2	2	2	2	①	－	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)及び格納容器内圧力(S/C)により格納容器圧力逃がし装置による冷却のの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
	フィルタ装置入口圧力	1	1	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0		
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	1	1	1	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉スクラム確認	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	①	－	起動領域モニタ	10	10	3	2	起動領域モニタにより平均出力領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
高圧・低圧注水機能喪失確認	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，原子炉隔離時冷却系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧炉心注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
高圧代替注水系による原子炉注水 ※	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，高圧代替注水系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
炉心損傷確認	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	①	－	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								エリア放射線モニタ	2	0	0	0	エリア放射線モニタの上昇より格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)の代替監視可能	

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
逃がし安全による原子炉急速減圧	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉格納容器下部への注水	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
	格納容器下部水位	3	3	3	3	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器） ＊格納容器下部注水流量	1	1	1	1	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量より水格納容器下部水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より格納容器下部水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉圧力容器破損確認	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		

重大事故等対処に係る監視事項

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
溶融炉心への注水	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
代替循環冷却による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉格納容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)より残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
								格納容器下部水位	3	3	3	3	格納容器下部水位の水位変化により復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能 ドライウェル雰囲気温度の上昇により格納容器内圧力(D/W)の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	0		
	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	直接的に格納容器内圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ気体温度の上昇により格納容器内圧力(S/C)及びサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
								サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3		
	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	①	－	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)および格納容器内圧力(S/C)の上昇によりドライウェル雰囲気温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	－	サプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サプレッション・チェンバ気体温度の温度変化によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度／圧力の関係から格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度の代替監視可能	
	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1 1	1 1	1 1	1 1	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

3.3 原子炉圧力容器外への溶融燃料－相互冷却作用

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
対象なし														

重大事故等対処に係る監視事項

3.4 水素燃焼

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
対象なし														

重大事故等対処に係る監視事項

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
対象なし														

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故１

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
使用済燃料プールの冷却系の機能喪失確認	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
使用済燃料プールの補給水系機能喪失確認	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

4.1 想定事故１

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの補給	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの補給（可搬型スプレイ設備） ※	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故２

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
使用済燃料プール水位低下確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
使用済燃料プールの補給水系機能喪失	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	①	－	－	－	－	－	－	－	－
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
使用済燃料プール漏えい箇所の隔離	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		

重大事故等対処に係る監視事項

4.2 想定事故 2

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給(可搬型スプレイ設備) ※	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	1	1	1	1	①	－	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	1	1	1	1	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	1	1	1	1		
								使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	2	2	2	2		

※ 有効性評価上考慮しない操作

重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力容器温度	1	1	1	0	原子炉圧力容器温度により原子炉停止時冷却モードの運転状態を監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	－							
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	－	－	－	－	－	－	－	－

重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力容器温度	1	1	1	0	原子炉圧力容器温度により原子炉停止時冷却モードの運転状態を監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	－							

重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
全交流動力電源喪失による原子炉停止時冷却モード停止確認	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力容器温度	1	1	1	0	原子炉圧力容器温度により原子炉停止時冷却モードの運転状態を監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	－	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	飽和温度／圧力の関係から原子炉水位により原子炉圧力の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								原子炉圧力容器温度	1	1	1	1		
	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	①	－	残留熱除去系熱交換器入口温度	2	2	1	1	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原子炉圧力容器温度の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
								原子炉圧力	3	3	1	1	飽和温度／圧力の関係から原子炉圧力により原子炉圧力容器温度の代替監視可能	
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1		
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化より復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		
	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	－	復水貯蔵槽水位	1	1	1	0	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち，運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	原子炉圧力容器温度	1	1	1	0	原子炉圧力容器温度により原子炉停止時冷却モードの運転状態を監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	－							

重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
原子炉冷却材圧力バウンダリへの原子炉冷却材流出確認	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	①	－	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	1	1	1	0	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位の水位変化よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								復水貯蔵槽水位	1	1	1	0		
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧よりサプレッション・チェンバ・プール水位の代替監視可能	
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	0		
原子炉冷却材圧力バウンダリへの原子炉冷却材流出停止確認	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		

重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
低圧注水モード運転による原子炉注水	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	① ①	－ －	原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より原子炉水位の代替監視可能	
								復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	1 1	1 1	1 1	1 1		
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	－	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	0	サプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								原子炉水位	3 2	3 2	1 1	1 1	崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位の変化より，残留熱除去系系統流量の代替監視可能	
								原子炉水位(SA)	1 1	1 1	1 1	1 1		

重大事故等対処に係る監視事項

5.4 反応度の誤投入

対応手段	抽出パラメータを計測する計器							抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価	
	計器名称	計器数	SBO影響			パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO影響			計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合		
誤操作による反応度誤投入	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	
反応度誤投入後のスクラム確認	起動領域モニタ	10	10	3	2	①	－	平均出力領域モニタ	4	4	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認
								制御棒操作監視系	1	1	0	0	制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により，未臨界状態が推定可能	

重大事故対策の成立性

1. 可搬型計測器の接続操作

a. 操作概要

重大事故時に必要な監視パラメータへの給電(交流，直流)が困難な場合に，可搬型計測器を接続し，中央制御室又は現場にて計測，監視を行う。

b. 作業場所

中央制御室，原子炉建屋(非管理区域)地下 1 階，タービン建屋(非管理区域)地下中 2 階

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型計測器の接続，可搬型計測器による計測，監視に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数　：4 名(中央制御室運転員 2 名，現場運転員 2 名)

所要時間目安：1 測定点あたり 10 分(中央制御室における接続，計測の場合)

・　1 測定点あたり 15 分(現場における接続，計測の場合)

d. 操作の成立性について

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

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

操 作 性：通常の端子リフト・接続操作であり，容易に実施可能である。

連絡手段：携帯型音声呼出電話(ブレスト)により，中央制御室に連絡する。

可搬型計測器

電池容量確認

可搬型計測器接続

計測結果読み取り

可搬型計測器の必要個数整理(1/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～300℃	0～350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	－
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	0～350℃*1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	0～10MPa[gage]	3	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する
	原子炉圧力(SA)	0～10MPa[gage]	0～10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	-3200～3500mm*2	-3200～3500mm*2	3	1	差圧式水位検出器		複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
		-4000～1300mm*3	-4000～1300mm*3	2		差圧式水位検出器	原子炉建屋	
	原子炉水位(SA)	-3200～3500mm*2	-3200～3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
		-8000～3500mm*2	-8000～3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	0～300m³/h	0～300m³/h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m³/h	0～300m³/h	1		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	高圧炉心注水系系統流量	0～1000m³/h	0～1000m³/h	2		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	0～200m³/h（6 号炉） 0～150m³/h（7 号炉）	0～200m³/h（6 号炉） 0～150m³/h（7 号炉）	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0～350m³/h	0～350m³/h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系系統流量	0～1500m³/h	0～1500m³/h	3		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m³/h	0～350m³/h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0～150m³/h（6 号炉）*4 0～100m³/h（7 号炉）*4	0～150m³/h（6 号炉）*4 0～100m³/h（7 号炉）*4	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	0～350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	サプレッション・チェンバ気体温度	0～200℃	0～350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	-200～500℃*1	3		測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	0～1000kPa[abs]	0～1000kPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	格納容器内圧力(S/C)	0～980.7kPa[abs]	0～980.7kPa[abs]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m (T.M.S.L.-7150～＋9850mm) *5	-6～11m (T.M.S.L.-7150～＋9850mm) *5	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	－
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm) *5	+1m, +2m, +3m (T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm) *5	3	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol%/0～100vol%（7 号炉）	－	2	＊6	熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度(SA)	0～100vol%	－	2	＊6	水素吸蔵材料式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。

可搬型計測器の必要個数整理(2/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	10^{-2}～10^{5}Sv/h	－	2	＊6	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	10^{-2}～10^{5}Sv/h	－	2	＊6	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の監視	起動領域モニタ	10^{-1}～10^{6}cps（1.0×10^{3}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}） 0～40%又は0～125%（1.0×10^{8}～2.0×10^{13} cm^{-2}・s^{-1}）	－	10	＊6	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域モニタ	0～125%（1.2×10^{12}～2.8×10^{14}cm^{-2}・s^{-1}）＊7	－	4	＊6	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	復水補給水系温度（代替循環冷却）	0～200℃	0～350℃＊1	1	1	熱電対	中央制御室	－
	フィルタ装置水位	0～6000mm	0～6000mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置入口圧力	0～1MPa[gage]	0～1MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	－
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－	2	＊6	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	－	2	＊6	熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa	0～50kPa	1	1	差圧式圧力検出器	中央制御室	－
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0～14	－	1	＊6	pH 検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－	2	＊6	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	0～350℃＊1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが，代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉補機冷却水系系統流量	0～4000m^{3}/h（6号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m^{3}/h（6号炉区分Ⅲ，7号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m^{3}/h(7号炉区分Ⅲ)	0～4000m^{3}/h（6号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m^{3}/h(6号炉区分Ⅲ，7号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m^{3}/h(7号炉区分Ⅲ)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋タービン建屋（6号炉区分Ⅲのみ）	複数チャンネルが存在するが，代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0～2000m^{3}/h（6号炉） 0～1500m^{3}/h（7号炉）	0～2000m^{3}/h（6号炉） 0～1500m^{3}/h（7号炉）	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが，代表して1チャンネルを測定する。
水源の確認	復水貯蔵槽水位(SA)	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	－
	復水移送ポンプ吐出圧力	0～2MPa[gage]	0～2MPa[gage]	3	1	弾性圧力検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～3.5MPa[gage]	0～3.5MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	原子炉建屋	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	－	7	＊6	熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	0～350℃＊1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して1チャンネルを測定する。

可搬型計測器の必要個数整理(3/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0～30vol%（6 号炉） 0～10vol%/0～30vol%（7 号炉）	－	2	＊6	熱磁気風式酸素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	0～150℃	0～350℃＊1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して 1 チャンネルを測定する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	0～150℃	0～350℃＊1	1		熱電対	中央制御室	
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ	10^{1}～10^{8}mSv/h（6 号炉） 10^{1}～10^{8}mSv/h（7 号炉）	－	1	＊6	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
		10^{-2}～10^{5}mSv/h（6 号炉） 10^{-3}～10^{4}mSv/h（7 号炉）	－	1		イオンチェンバ	－	
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	－	－	1	＊6	赤外線カメラ	－	可搬型計測器での測定対象外。

配備台数：可搬型計測器を 6 号及び 7 号炉それぞれに 23 個（計器故障を考慮した 1 個含む）配備する。なお，故障及び点検時の予備として 23 台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）

（注 1）：測定可能範囲については，カタログ値より抜粋。
（注 2）：基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより 1224cm)
（注 3）：基準点は有効燃料棒上端(原子炉圧力容器零レベルより 905cm)
（注 4）：格納容器下部注水流量
（注 5）：T.M.S.L ＝ 東京湾平均海面
（注 6）：全交流動力電源喪失時は，水素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）により電源供給されるため，監視計器は使用可能である。
（注 7）：定格出力時の値に対する比率で示す。

代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について

主要パラメータ(重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ)の計測が困難であった場合，代替パラメータを用いて重大事故等に使用する判断基準及び技術的能力審査基準項目に係る判断基準を判断した場合の影響について以下のとおり確認した。

確認結果

(1) 代替パラメータによる判断を行なった場合において，判断，操作に影響がないことを確認した。

(2) 炉心損傷後は，炉心冠水状態，溶融炉心の発生により原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから，炉心損傷後においては，関連する複数のパラメータを確認し推定を行なうこととする。

また，これらの判断に使用する重要な計器は，事故時の耐環境性等を有した重大事事故等対処設備であり他チャンネル計器での確認が期待できるため，判断・操作に対する影響は無いと判断した。

※ 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。

以 上

代替パラメータによる判断への影響(1/7)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	手	炉心損傷確認	①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ①原子炉水位 ①原子炉水位(SA) ②残留熱除去系熱交換器入口温度	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，原子炉圧力より推定可能である。また，スクラム後の原子炉水位が有効燃料棒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可能であり，判断に与える影響はない。 なお，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監視可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器破損確認			
		有手	原子炉格納容器下部への注水判断			
		手	原子炉除熱機能確認			
	残留熱除去系熱交換器入口温度	手	原子炉除熱機能確認	①原子炉圧力容器温度	残留熱除去系熱交換器入口温度の計測が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度により推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	有手	原子炉圧力容器減圧機能確認	①原子炉圧力(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度	原子炉圧力の計測が不可能となった場合は，原子炉圧力(SA)により監視可能であり，判断に与える影響はない。 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より原子炉圧力容器内の圧力を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		有手	低圧・高圧注水機能確認			
		手	炉心損傷確認			
	原子炉圧力(SA)	有手	原子炉圧力容器減圧機能確認	①原子炉圧力 ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度	原子炉圧力(SA)の計測が不可能となった場合は，原子炉圧力により監視可能であり，判断に与える影響はない。 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より原子炉圧力容器内の圧力を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		有手	低圧・高圧注水機能確認			
		手	炉心損傷確認			
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	有手	高圧・低圧注水機能確認	①原子炉水位(SA) ②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量	原子炉水位の計測が不可能となった場合は，原子炉水位(SA)により監視可能であり，判断に与える影響はない。 原子炉圧力容器への注水量と崩壊熱を考慮した原子炉水位変化量より原子炉圧力容器内の水位を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		有手	原子炉圧力容器破損確認			
		手	炉心損傷確認			
	原子炉水位(SA)	有手	高圧・低圧注水機能確認	①原子炉水位 ②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量	原子炉水位(SA)の計測が不可能となった場合は，原子炉水位により監視可能であり，判断に与える影響はない。 原子炉圧力容器への注水量と崩壊熱を考慮した原子炉水位変化量より原子炉圧力容器内の水位を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器減圧機能確認			
		有手	原子炉圧力容器破損確認			
		手	炉心損傷確認			

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

代替パラメータによる判断への影響(2/7)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	有 手	高圧注水機能確認	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)	原子炉圧力容器への注水量が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位，サプレッション・チェンバ・プール水位，または注水先の原子炉水位の水位変化により注水量を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	有 手	低圧注水機能確認	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)		なし
	原子炉隔離時冷却系系統流量	有 手	高圧注水機能確認	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)		なし
	高圧炉心注水系系統流量	有 手	高圧注水機能確認	①復水貯蔵槽水位(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)		なし
	残留熱除去系系統流量	有 手	低圧注水機能確認	①サプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)		なし
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	有 手	原子炉格納容器冷却機能確認	①復水貯蔵槽水位(SA) ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C) ②格納容器下部水位	復水補給水系流量（原子炉格納容器）の計測が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位，注水先の格納容器下部水位の水位変化により注水量を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

代替パラメータによる判断への影響(3/7)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	有	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C)	ドライウェル雰囲気温度の計測が不可能となった場合は，原子炉格納容器内が飽和状態であれば格納容器内圧力(D/W)，格納容器内圧力(S/C)によりドライウェル雰囲気温度を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	サプレッション・チェンバ気体温度	有	原子炉圧力容器破損確認	①サプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力(S/C)	サプレッション・チェンバ気体温度の計測が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ・プール水温度によりサプレッション・チェンバ気体温度を推定可能であり，判断に与える影響はない。 原子炉格納容器内が飽和状態であれば格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ気体温度を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	有	原子炉圧力容器破損確認	①サプレッション・チェンバ気体温度 ②格納容器内圧力(S/C)	サプレッション・チェンバ・プール水温度の計測が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定可能であり，判断に与える影響はない。 原子炉格納容器内が飽和状態であれば格納容器内圧力(S/C)によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		手	サプレッション･チェンバ･プール水冷却機能確認			
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認			
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	有	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内圧力(S/C) ②ドライウェル雰囲気温度	格納容器内圧力(D/W)の圧力の計測が不可能となった場合は，格納容器内圧力(S/C)により推定可能であり，判断に与える影響はない。 原子炉格納容器内が飽和状態であればドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力(D/W)を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉格納容器除熱機能確認			
	格納容器内圧力(S/C)	有	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内圧力(D/W) ②サプレッション・チェンバ気体温度 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度	格納容器内圧力(S/C)の圧力の計測が不可能となった場合は，格納容器内圧力(D/W)により推定可能であり，判断に与える影響はない。 原子炉格納容器内が飽和状態であればサプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度により格納容器内圧力(S/C)を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉格納容器除熱機能確認			

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

代替パラメータによる判断への影響(4/7)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	有 手	原子炉圧力容器破損確認	①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ②復水貯蔵槽水位(SA) ③格納容器内圧力(D/W) ③格納容器内圧力(S/C)	サプレッション・チェンバ・プール水位の計測が不可能となった場合は，復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量により推定可能であり，判断に与える影響はない。 水源である復水貯蔵槽水位の変化により，サプレッション・チェンバ・プール水位を推定可能であり，判断に与える影響はない。 格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧によりサプレッション・チェンバ・プール水位を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		有 手	原子炉冷却材流出確認			
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			
	格納容器下部水位	有 手	原子炉格納容器下部注水機能確認	①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ＊格納容器下部注水流量 ②復水貯蔵槽水位(SA)	格納容器下部水位の計測が不可能となった場合は，復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量により，格納容器下部水位を推定可能であり，判断に与える影響はない。 水源である復水貯蔵槽水位の変化により，格納容器下部水位を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内水素濃度(SA)	格納容器内水素濃度の計測が不可能となった場合は，格納容器内水素濃度(SA)により推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
	格納容器内水素濃度(SA)	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度(SA)の計測が不可能となった場合は，格納容器内水素濃度により推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	有 手	炉心損傷確認	①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ②［エリア放射線モニタ］	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の計測が不可能となった場合は，格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)により推定可能であり，判断に与える影響はない。 エリア放射線モニタの傾向監視より，格納容器内の放射線量率を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱機能確認			
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	有 手	炉心損傷確認	①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ②［エリア放射線モニタ］	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の計測が不可能となった場合は，格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)により推定可能であり，判断に与える影響はない。 エリア放射線モニタの傾向監視より，格納容器内の放射線量率を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉格納容器除熱確認			

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

代替パラメータによる判断への影響(5/7)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響
未臨界の監視	起動領域モニタ	有	原子炉スクラム確認	①平均出力領域モニタ ②［制御棒操作監視系］	起動領域モニタの計測が不可能となった場合は，計測範囲であれば平均出力領域モニタより推定可能であり，判断に与える影響はない。 制御棒操作監視系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，未臨界状態を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
	平均出力領域モニタ	有 手	原子炉スクラム確認	①起動領域モニタ ②［制御棒操作監視系］	平均出力領域モニタの計測が不可能となった場合は，起動領域モニタにより推定可能であり，判断に与える影響はない。 制御棒操作監視系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，未臨界状態を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認			
	［制御棒操作監視系］	有 手	原子炉スクラム確認	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	制御棒操作監視系の計測が不可能となった場合は，起動領域モニタ，平均出力領域モニタにより推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
最終ヒートシンクによる冷却状態の監視	サプレッション・チェンバ・プール水温度 復水補給水系温度(代替循環冷却) 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 復水補給水系流量(原子炉格納容器)	有	代替循環冷却による原子炉格納容器冷却確認	①ドライウェル雰囲気温度 ①サプレッション・チェンバ気体温度	代替循環冷却系による冷却において，主要パラメータの計測が不可能となった場合は，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置スクラバ水 pH	有 手	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱確認	①ドライウェル雰囲気温度 ①サプレッション・チェンバ気体温度 ①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)	格納容器圧力逃がし装置による冷却において主要パラメータの監視が不可能となった場合には，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)，格納容器内圧力(S/C)により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	手	耐圧強化ベント系による格納容器除熱確認	①ドライウェル雰囲気温度 ①サプレッション・チェンバ気体温度 ①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)	耐圧強化ベント系による冷却において主要パラメータの監視が不可能となった場合は，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力(D/W)，格納容器内圧力 (S/C)により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	有 手	残留熱除去系による原子炉格納容器冷却確認	①原子炉圧力容器温度 ①ドライウェル雰囲気温度 ①サプレッション・チェンバ気体温度 ①サプレッション・チェンバ・プール水温度	残留熱除去系による冷却において主要パラメータの監視が不可能となった場合は，除熱先の原子炉圧力容器温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

代替パラメータによる判断への影響(6/7)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	手	インターフェイスシステム LOCA の判断	①ドライウェル雰囲気温度 ①格納容器内圧力(D/W) ①［エリア放射線モニタ］	原子炉水位，原子炉水位(SA)，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)の計測が不可能となった場合は，ドライウェル雰囲気温度，格納容器内圧力(D/W)，エリア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
	ドライウェル雰囲気温度 格納容器内圧力(D/W)	手	インターフェイスシステム LOCA の判断	①原子炉水位 ①原子炉水位(SA) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ①［エリア放射線モニタ］	ドライウェル雰囲気温度，格納容器内圧力(D/W)の計測が不可能となった場合は，原子炉水位，原子炉水位(SA)，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)，エリア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
	［エリア放射線モニタ］	手	インターフェイスシステム LOCA の判断	①原子炉水位 ①原子炉水位(SA) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ①ドライウェル雰囲気温度 ①格納容器内圧力(D/W)	エリア放射線モニタの計測が不可能となった場合は，原子炉水位，原子炉水位(SA)，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)，ドライウェル雰囲気温度，格納容器内圧力(D/W)により格納容器バイパスの発生を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
水源の確認	復水貯蔵槽水位(SA)	有 手	高圧注水機能確認	①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量(原子炉格納容器)	復水貯蔵槽水位(SA)の計測が不可能となった場合は，復水貯蔵槽水位により監視可能であり，判断に与える影響はない。 復水貯蔵槽を水源とする各系統の注水量から，復水貯蔵槽水位(SA)を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
	サプレッション・チェンバ・プール水位	有 手	低圧注水機能確認	①復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力	サプレッション・チェンバ・プール水位を水源とする各系統の注水量及び吐出圧力から，サプレッション・チェンバ・プール水位を推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	手	原子炉建屋内水素濃度確認	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋水素濃度の計測が不可能となった場合は，静的触媒式水素再結合器動作監視装置（PAR に導入された水素濃度とその時の静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度との関係）により推定可能であり，判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

代替パラメータによる判断への影響(7/7)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	手	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ①格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ①格納容器内圧力(D/W) ①格納容器内圧力(S/C)	格納容器内酸素濃度の計測が不可能となった場合は，格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)，格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)により炉心損傷を判断した後，傾向監視により格納容器内酸素濃度を推定可能であり，判断に与える影響はない。 格納容器内圧力（D/W）及び格納容器内圧力（S/C）により，格納容器内への空気流入有無を把握し，水素が燃焼を生じる可能性を推定する。	なし
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)	有 手	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能確認	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	当該の主要パラメータの計測が不可能となった場合は，当該以外の複数の代替パラメータ（使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域)，使用済燃料貯蔵プール水位・温(SA)，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)，使用済燃料貯蔵プール監視カメラ）により，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を監視可能であり，判断に与える影響はない。	なし
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	有 手		①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		なし
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	有 手		①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		なし
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	有 手		①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)		なし

有：重要事故シーケンス(有効性評価)に使用した判断基準，手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等

＜　目　次　＞

1.16.1 対応手段と設備の選定
(1)対応手段と設備の選定の考え方
(2)対応手段と設備の選定の結果
a.重大事故等発生時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備
(a)対応手段
(b)重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材
b.手順等
1.16.2 重大事故等発生時の手順
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等
(1)中央制御室換気空調系設備の運転手順等
a.中央制御室換気空調系再循環運転モード手順
b.炉心損傷判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順
c.中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時の中央制御室可搬型陽圧化機起動手順
d.中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順
(2)中央制御室待避室の準備手順
(3)中央制御室の照明を確保する手順
(4)中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順
(5)中央制御室待避室の照明を確保する手順
(6)中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順
(7)中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順
(8)その他の放射線防護措置等に関する手順等
(9)その他の手順項目について考慮する手順
(10)優先順位
(11)現場操作のアクセス性について
(12)操作の成立性について
1.16.2.2　汚染の持ち込みを防止するための手順等
(1)チェンジングエリアの設置及び運用手順

添付資料 1.16.1 重大事故等対処設備の電源構成図
添付資料 1.16.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料 1.16.3 重大事故等発生時における中央制御室の被ばく評価に係る事象の選定について
添付資料 1.16.4 中央制御室待避室使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度について
添付資料 1.16.5 炉心損傷の判断基準について
添付資料 1.16.6 全交流動力電源喪時の中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉処置について
添付資料 1.16.7 可搬型照明を用いた場合の中央制御室の監視操作について
添付資料 1.16.8 チェンジングエリアについて
添付資料 1.16.9 中央制御室内に配備する資機材の数量について
添付資料 1.16.10 運転員等の交代要員体制の被ばく評価について
添付資料 1.16.11 交代要員の放射線防護と移動経路について
添付資料 1.16.12 操作手順の解釈一覧

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等

【要求事項】

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

【解釈】

1　「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a）重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。

b）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

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

1.16.1 対応手段と設備の選定

(1)対応手段と設備の選定の考え方

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

重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備※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：技術基準上全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況で使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備。

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

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

（添付資料1.16.1，1.16.2）

(2)対応手段と設備の選定の結果

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

なお，重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備及び資機材と整備する手順についての関係を表1.16.1に示す。

a.重大事故等発生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

重大事故等発生時に環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するため，全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源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

・中央制御室遮蔽

・中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット
・中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット
・中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR外気取入ダンパ(A/B)，MCR排気ダンパ(A/B)，MCR非常用外気取入ダンパ(A/B)）
・中央制御室換気空調系送風機
・中央制御室換気空調系MCR再循環送風機
・中央制御室待避室
・中央制御室待避室遮蔽
・中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置
・可搬型蓄電池内蔵型照明
・差圧計
・酸素濃度・二酸化炭素濃度計
・無線連絡設備（常設）（待避室）
・衛星電話設備（常設）（待避室）
・データ表示装置（待避室）
・常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機【常設】及び第二ガスタービン発電機【常設】）
・中央制御室非常用照明
・カードル式空気ボンベユニット

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

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備は以下のとおり。

・乾電池内蔵型照明
・非常用照明
・防護具及びチェンジングエリア設営用資機材

(b) 重大事故等対処設備，設計基準事故対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材

審査基準及び基準規則に要求される中央制御室，中央制御室遮蔽，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニット，中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR外気取入ダンパ(A/B)，MCR排気ダンパ(A/B)， MCR非常用外気取入ダンパ(A/B)），中央制御室待避室，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置，可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計，無線連絡設

備（常設）（待避室），衛星電話設備（常設）（待避室），データ表示装置，及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備と位置づける。

中央制御室非常用照明，及び中央制御室換気空調系送風機は設計基準対象施設である。

中央制御室換気空調系 MCR 再循環送風機は，設計基準事故対処設備である。

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

・カードル式空気ボンベユニット

カードル式空気ボンベユニットは，6 号及び 7 号炉の非同時ベントを想定した際に，中央制御室待避室に必要空気量を供給する設備であるため，自主対策設備とする。

なお，防護具及びチェンジングエリア設営用資機材については，資機材であるため重大事故等対処設備とはしない。

b. 手順等

上記のa. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（表1.16.2，表1.16.3）。

これらの手順は，運転員及び復旧班要員※3の対応として全交流動力電源喪失の対応手順等に定める。また，保安班要員※4の対応として汚染の持ち込みを防止するための手順に定める。

※3　復旧班要員：緊急時対策要員のうち応急復旧計画の立案と措置，電源機能等喪失時の措置を行う要員をいう。

※4　保安班要員：緊急時対策要員のうち所内外の放射線・放射能の状況把握，被ばく・汚染管理を行う要員をいう。

1.16.2　重大事故等発生時の手順

1.16.2.1　居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合において，中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な設備として，6号及び7号炉中央制御室換気空調系に外気との隔離を行うための隔離ダンパをそれぞれ設置するとともに，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニットを設置し，放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給することで，中央制御室空調バウンダリ全体を陽圧化する。

さらに格納容器圧力逃がし装置を使用した際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減させるための設備として，中央制御室バウンダリエリアの内側に中央制御室待避室を設置する。中央制御室待避室は遮蔽及び中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置により，居住性を高めた設計とする。中央制御室，中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ構成を図1.16.2に示す。

なお，重大事故等発生時の中央制御室の居住性に係る被ばく評価については，炉心損傷が早く格納容器内の圧力が高く推移する事象が中央制御室の運転員の被ばく評価上最も厳しくなる事故シーケンスとなることから，「大LOCA＋注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」（代替循環冷却を使用しない場合）を選定する。

（添付資料1.16.3）

中央制御室待避室を使用する場合，居住性確保の観点より，中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の18%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の0.5%を上回るおそれがある場合は，中央制御室待避室内に設置する給気弁・排気弁で酸素濃度・二酸化炭素濃度を調整する。

（添付資料1.16.4）

中央制御室待避室への酸素の供給は空気ボンベで行い，6号及び7号炉の格納容器圧力逃がし装置を時間差で使用した場合においても基準値を逸脱することはない設計となっている。

なお，これらの運用解除については，緊急時対策所本部との協議の上，中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

(1) 中央制御室換気空調系設備の運転手順等

環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため，中央制御室換気空調系再循環運転モードの使用，又は中央制御室

内を中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットで加圧を行い，隣接区域からの放射性物質のインリークを防止する。

全交流動力電源が喪失した場合は，代替交流電源設備により受電し，系統構成実施後に中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットを起動する。

a. 中央制御室換気空調系再循環運転モード手順

中央制御室換気空調系は，重大事故等発生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，通常運転モード又は再循環運転モードで運転しており，原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えい等により，通常運転モードから再循環運転モードに切替わり，環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護する。

重大事故等発生時の炉心損傷前の段階において，中央制御室換気空調系隔離信号が発生し，中央制御室換気空調系が通常運転モードから再循環運転モードへ切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

中央制御室換気空調系の電源が，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1次冷却材の漏えい等により，原子炉区域排気放射能高高信号又は燃料取替エリア放射能高高信号による中央制御室換気空調系隔離信号の発信を確認した場合。

(b) 操作手順

中央制御室換気空調系が通常運転モードから再循環運転モードに切替わる手順の概要は以下のとおり。中央制御室換気空調系概要図を図1.16.1に示す。

① 当直副長は手順着手の判断に基づき，中央制御室運転員に中央制御室換気空調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Bは，中央制御室換気空調系隔離信号の発信を確認するとともに，中央制御室換気空調系排風機の停止，中央制御室換気空調系給排気隔離弁すべての全閉，MCR再循環送風機の起動，中央制御室換気空調系が再循環運転モードであることを確認する。

(c)操作の成立性

上記の中央制御室の対応は，6号及び7号炉それぞれ中央制御室運転員1名の計2名で実施し，約5分で対応可能である。

b.炉心損傷判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

炉心損傷時に，環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニットにて，放射性物質を取り除いた後の外気を中央制御室へ供給し，中央制御室空調バウンダリ全体を陽圧化する。

交流動力電源が正常な場合において，中央制御室換気空調系の運転モードは通常運転モードと再循環運転モードの2種類が考えられるため，それぞれの運転モードから重大事故等発生時に使用する中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットへの切替手順を整備する。

(a)手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1。

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

(添付資料1.16.5)

(b)操作手順

中央制御室換気空調系の運転モードにより,使用する手順書を選定する。

・中央制御室換気空調系が通常運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットへの切替手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気空調系概要図を図1.16.1に，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニットの構成を図1.16.3に，6号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニットの配置を図1.16.4に,7号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニットの配置を図1.16.5に示す。

① 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき運転員に中央制御室換気空調系の停止・隔離，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの起動を指示する。

② 中央制御室運転員Bは,中央制御室にて中央制御室換気空調系排風機を停止し，中央制御室換気空調系送風機を停止する。
中央制御室換気空調系送風機停止後に，換気空調補機非常用冷却水系の停止を確認する。

③ 中央制御室運転員Bは,中央制御室にて中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR外気取入ダンパ(A/B)，MCR排気ダンパ(A/B)）を閉操作し，中央制御室を換気隔離する。

④ 現場運転員E及びFは，コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットを起動することで中央制御室の陽圧化を開始する。

⑤ 当直副長は，中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持するよう，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの流量調整を指示する。

⑥ 現場運転員E及びFは，コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室と隣接区画の差圧を確認しながら中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの流量を調整し，中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持する。（中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの流量調整は，起動時に調整後は再調整不要）

・中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットへの切替手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気空調系概要図を図1.16.1に，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニットの構成を図1.16.3に，6号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニットの配置を図1.16.4に，7号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニットの配置を図1.16.5に示す。

① 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき運転員に中央制御室換気空調系隔離の確認，中央制御室換気空調系の停止，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの起動を指示する。

② 中央制御室運転員Bは，中央制御室にて中央制御室の換気空調系が隔離されていることを確認する。

③ 運転員Bは，中央制御室にて中央制御室換気空調系再循環送風機を停止し，中央制御室換気空調系送風機を停止する。
中央制御室換気空調系送風機停止後に，換気空調補機非常用冷却水系の停止を確認する。

④ 現場運転員E及びFは，コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットを起動することで中央制御室の陽圧化を開始する。

⑤ 当直副長は，中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持するよう，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの流量調整を指示する。

⑥ 現場運転員E及びFは，中央制御室にて中央制御室と隣接区画の差圧を確認しながら中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの流量を調整し，中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持する。（中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの流量調整は，起動時に調整後は再調整不要）

(c)操作の成立性

上記の中央制御室換気空調系から中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットへの切替操作は，炉心損傷判断後に6号及び7号炉それぞれ中央制御室運転員2名，現場運転員2名の計8名で実施し，中央制御室における換気空調系の停止，隔離操作は約10分，現場におけるブロワユニット起動操作は約30分で対応可能である。

c. 中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

全交流動力電源喪失等により，中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止して復旧の見込みがない場合には，中央制御室の居住性を確保するため，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットを起動する手順を整

備する。全交流動力電源喪失により，中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止した場合は，常設代替交流電源設備より中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの電源を受電し，起動を実施する。

(a)手順着手の判断基準

中央制御室換気空調系再循環運転モードが停止し，復旧の見込みがない場合。

(b)操作手順

中央制御室の居住性を確保するため，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットを起動する手順の概要は以下のとおり。中央制御室換気空調系概要図を図1.16.1に，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニットの構成を図1.16.3に，6号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニットの配置を図1.16.4に，7号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニットの配置を図1.16.5に示す。

① 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき運転員に中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの起動操作を指示する。全交流動力電源喪失が原因で再循環運転モードが停止している場合は，常設代替交流電源設備による非常用母線（AM用MCC含む）の受電操作が完了していることを確認し，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの起動操作を指示する。

② 中央制御室運転員Bは，中央制御室にて中央制御室換気空調系送風機，再循環送風機の停止を確認する。

③ 中央制御室運転員Bは，中央制御室にて中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR外気取入ダンパ(A/B)，MCR排気ダンパ(A/B)）を閉操作し，中央制御室を換気隔離する。（中央制御室にて閉操作不可の場合は，現場運転員E及びFは，中央制御室送・排風機室にて当該弁を手動閉操作し，中央制御室の換気空調系を隔離する。）

④ 現場運転員E及びFは，コントロール建屋計測制御電源盤区域(B)送・排風機室にて中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット，中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口を仮設ダクトで接続し，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットを起動することで中央制御室の陽圧化を開始する。

⑤　当直副長は，中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持するよう，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの流量調整を指示する。

⑥　現場運転員E及びFは，中央制御室にて中央制御室と隣接区画の差圧を確認しながら中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの流量を調整し，中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持する。（中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの流量調整は，起動時に調整後は再調整不要）

(c)操作の成立性

上記の中央制御室換気空調系再循環運転モード停止による中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの起動操作は，常設代替交流電源受電後に6号及び7号炉それぞれ中央制御室運転員2名，現場運転員2名の計8名で実施（中央制御室換気空調系給排気隔離弁を現場手動で全閉操作する場合は，6号及び7号炉それぞれ現場運転員2名の計4名で実施）する。中央制御室における換気空調系の隔離操作は約10分，現場におけるブロワユニット起動操作は約30分で対応可能である。（中央制御室換気空調系給排気隔離弁を現場手動で全閉操作する場合の作業は約60分で対応可能である。（換気空調系の隔離現場操作約30分＋ブロワユニット起動操作約30分））

中央制御室換気空調系再循環運転モード停止時に炉心損傷を判断した場合は，速やかに中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットを起動する必要があるが，炉心損傷を判断していない場合は，原子炉及び使用済燃料プールの安全確保を優先的に対応し，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が許容濃度に到達する前までに実施する。

なお，全交流動力電源喪失＋直流電源喪失においても，非常用電源の復電手順が異なるが，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットを起動する手順は変わらない。

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

（添付資料1.16.6）

d. 中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順

中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が上昇した場合、中央制御室換気空調系再循環運転モードから中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替を実施する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

中央制御室換気空調系再循環運転モード使用時に中央制御室内放射線量が上昇した場合。

(b) 操作手順と (c) 操作の成立性は，再循環運転モードから中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替操作であるので1.16.2.1(1)b.炉心損傷判断時の中央制御室可搬型陽圧化空調機起動手順の「中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転している場合の中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットへの切替手順の概要」と同様である。

(2) 中央制御室待避室の準備手順

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に待避する中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置により加圧し，中央制御室待避室の居住性を確保するための手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1で，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットによる中央制御室の陽圧化を実施した場合。

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

(添付資料1.16.5)

b. 操作手順

中央制御室待避室の陽圧化設備による加圧手順の概要は以下のとおり。中央制御室待避室を加圧するための空気ボンベ陽圧化装置の概要を図1.16.6に示す。

① 当直副長は，炉心損傷時の中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットによる中央制御室内の加圧操作後に，中央制御室待避室の加圧準備を指示する。

② 現場運転員E及びFは，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットによる中央制御室内の加圧操作後に，コントロール建屋1階通路，廃棄物処理建屋1階通路に設置した中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置空気ボンベ元弁を開操作し，中央制御室待避室の加圧準備を完了する。

③ 当直副長は，格納容器圧力逃がし装置を使用する約30分前，又は現場運転員C及びDに格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し，現場運転員C及びDが現場へ移動開始した時に，現場運転員E及びFに中央制御室待避室の加圧を指示する。

④ 運転員E及びFは，中央制御室待避室内に設置された中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置空気給気第一，第二弁を開操作し，中央制御室待避室の陽圧化を開始する。（図1.16.6中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置概要）

⑤ 当直副長は，運転員に中央制御室待避室の圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持するよう指示する。

⑥ 現場運転員E及びFは，中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら，中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置空気供給差圧調整弁を操作し，中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持する。

c.操作の成立性

中央制御室待避室の加圧準備操作は，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット起動後に，常設代替交流電源の起動操作を行わない号炉の現場運転員2名で実施し，約30分で対応可能である。

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（格納容器圧力逃がし装置を使用する約30分前，又は現場運転員C及びDに格納容器圧力逃がし装置の一次隔離弁の開操作を指示し，現場運転員C及びDが現場へ移動開始した時），約5分で対応可能である。

自主対策設備のカードル式空気ボンベユニットの運用は，参集した復旧班要員がカードル式空気ボンベユニットを廃棄物処理建屋1階に設置している中央制御室待避室陽圧化系統配管と屋外にて接続し，中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置カードル式空気ボンベユニット接続弁（1弁）を開操作することで，カードル式空気ボンベユニットの空気を中央制御室待避室

へ供給する。カードル式空気ボンベユニットからの空気の供給により，格納容器の非同時ベントを行った場合においても運転員が中央制御室待避室に留まることができる設計である。

なお，中央制御室待避室が建屋内の空気ボンベによって陽圧化されている時に，カードル式空気ボンベユニットを接続する場合も，空気ボンベの下流側に設置されている圧力調整ユニットにより系統圧力が制御されるため，中央制御室待避室に影響がでることはない。

(3) 中央制御室の照明を確保する手順

中央制御室の居住性確保の観点から，中央制御室の照明が使用できない場合において，可搬型蓄電池内蔵型照明により照明を確保する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流電源喪失や電気系統の故障により，中央制御室の照明が使用できない場合。

b. 操作手順

全交流動力電源喪失時の可搬型蓄電池内蔵型照明の設置手順の概要は以下のとおり。

① 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に中央制御室の照明を確保するため，可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯の確認，可搬型蓄電池内蔵型照明の設置を指示する。

② 中央制御室運転員Bは，可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯を確認し，可搬型蓄電池内蔵型照明を設置し，中央制御室の照明を確保する。

③ 当直副長は，代替交流電源設備による非常用母線の受電操作が完了していることを確認し，運転員に中央制御室非常用照明の点灯確認を指示する。

④ 中央制御室運転員Bは，中央制御室にて中央制御室非常用照明の点灯を確認する。

c. 操作の成立性

上記の可搬型蓄電池内蔵型照明の設置・点灯操作は，代替常設交流電源受電準備完了後に6号及び7号炉それぞれ中央制御室運転員1名の計2名で実施し，約15分で対応可能である。

（添付資料1.16.7）

(4)中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

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

a.手順着手の判断

中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転中等，中央制御室換気空調系給排気隔離弁が全閉の場合で，中央制御室可搬型陽圧化空調機による中央制御室の加圧操作を実施していない場合。

b.操作手順

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

① 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。

② 現場運転員C及びDは，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて，中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。

③ 当直副長は，中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を適宜確認し，酸素濃度が許容濃度の18%を下回る，又は二酸化炭素濃度が許容濃度の0.5%を上回るおそれがある場合は，MCR非常用外気取入ダンパ(A/B)の開閉を指示する。

④ 現場運転員C及びDは，MCR非常用外気取入ダンパ(A/B)を開閉操作し，酸素濃度及び二酸化炭素濃度の調整を行う。

(添付資料1.16.4)

c.操作の成立性

上記の中央制御室の対応は，6号及び7号炉それぞれ現場運転員1名の計2名で実施し，MCR非常用外気取入ダンパ(A/B)の開操作まで行った場合でも約10分で対応可能である。

(5)中央制御室待避室の照明を確保する手順

中央制御室待避室の居住性確保の観点から，中央制御室待避室に可搬型蓄電池内蔵型照明を設置する手順を整備する。

a.手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で格納容器内のγ線線量率が，設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超えた場合，又は

格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に原子炉圧力容器温度計で300℃以上を確認した場合。

(添付資料1.16.5)

b.操作手順

中央制御室待避室に可搬型蓄電池内蔵型照明を設置する手順の概要は以下のとおり

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

② 中央制御室運転員Bは，可搬型蓄電池内蔵型照明をあらかじめ定められた場所に設置し，中央制御室待避室使用時に点灯できるよう準備する。

c.操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は，中央制御室の照明確保，原子炉への注水を実施後に6号及び7号炉それぞれ中央制御室運転員1名の計2名で実施し，中央制御室待避室データ表示装置の起動操作と合わせて，約10分で対応可能である。

(6)中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

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

a.手順着手の判断基準

運転員が中央制御室待避室へ待避した場合。

b.操作手順

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

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

② 現場運転員C及びDは，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて，中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。

③ 現場運転員C及びDは，中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を適宜確認し，中央制御室の酸素濃度が許容濃度の18%を

下回る，又は二酸化炭素濃度が許容濃度の0.5%を上回るおそれがある場合は，中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持しながら，中央制御室待避室給・排気弁を開閉操作し，酸素濃度及び二酸化炭素濃度の調整・管理を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は，運転員が中央制御室待避室へ待避した場合に6号及び7号炉現場運転員の8名うち2名で行うことが可能である。

(7) 中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順

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

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1。

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

(添付資料1.16.5)

b. 操作手順

中央制御室待避室にて，中央制御室待避室データ表示装置を起動し，監視する手順の概要は以下のとおり。データ表示装置に関するデータ伝送の概要を図1.16.7に示す。

① 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき中央制御室待避室データ表示装置の起動，パラメータ監視を指示する。

② 中央制御室運転員は，中央制御室待避室データ表示装置を電源に接続し，端末を起動し，プラントパラメータの監視準備を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室待避室の対応は，中央制御室の照明確保，原子炉への注水を実施後に6号及び7号炉それぞれ中央制御室運転員1名の計2名で実施し，中央制御室待避室データ表示装置の起動操作と合わせて，約10分で対応可能である。

(8)その他の放射線防護措置等に関する手順等

a.炉心損傷判断後に現場作業を行う際に全面マスクを着用する手順

中央制御室の運転員は，中央制御室又は中央制御室待避室に滞在中は，中央制御室・中央制御室待避室の設計上，全面マスクを着用する必要はないが，現場作業時を考慮し全面マスクを着用する手順を整備する。

(a)手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1で，その後現場作業を行う場合。

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

(添付資料1.16.5)

(b)操作手順

炉心損傷判断後に現場作業を行う際に全面マスクを着用する手順の概要は以下のとおり。

① 当直副長は，手順着手の判断基準に基づき炉心損傷判断後の現場作業において，運転員に全面マスク着用を指示する。

② 運転員は，全面マスクを着用しリークチェックを行う。

(c)操作の成立性

全交流動力電源喪失時においても，可搬型蓄電池内蔵型照明・乾電池内蔵型照明を設置し，常設代替交流電源設備から給電することで照明を確保できるため，全面マスクの装着は可能である。

b.放射線防護に関する教育等について

柏崎刈羽原子力発電所では，定期検査等においてマスク着用の機会があることから，基本的にマスクの着用に関して習熟している。

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

c. 重大事故等発生時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合，運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため，当直長は発電所長等と協議の上，長期的な保安の観点から運転員の交代要員体制を整備する。交代要員体制は，交代要員として通常勤務帯の運転員等を当直交代サイクルに充て構成する等の運用を行うことで，被ばく線量の平準化を行う。また，運転員について運転員交代に伴う移動時の放射線防護措置や，チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

（添付資料1.16.9～1.16.11）

(9) その他の手順項目について考慮する手順

常設代替交流電源受電後の原子炉注水についての手順は，「1.04　RPV低圧時に原子炉を冷却するための手順」にて整備する。

常設代替交流電源設備による中央制御室の電源への給電に関する手順は，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

中央制御室と屋内現場，緊急時対策所等通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手順は，「1.19　通信連絡に関する手順等」にて整備する。

(10) 優先順位

全交流動力電源喪失時の中央制御室の照明は，設計基準対象施設である中央制御室非常用照明を優先して使用する。中央制御室非常用照明が使用できない場合は，可搬型蓄電池内蔵型照明を設置し，照明を確保する。常設代替交流電源設備からの受電操作が完了すれば，中央制御室非常用照明へ給電を行い引き続き中央制御室の照明を確保する。

(11) 現場操作のアクセス性について

中央制御室の居住性を確保するための操作のうち現場対応操作が必要なものは，中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット起動時の以下の操作である。

- 中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットと中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットの仮設ダクトでの接続操作
- 中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットと中央制御室給気口の仮設ダクトでの接続操作
- 中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの起動操作

・全交流動力電源喪失時に中央制御室を陽圧化するための中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ(A/B)，MCR 排気ダンパ(A/B)）の手動閉操作

上記操作は，コントロール建屋計測制御電源盤区域（B）送・排風機室での操作のため当該箇所へのアクセスルートを図 1.16.8～図 1.16.10 に示す。

中央制御室待避室の居住性を確保するための操作のうち現場操作が必要なものは，空気ボンベ陽圧化装置の準備で以下の操作である。

・中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置空気ボンベ元弁の手動開操作

上記操作は，コントロール建屋 1 階通路と廃棄物処理建屋 1 階通路での操作のため，当該個所へのアクセスルートについても図 1.16.8～図 1.16.10 に示す。

上記，現場操作が必要な個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)操作の成立性について

中央制御室及び中央制御室待避室の居住性確保のための設備である中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニット，中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置の使用又は準備は，炉心損傷の確認が起因となっており，当該操作は運転員の被ばく防護の観点から，事象発生後の短い時間で対応することが望ましい。よって現状の有効性評価シーケンスにおいて，炉心損傷が起こるシーケンスである「大 LOCA＋注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」（代替循環冷却を使用しない場合）の事象発生から 300 分のタイムチャート（図 1.16.11）で作業の全体像と必要な要員数を示し,それぞれ個別の運転員のタイムチャート(図 1.16.12～図 1.16.14)で作業項目の成立性を確認した。

1.16.2.2　汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1)チェンジングエリアの設置及び運用手順

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

また，チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合は，乾電池内蔵型照明を設置する。

a.手順着手の判断基準

当直副長が，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した後，保安班長が，事象進展の状況，参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して，チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。

b.操作手順

チェンジングエリアを設置するための手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを図1.16.15に示す。

① 保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班に中央制御室の出入口付近に，チェンジングエリアを設置するよう指示する。
② 保安班要員は，チェンジングエリア設置場所の照明が確保されていない場合，乾電池内蔵型照明を設置し，照明を確保する。
③ 保安班要員は，チェンジングエリア用資機材を移動・設置し，エアーテントを展開し，床・壁等を養生シート及びテープを用い，隙間なく養生する。
④ 保安班要員は，各エリアの間にバリア，入口に粘着マット等を設置する。
⑤ 保安班要員は，簡易シャワー等を設置する。
⑥ 保安班要員は，脱衣回収箱，GM汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

c. 操作の成立性

上記の対応は，保安班要員 2 名で行い，作業開始から約 60 分で対応可能である。運用に関しては，チェンジングエリア内に掲示した案内に基づき，汚染の確認を速やかに実施することができる。

チェンジングエリアには，防護具を脱衣する脱衣エリア，要員や物品の放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア，汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け，運転員等が汚染検査及び除染を行うとともに，チェンジングエリアの汚染管理を行う。除染エリアは，サーベイエリアに隣接して設置し，除染は，ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが，拭き取りにて除染できない場合は，簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は，必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。

全交流動力電源喪失時においても，チェンジングエリアの設置及び運用を可能にするため，乾電池内蔵型照明を設置する。

（添付資料1.16.8）

表 1.16.1　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
—	居住性の確保	中央制御室	重大事故等対処設備	—
		中央制御室遮蔽		—
		中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット 中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット 中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ(A/B),MCR 非常用外気取入ダンパ(A/B), MCR 排気ダンパ(A/B)）		事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットによる中央制御室陽圧化
		可搬型蓄電池内蔵型照明		事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室，中央制御室待避室照明確保
		中央制御室待避室		事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室待避室居住性確保
		差圧計		事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室待避室居住性確保
		中央制御室待避室遮蔽		—
		中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置		事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室待避室居住性確保
		常設代替交流電源設備　※1		—
		無線連絡設備（常設） （待避室）		事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室待避室居住性確保
		衛星電話設備（常設） （待避室）		事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室待避室居住性確保
		データ表示装置（待避室）		事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室待避室居住性確保
		酸素濃度・二酸化炭素濃度計		事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室待避室居住性確保
		中央制御室非常用照明	設計基準対象施設	—
		中央制御室換気空調系送風機		設備別操作手順書 （換気空調系）
		中央制御室換気空調系 MCR 再循環送風機	設計基準事故対処設備	設備別操作手順書 （換気空調系）
		カードル式空気ボンベユニット	自主対策設備	緊急時対策本部運用要領 （多様なハザード対応要領）

※1 手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		手順書
—	汚染の持ち込み防止	乾電池内蔵型照明（チェンジングエリア）	重大事故等対処設備	事故時運転手順書 （シビアアクシデント） チェンジングエリアの設置運用
		非常用照明	設計基準対象施設	事故時運転手順書 （シビアアクシデント） チェンジングエリアの設置運用
		防護具及び チェンジングエリア設営用資機材	資機材	事故時運転手順書 （シビアアクシデント） チェンジングエリアの設置運用

表 1.16.2　重大事故等対処に係る監視計器

手順書		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットによる中央制御室陽圧化	判断基準	原子炉格納容器内の放射線線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W,S/C)
		原子炉圧力容器温度内の温度	原子炉圧力容器温度
		電源（確保）	M/C 6D 電圧 M/C 7D 電圧 P/C 6D 電圧 P/C 7D 電圧 AM 用 MCC
	操作	中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット運転状態	中央制御室差圧 ブロワユニット流量
事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室待避室居住性確保	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W,S/C)
		中央制御室待避室陽圧機能の確保	陽圧化空気ボンベ圧力
	操作	中央制御室待避室陽圧化	中央制御室待避室差圧 陽圧化空気ボンベ圧力
（シビアアクシデント） 中央制御室照明確保事故時運転手順書	判断基準	電源（喪失）	M/C 6C 電圧 M/C 6D 電圧 P/C 6C 電圧 P/C 6D 電圧 M/C 7C 電圧 M/C 7D 電圧 P/C 7C 電圧 P/C 7D 電圧
	操作	可搬型蓄電池内臓照明設置	－
		乾電池内蔵型照明の設置	－

手順書		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室待避室照明確保	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W,S/C)
	操作	可搬型蓄電池内蔵照明設置	－
		乾電池内蔵型照明の設置	－
事故時運転手順書 （シビアアクシデント） 中央制御室待避室環境監視	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W,S/C)
	操作	中央制御室内の環境監視	酸素濃度 二酸化炭素濃度
事故時運転手順書 （シビアアクシデント） チェンジングエリアの設置運用	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W,S/C)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度
	操作	チェンジングエリアの設置	GM管サーベメータ

表 1.16.3　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	号炉	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	6号炉	中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット	AM 用モータコントロールセンタ 6B
		可搬型蓄電池内蔵型照明	モータコントロールセンタ 6D-1-8
		中央制御室非常用照明	モータコントロールセンタ 6D-1-8
		可搬型空気浄化装置	モータコントロールセンタ 6D-1-7
		MCR 外気取入ダンパ(A/B)	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7
		MCR 非常用外気取入ダンパ(A/B)	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7
		MCR 排気ダンパ(A/B)	モータコントロールセンタ 6C-1-7, 6D-1-7
	7号炉	中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット	AM 用モータコントロールセンタ 7B
		可搬型蓄電池内蔵型照明	モータコントロールセンタ 7C-1-6
		中央制御室非常用照明	モータコントロールセンタ 7C-1-6
		MCR 外気取入ダンパ(A/B)	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6
		MCR 非常用外気取入ダンパ(A/B)	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6
		MCR 排気ダンパ(A/B)	モータコントロールセンタ 7C-1-6, 7D-1-6

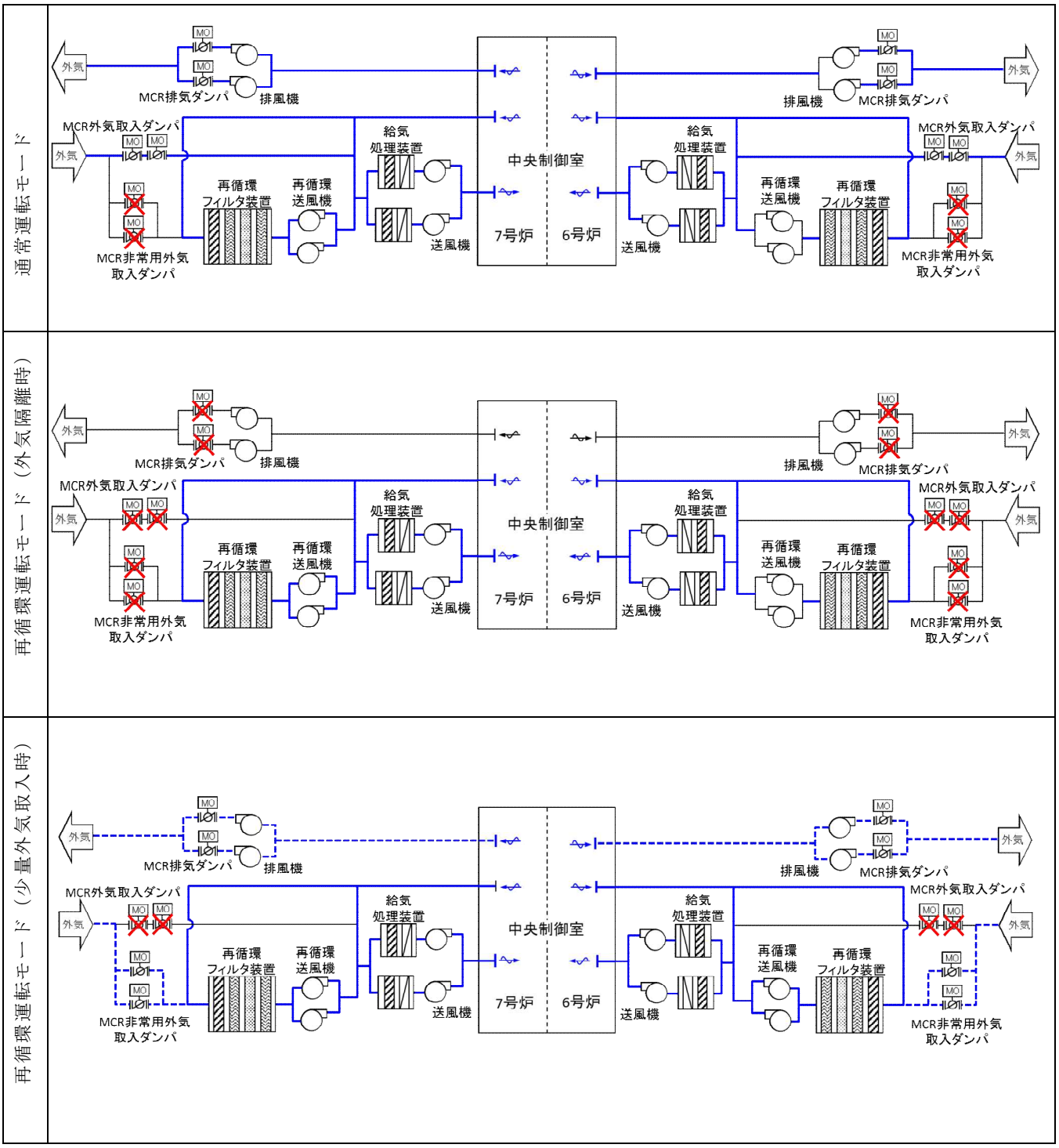


図 1.16.1　運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概要図

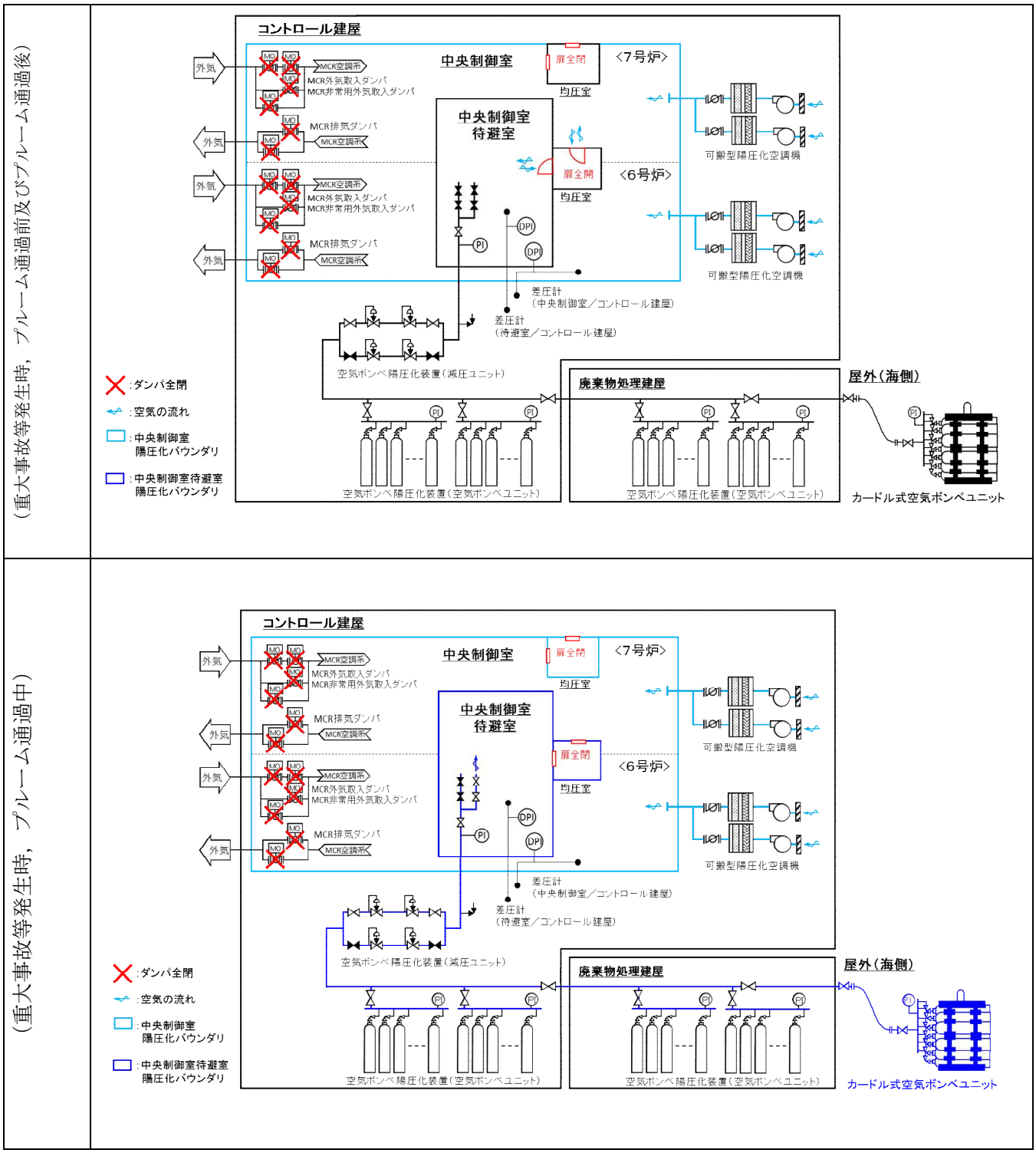


図 1.16.1　運転モード毎の中央制御室換気空調系系統概要図

図 1.16.2　中央制御室，中央制御室待避室の陽圧化バウンダリ構成図

図 1.16.3　中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニットの構成

図 1.16.4　6 号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニット配置図

図 1.16.5　7 号炉中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット・ブロワユニット配置図

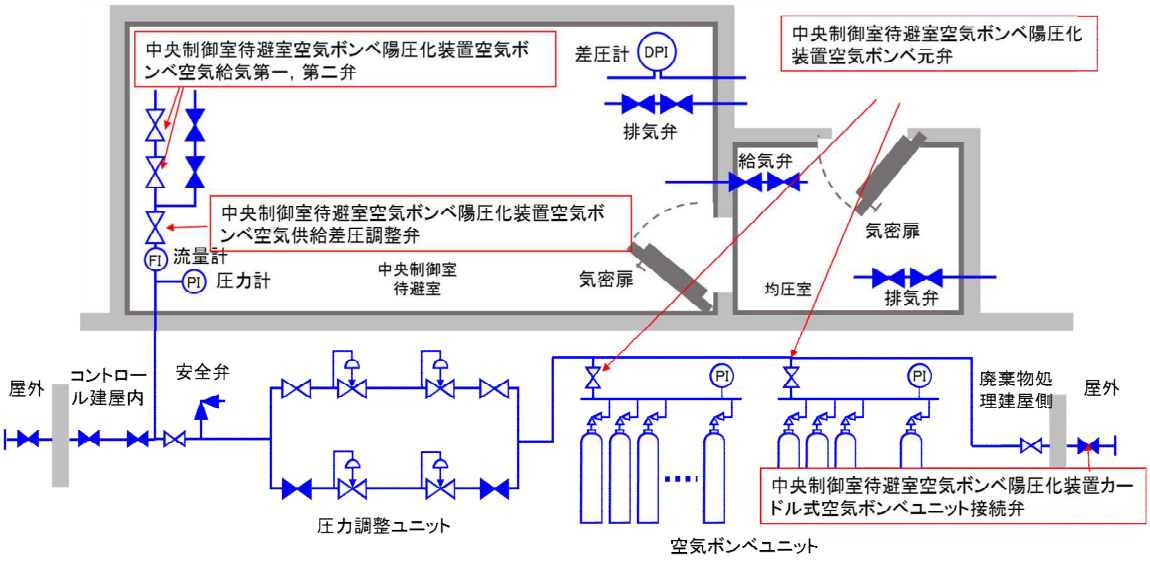


図 1.16.6　中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置概要

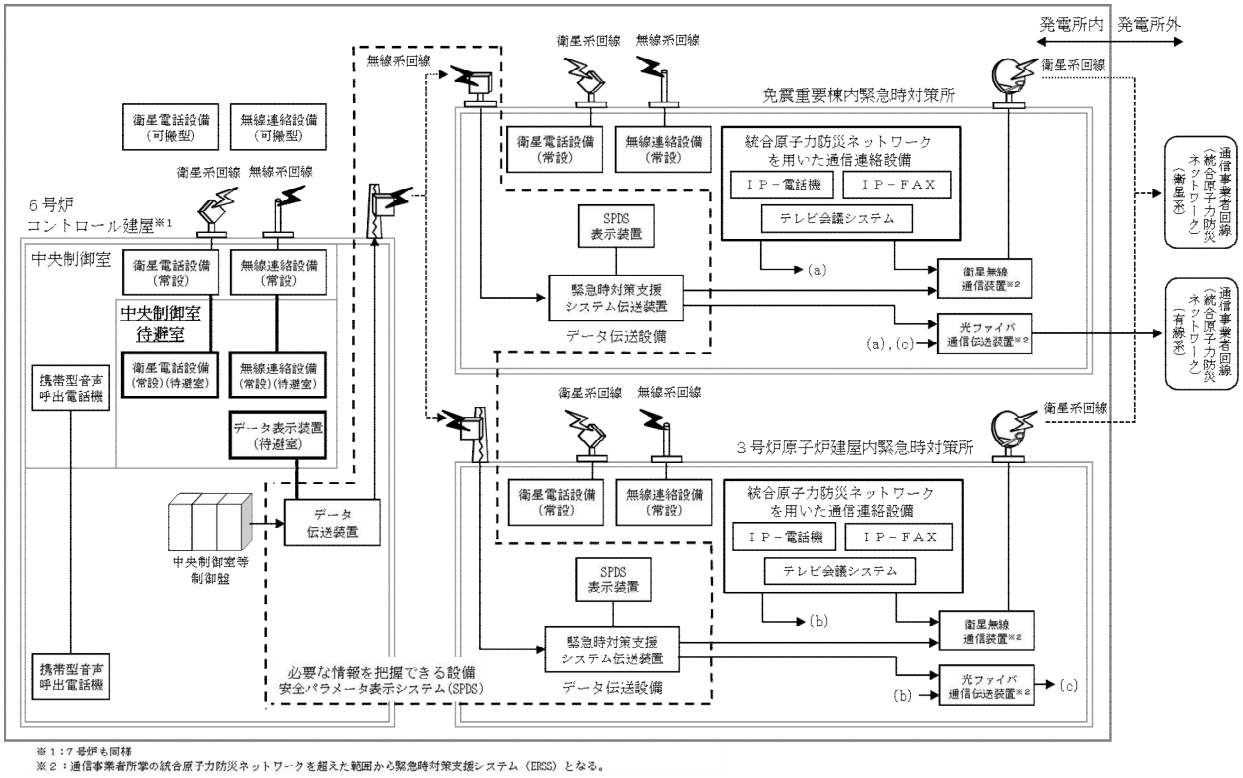


図 1.16.7　データ表示装置に関するデータ伝送の概要

図 1.16.8　現場操作アクセスルート（建屋２階）

図 1.16.9　現場操作アクセスルート（建屋１階）

図 1.16.10　現場操作アクセスルート（建屋地下１階）

操作項目	実施箇所・必要人員数 運転員（中央制御室） 6号	運転員（中央制御室） 7号	運転員（現場） 6号	運転員（現場） 7号	緊急時対策要員（現場） 6号	緊急時対策要員（現場） 7号	操作の内容	経過時間（分）	備考
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	－	－	－	－	・全給水喪失確認 ・全交流電源喪失確認 ・原子炉スクラム・タービントリップ確認	10分	
常設代替交流電源設備（建屋横付け）準備操作	（2人） A,B	（2人） a,b	－	－	－	－	・受電前準備（中央制御室）	20分	
	－	－	2人 C,D	－	－	－	・現場移動 ・第一ガスタービン発電機健全性確認	20分	
							・第一ガスタービン発電機給電準備	10分	
							・第一ガスタービン発電機起動	20分	
	－	－	2人 E,F	－	－	－	・現場移動 ・6号炉　M/C（D）受電準備	50分	
	－	－	（2人） C,D	－	－	－	・現場移動 ・6号炉　M/C（C）受電準備	50分	
	－	－	－	4人 c,d e,f	－	－	・現場移動 ・7号炉　M/C（C）（D）受電準備	50分	
常設代替交流電源設備（建屋横付け）運転	－	－	（2人） C,D	－	－	－	・第一ガスタービン発電機　運転状態確認	25分	
					2人		・現場移動 ・第二ガスタービン発電機　状態確認	30分	
	－	－	－	－			・現場移動 ・第一ガスタービン発電機　運転状態確認	適時実施	
常設代替交流電源設備からの受電操作	（1人） B	（1人） b	－	－	－	－	・M／C　受電確認	10分　10分	
	－	－	（2人） E,F	－	－	－	・6号炉　M／C（D）　受電 ・6号炉　MCC（D）　受電	10分	
	－	－	（2人） C,D	－	－	－	・6号炉　M／C（C）　受電 ・6号炉　MCC（C）　受電	10分	
	－	－	－	(4人) c,d e,f	－	－	・7号炉　M／C（C）（D）　受電 ・7号炉　MCC（C）（D）　受電	10分	
中央制御室照明確保	（1人） B	（1人） b	－	－	－	－	・可搬型蓄電池内蔵型照明の設置・点灯確認	15分	
低圧代替注水系（常設）　準備操作	（1人） A	（1人） a	－	－	－	－	・復水移送ポンプ（B，C）起動／運転確認 ・低圧代替注水系（常設）ラインアップ	15分	
	－	－	－	（2人） c,d	－	－	・現場移動 ・7号炉低圧代替注水系（常設）現場ラインアップ ※復水貯蔵槽吸込ライン切替	30分	
	－	－	（2人） C,D	－	－	－	・現場移動 ・6号炉低圧代替注水系（常設）現場ラインアップ ※復水貯蔵槽吸込ライン切替	30分	
中央制御室　圧力調整（中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット起動）	－	－	（2人） C,D	（2人） e,f	－	－	・現場移動 ・中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット起動操作	60分	
低圧代替注水系（常設）　注水操作	（1人） A	（1人） a	－	－	－	－	・残留熱除去系　注入弁操作	炉心冠水後、原子炉注水と格納容器スプレイ切替	
中央制御室待避室照明確保 中央制御室待避室データ表示装置起動操作	（1人） B	（1人） b	－	－	－	－	・中央制御室待避室照明確保 ・中央制御室待避室データ表示装置起動操作	10分	
中央制御室待避室の準備操作	－	－	－	（2人） e,f	－	－	・現場移動 ・中央制御室待避室空気ボンベ隔圧化装置空気ボンベ元弁開	30分	中央制御室待避室の加圧開始は，格納容器圧力逃がし装置を作動させる30分前又は格納容器圧力逃し装置作動を指示し，現場運転員が現場へ移動した場合に開始する。
代替格納容器スプレイ操作	（1人） A	（1人） a	－	－	－	－	・残留熱除去系　スプレイ弁操作	原子炉注水と格納容器スプレイ切替	
格納容器薬品注入操作（解析上考慮せず）	－	－	（2人） E,F	（2人） c,d	－	－	・現場移動 ・格納容器スプレイに合わせた薬品注入	格納容器スプレイに合わせて実施	
必要人数　合計	2人 A,B	2人 a,b	4人 C,D,E,F	4人 c,d,e,f	2人				

経過時間（分）：10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 220 230 240 250 260 270 280 290 300 310 320

▽約60分　ガスタービン発電機による給電開始

▽約70分　原子炉注水開始

▽約260分　6号炉ＣＳＰ水源切替完了
※解析上のＣＳＰ残量「約1200m3」
※通常時のMUWCトリップ残量「835m3」

図 1.16.11「大 LOCA＋注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」（代替循環冷却を使用しない場合）シーケンス

操作項目	実施箇所・必要人員数 運転員（中央制御室） ６号	７号	操作の内容	経過時間（分）	備考
状況判断	２人 A，B	２人 a，b	・全給水喪失確認	10分	
			・全交流電源喪失確認		
			・原子炉スクラム・タービントリップ確認		
常設代替交流電源設備（建屋横付け）準備操作	（２人） A，B	（２人） a，b	・受電前準備（中央制御室）	２０分	
常設代替交流電源設備からの受電操作	（１人） B	（１人） b	・M／C　受電確認	10分　10分	
中央制御室照明確保	（1人） B	（1人） b	・可搬型蓄電池内蔵型照明の設置・点灯確認	15分	
低圧代替注水系（常設）　準備操作	（１人） A	（１人） a	・復水移送ポンプ（B，C）起動／運転確認 ・低圧代替注水系（常設）ラインアップ	5分	
低圧代替注水系（常設）　注水操作	（１人） A	（１人） a	・残留熱除去系　注入弁操作	炉心冠水後、原子炉注水と格納容器スプレイ切替	
中央制御室待避室照明確保 中央制御室待避室データ表示装置起動操作	（1人） B	（1人） b	・中央制御室待避室照明確保 ・中央制御室待避室データ表示装置起動操作	10分	原子炉注水後に実施し、格納容器スプレイ切替に影響がないようにする。
代替格納容器スプレイ操作	（1人） A	（1人） a	・残留熱除去系　スプレイ弁操作	原子炉注水と格納容器スプレイ切替	

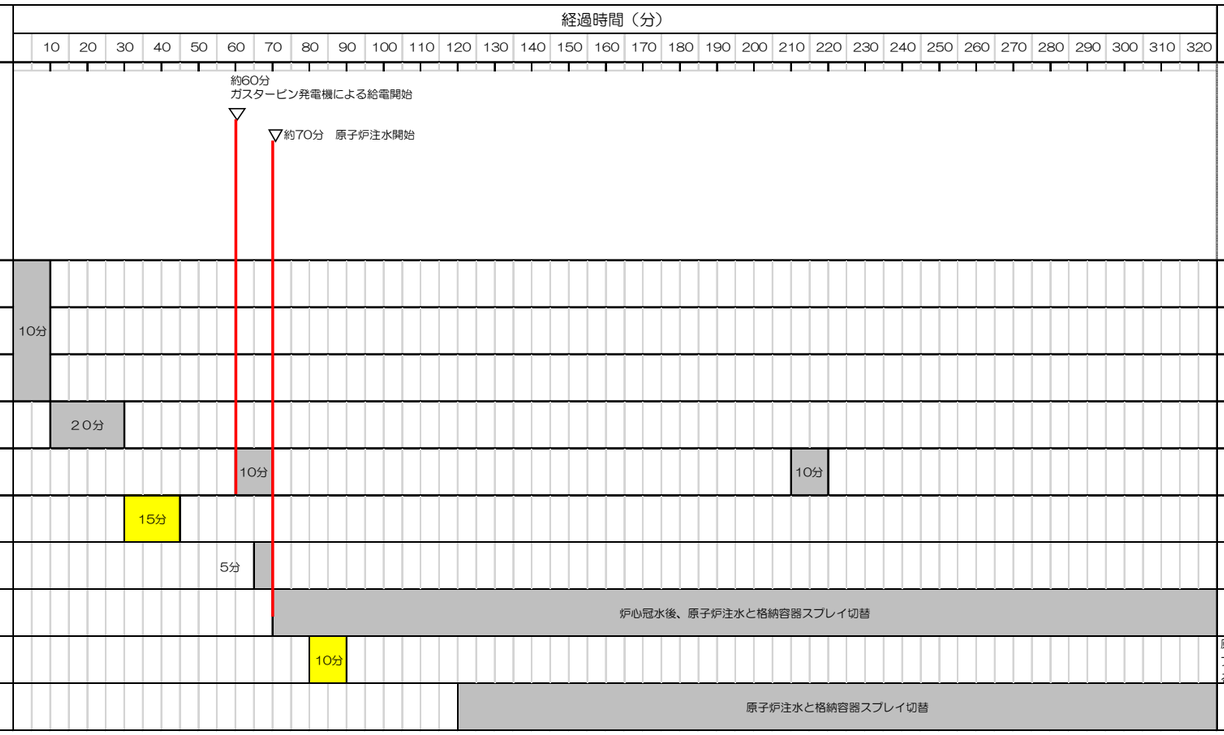


図 1.16.12　「大 LOCA＋注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」（代替循環冷却を使用しない場合）シーケンス（中央制御室運転員）

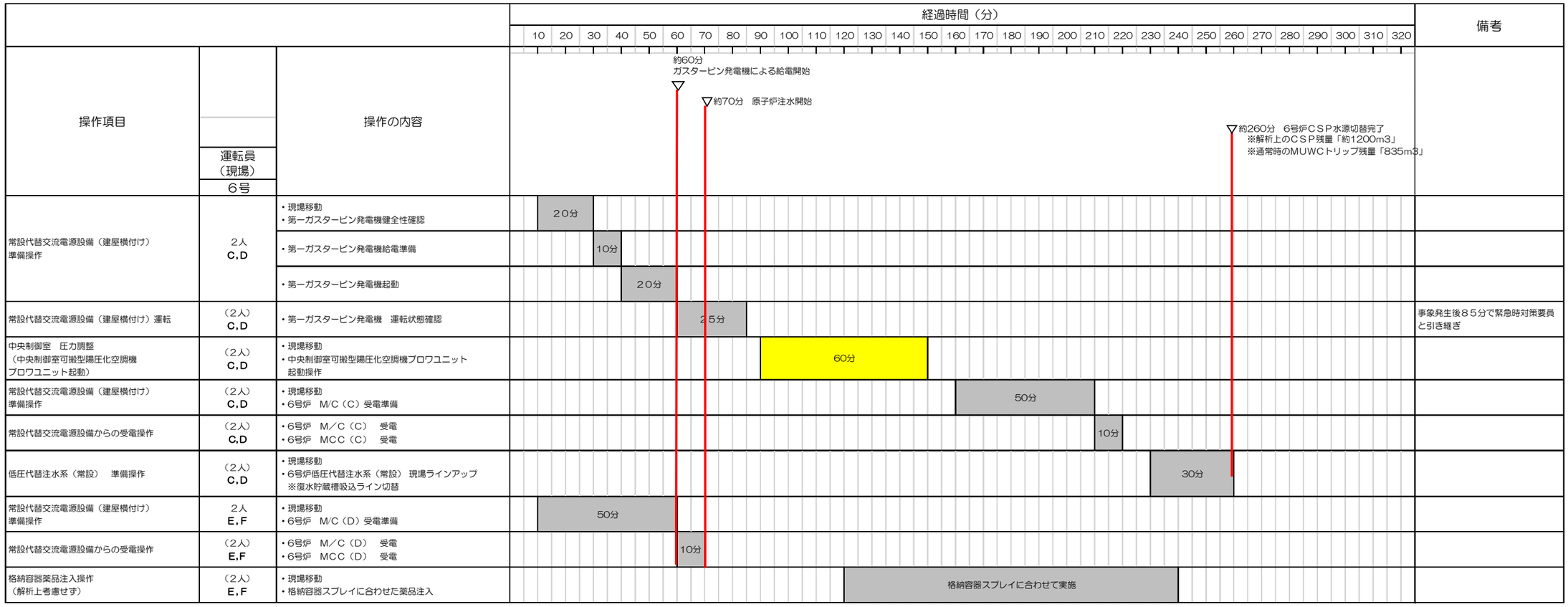


図 1.16.13　「大 LOCA＋注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」（代替循環冷却を使用しない場合）シーケンス（6 号炉現場運転員）

操作項目	運転員（現場） ７号	操作の内容	経過時間（分） 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 210 220 230 240 250 260 270 280 290 300 310 320	備考
			約60分 ガスタービン発電機による給電開始 約70分　原子炉注水開始	
常設代替交流電源設備（建屋横付け） 準備操作	4人 **c,d** **e,f**	・現場移動 ・７号炉　M/C（C）（D）受電準備	50分	
常設代替交流電源設備からの受電操作	(4人) **c,d** **e,f**	・7号炉　M／C（C）（D）　受電 ・7号炉　MCC（C）（D）　受電	10分	
低圧代替注水系（常設）　準備操作	（2人） **c,d**	・現場移動 ・7号炉低圧代替注水系（常設）現場ラインアップ ※復水貯蔵槽吸込ライン切替	30分	
格納容器薬品注入操作 （解析上考慮せず）	（2人） **c,d**	・現場移動 ・格納容器スプレイに合わせた薬品注入	格納容器スプレイに合わせて実施	
中央制御室　圧力調整 （中央制御室可搬型陽圧化空調機 ブロワユニット起動）	（2人） **e,f**	・現場移動 ・中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット 起動操作	60分	
中央制御室待避室の準備操作	（2人） **e,f**	・現場移動 ・中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置 空気ボンベ元弁開	30分	中央制御室待避室の加圧開始は，格納容器圧力逃がし装置を作動させる30分前又は格納容器圧力逃し装置作動を指示し，現場運転員が現場へ移動した場合に開始する。

図 1.16.14　「大 LOCA＋注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」（代替循環冷却を使用しない場合）シーケンス（7 号炉現場運転員）

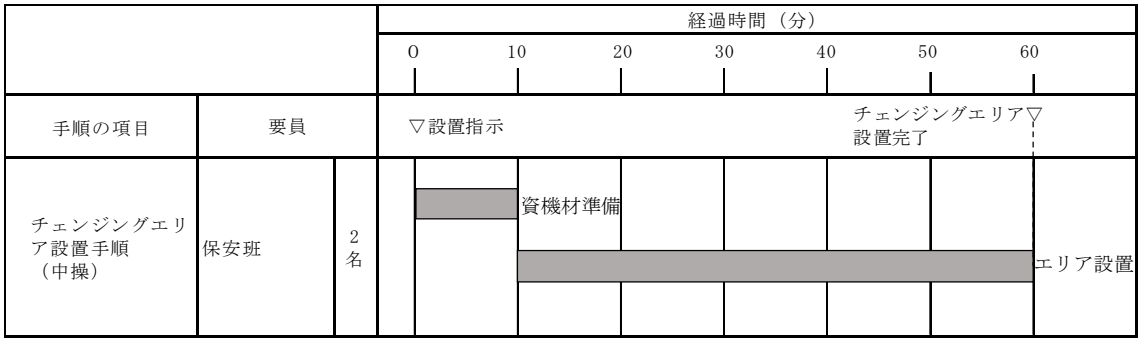


図1.16.15　中央制御室チェンジングエリア設営　タイムチャート

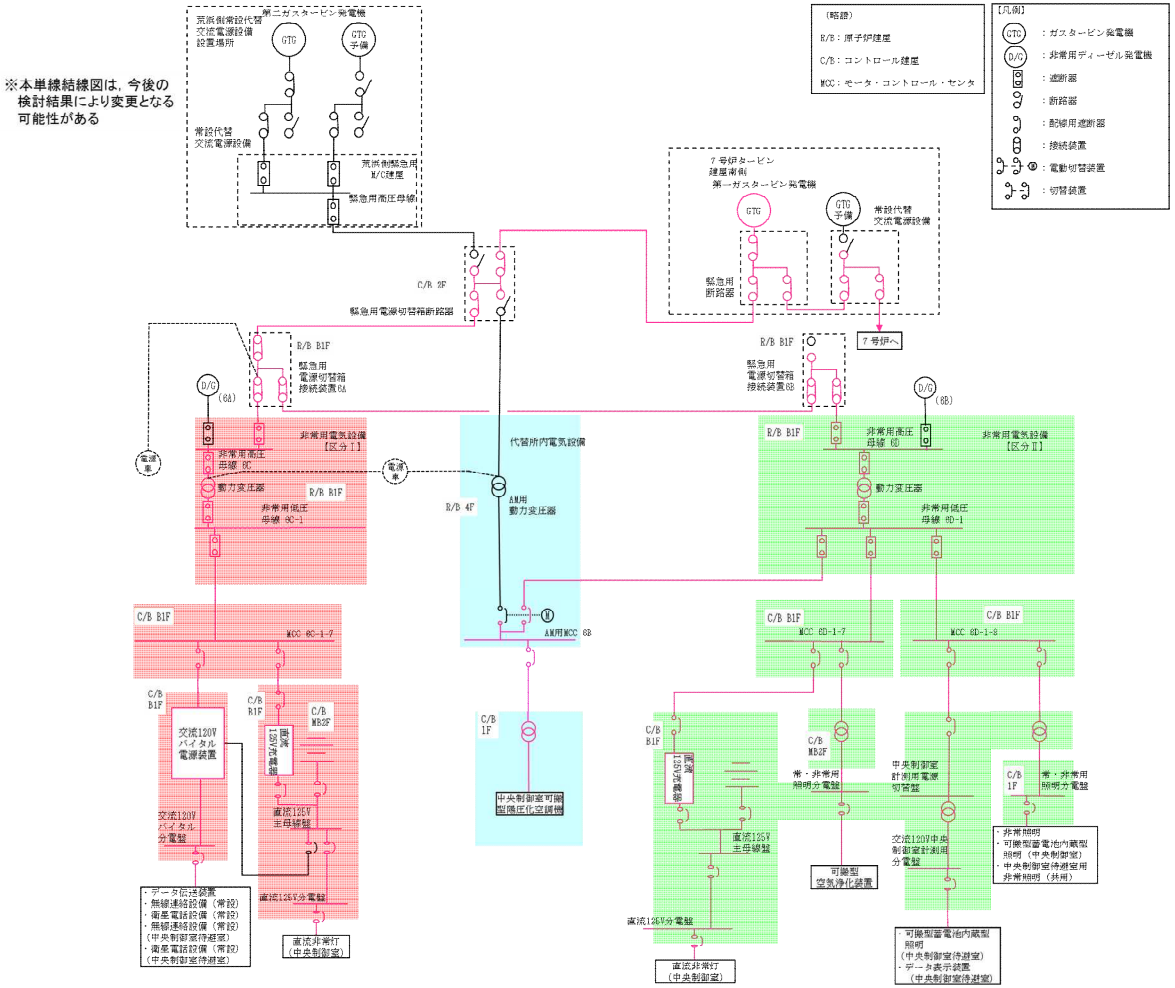


図１　６号炉中央制御室　給電系統概要図（重大事故等）

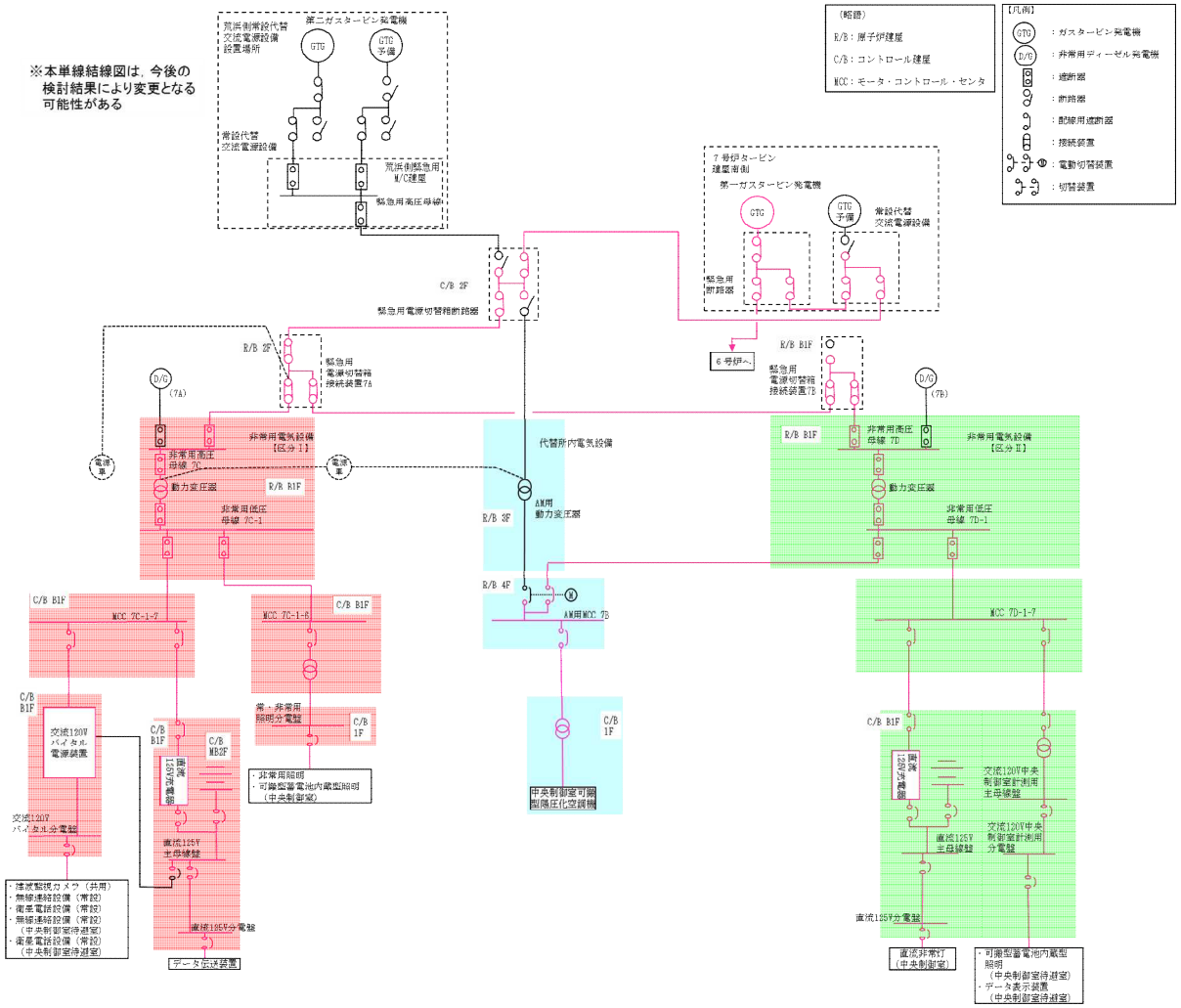


図２　７号炉中央制御室　給電系統概要図（重大事故等）

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/2)

技術的能力審査基準（1,16）	番号	設置許可基準規則（59条）	技術基準規則（74条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 第三十八条第一項の規定により設置される原子炉制御室には，重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設しなければならない。	①
【解釈】 １ 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－	【解釈】 １ 第５９条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 １ 第７４条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
ａ）重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。	②	ａ）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	ａ）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	※1
ｂ）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。 ※1原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）は、技術的能力「1.14電源の確保に関する手順等」で整理	※1	ｂ）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 本規程第３７条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7 日間で100mSv を超えないこと。	ｂ）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 設置許可基準規則解釈第３７条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7 日間で100mSv を超えないこと。	②
		ｃ）原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	ｃ）原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	③

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/2)

：重大事故対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
中央制御室換気空調系設備の運転手順等	中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット	新設	① ②	中央制御室換気空調系設備の運転手順等	中央制御室換気空調系送風機	常設	－	－	－
	中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット	新設							
	差圧計	新設							
	中央制御室換気空調系給排気隔離弁	既設			中央制御室換気空調系MCR再循環送風機	常設	－	－	－
	中央制御室	既設							
	中央制御室遮蔽	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
中央制御室待避室の準備	中央制御室待避室	新設	① ②	－	カードル式空気ボンベユニット	可搬	（参集要員で実施）	6人	自主対策とする理由は本文参照
	中央制御室待避室遮蔽	新設							
	中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置	新設							
	差圧計	新設							
中央制御室の照明確保	可搬型蓄電池内蔵型照明	新設	① ②	－	中央制御室非常用照明	常設	－	－	設計基準対処設備のため使用できたら使用する
	常設代替交流電源設備	新設							
中央制御室の酸素・二酸化炭素測定	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	新設	① ②	－	－	－	－	－	－
中央制御室待避室の照明確保	可搬型蓄電池内蔵型照明	新設	① ②	－	－	－	－	－	－
	常設代替交流電源設備	新設							
中央制御室待避室の酸素・二酸化炭素測定	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	新設	① ②	－	－	－	－	－	－
中央制御室待避室データ表示装置による監視	データ表示装置（待避室）	新設	① ②	－	－	－	－	－	－
	無線連絡設備（常設）（待避室）	新設							
	衛星電話設備（常設）（待避室）	新設							
汚染の持ち込み防止	乾電池内蔵型照明	新設	① ③	－	－	－	－	－	－
	非常用照明	既設							
	防護具及びチェンジングエリア設営用資機材	新設							

重大事故時における中央制御室の被ばく評価に係る事象の選定について

柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉においては,「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置,構造及び設備の基準に関する規則」(以下,「設置許可基準規則」）の解釈第 59 条 1b)及び技術基準の解釈第 74 条 1b)，並びに「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下，「審査ガイド」）に基づき想定する「設置許可基準規則解釈第３７条の想定する格納容器破損モードのうち，原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば，炉心の著しい損傷の後，格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合)」である「大破断ＬＯＣＡ時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンス」(以下,「大 LOCA＋ECCS 全喪失＋SBO シナリオ」）においても，格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。従って，審査ガイド 4.2（3）h.被ばく線量の重ね合わせに基づき，６号及び７号炉において同時に重大事故が発生したと想定する場合，第一に両号炉において代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。

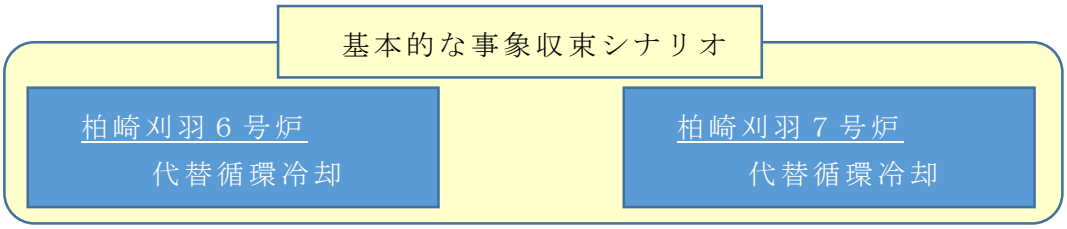


図１　基本シナリオ

しかしながら，被ばく評価においては，片方の号炉において代替循環冷却に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これを被ばく評価における基本想定シナリオとする。

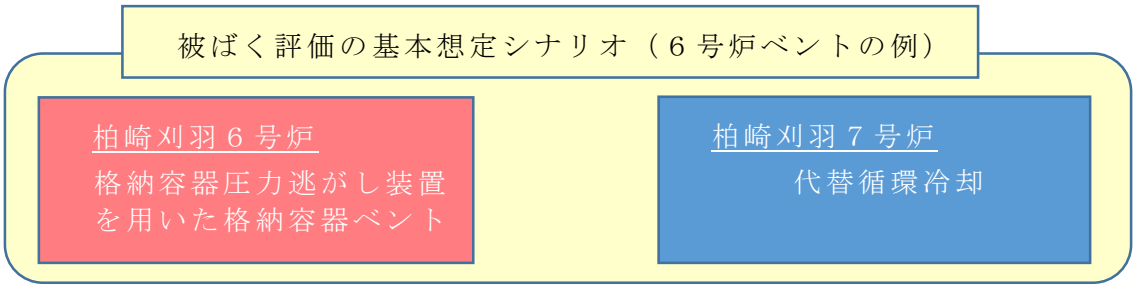


図２　被ばく評価基本シナリオ例

なお，更なる安全性向上の観点から，さらに２つのシナリオを想定して，自主的な対策を講じることとする。１つ目のシナリオとして，遮蔽設計をより厳しくする観点から，両方の号炉において代替循環冷却に失敗し，同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた遮蔽設計を行うこととする。

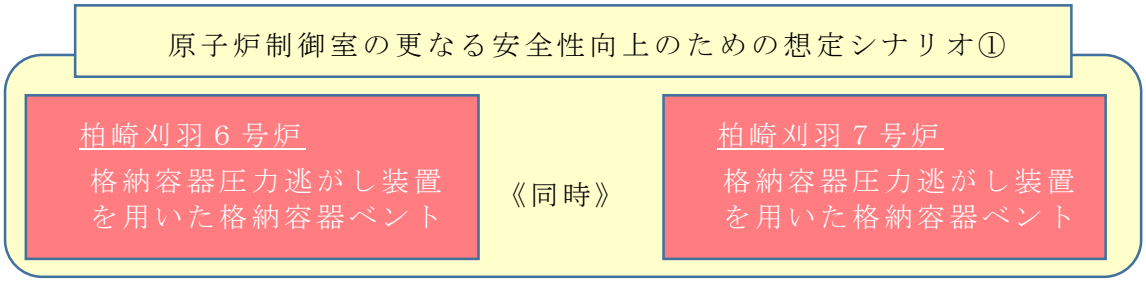


図３　安全性向上のためのシナリオ①（遮蔽）

２つ目のシナリオとして，空調設計をより厳しくする観点から，両方の号炉において代替循環冷却に失敗し，非同時に格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器ベントを行うことを想定する。これに応じた自主的な対策を講じることとする。

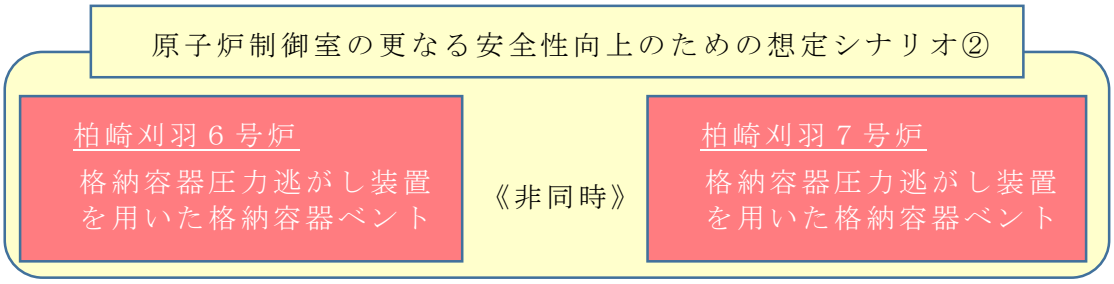


図４　安全性向上のためのシナリオ②（空調）

中央制御室待避室使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度について

格納容器圧力逃し装置使用時に待避する中央制御室待避室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の評価を,「空気調和・衛生工学便覧　空気調和設備設計」に基づき評価を実施した。

(1)必要空気供給量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数：n＝20 名

・許容二酸化炭素濃度：C＝0.5%（労働安全衛生規則）

・大気二酸化炭素濃度：C_0＝0.039%（標準大気の二酸化炭素濃度）

・呼吸による二酸化炭素発生量：M＝0.022m^3/h/人（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）

・必要換気量：Q_1＝100×M×n／（C－C_0）m^3/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

Q_1＝100×0.022×20÷(0.5－0.039)

＝95.45

≒95.5m^3/h

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数：n＝20 名

・吸気酸素濃度：a＝20.95%（標準大気の酸素濃度）

・許容酸素濃度：b＝18%（労働安全衛生規則）

・成人の呼吸量：c＝0.48m^3/h/人（空気調和・衛生工学便覧）

・乾燥空気換算酸素濃度：d＝16.4%（空気調和・衛生工学便覧）

・必要換気量：Q_1＝c×（a－d）×n／（a－b）m^3/h（空気調和・衛生工学便覧の酸素基準の必要換気量）

Q_1＝0.48×(20.95－16.4)×20÷(20.95－18.0)

＝14.81

≒14.9m^3/h

以上により，空気ボンベ陽圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の 95.5m^3/h とする。

(2)必要ボンベ本数

中央制御室待避室を 10 時間陽圧化する必要最低限のボンベ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の 95.5m^3/h 及びボンベ供給可能空気量 5.5m^3/本から下記の通り 174 本となる。なお，中央制御室待避室においては陽圧化試験を実施し必要ボンベ本数が 10 時間陽圧化維持するのに十分であることの確認を実施し，予備のボンベ容量について決定する。

・ボンベ初期充填圧力：14.7MPa（at35℃）
・ボンベ内容積：46.7L
・圧力調整弁最低制御圧力：0.89MPa
・ボンベ供給可能空気量：5.50m^3/本（at -4℃）

必要ボンベ本数＝95.5m^3/h÷5.50m^3/本×10 時間
＝173.7
≒174 本

(3)酸素濃度，二酸化炭素濃度に関する法令要求について

酸素濃度・二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法及びJEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に基づき，酸素濃度が許容濃度の18%を下回るおそれがある場合，又は二酸化炭素濃度が許容濃度の0.5%を上回るおそれがある場合に，外気をフィルタにて浄化しながら取り入れる運用としている。

酸素欠乏症等防止規則　（一部抜粋）
（定義）
第二条　この省令において，次の各号に掲げる用語の意義は，それぞれ当該各号に定めるところによる。
一　酸素欠乏　空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。
（換気）
第五条　事業者は，酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は，当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあっては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16% 12% 8% 6%	頭痛、吐き気 目まい、筋力低下 失神昏倒、７～８分以内に死亡 瞬時に昏倒、呼吸停止、死亡

（出典：厚生労働省リーフレット「なくそう！酸素欠乏症・硫化水素中毒」）

JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」（一部抜粋）

【付属書解説2.5.2】事故時の外気の取り込み
中央制御室換気空調設備の隔離が長期に亘る場合には，中央制御室内のCO_2濃度の上昇による運転員の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。
(1) 許容CO_2濃度
事務所衛生基準規則（昭和47年労働省令第43号，最終改正平成16年3月30日厚生労働省令第70号）により，事務室内のCO_2濃度は100万分の5000（0.5%）以下と定められており，中央制御室のCO_2濃度もこれに準拠する。したがって，中央制御室居住性の評価にあたっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

炉心損傷の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては，注水機能喪失により原子炉水位が有効燃料頂部（TAF）以上に維持できない場合において，原子炉水位が低下し，炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

事故時運転操作手順書（徴候ベース）では，原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位が TAF 未満となった際に，格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）を用いて，ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のγ線線量率の状況を確認し，図 1 に示す設計基準事故相当のγ線線量率の 10 倍を超えた場合を，炉心損傷の判断としている。

炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が，逃がし安全弁等を介して格納容器内に流入する事象進展を捉まえて，格納容器内のγ線線量率の値の上昇を，運転操作における炉心損傷の判断，及び炉心損傷の進展割合の推定に用いているものである。

また，福島事故時に原子炉水位計，格納容器内雰囲気放射線レベル計等の計器が使用不能となり，炉心損傷を迅速に判断出来なかったことに鑑み，格納容器内雰囲気放射線レベル計に頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており，その結果，格納容器内雰囲気放射線レベル計の使用不能の場合は，「原子炉圧力容器温度計：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉圧力容器温度は，炉心が冠水している場合には，ＳＲＶ動作圧力（安全弁機能の最大 8.20MPa［gage］）における飽和温度約 298℃を超えることはなく，300℃以上にはならない。一方，原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり，温度は飽和温度を超えて上昇するため，300℃以上になると考えられる。上記より，炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

なお，炉心損傷判断は格納容器内雰囲気放射線レベル計が使用可能な場合は，当該計器にて判断を行う。

(1)ドライウェルのγ線線量率

(2)サプレッション・チェンバのγ線線量率

図 1　SOP 導入条件判断図

全交流動力電源喪時の中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉処置について

(1)作業概要

全交流動力電源喪失時の中央制御室陽圧化のため，中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉処置を行う。

(2)必要要員数及び操作時間

必要要員数　　：2名（現場）
操作時間（想定）：30分

(3)作業の成立性

a.アクセス性

中央制御室換気空調系給排気隔離弁閉操作は，中央制御室の隣の中操空調換気空調系送・排風機室で実施するためアクセス性に問題はない。全交流動力電源喪失のため，可搬型照明の懐中電灯とヘッドライトを使用し移動する。

b.作業環境

給排気隔離弁閉処置作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はない。全交流動力電源喪失のため，一人が閉処置している間は，もう一人が懐中電灯とヘッドライトで作業者を照らす。

c.作業性

給排気隔離弁閉処置作業は，弁を閉側へ回す作業のみであり容易に操作実施可能である。

d.連絡手段

事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも中央制御室へ直接連絡が可能である。

図 1　中央制御室換気空調系給排気隔離弁配置図（6 号炉）

図 2　中央制御室換気空調系給排気隔離弁配置図（7 号炉）

可搬型照明を用いた場合の中央制御室の監視操作について

（１）可搬型蓄電池内蔵型照明を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型蓄電池内蔵型照明は，6 号炉及び 7 号炉にて 3 台使用する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。可搬型蓄電池内蔵型照明を操作箇所に応じて向きを変更することによりさらに照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型蓄電池内蔵型照明が活用できない場合のため，乾電池内蔵型照明を中央制御室に備えており，それらも活用した訓練を実施している。

表１中央制御室に配備している可搬型蓄電池内蔵型照明及び乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
可搬型蓄電池内蔵型照明 	中央制御室	３（予備１台）	・定格電圧：交流100V ・点灯可能時間：12時間以上
乾電池内蔵型照明 （ランタンタイプLEDライト） 	中央制御室	20台（６号炉，７号炉共用） （中央制御室対応として 中央制御室主盤ｴﾘｱ５台 ＋中央制御室裏盤ｴﾘｱ10台＋ 中央制御室待避室２台 ＋予備３台）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約72時間 （消灯した場合，予備を点灯させ，乾電池交換を実施する。）
乾電池内蔵型照明 （三脚タイプLEDライト） 	中央制御室	４台（６号炉，７号炉共用） （ランタンタイプLEDの補助）	電源：乾電池（単三×6） 点灯可能時間：約30時間
乾電池内蔵型照明 （ヘッドライト(ヘルメット装着用)） 	中央制御室	100台 （６号炉及び７号炉の運転員全員に配備）	電源：乾電池（単三×1） 点灯可能時間：約8時間 （管理区域での作業可能な10時間点灯できるように予備乾電池を持参する。）

可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は，図 2.5-5 に示すとおり大型表示盤から約 5m の主盤位置と約 8m の机位置に設置した場合で，直流照明の設計値である照度（1 ルクス）に対し，大型表示盤表面で約 20 ルクスの照度を確認し，監視操作が可能なことを確認している。

（※貼付画像については，印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。）

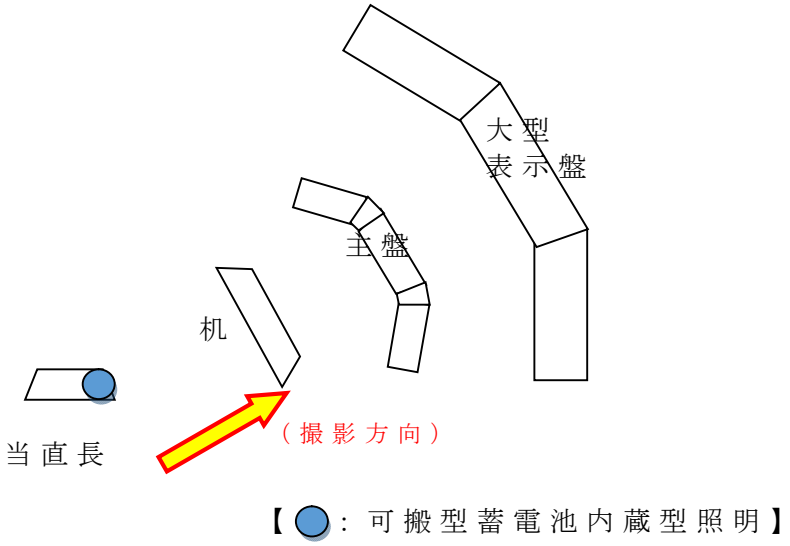
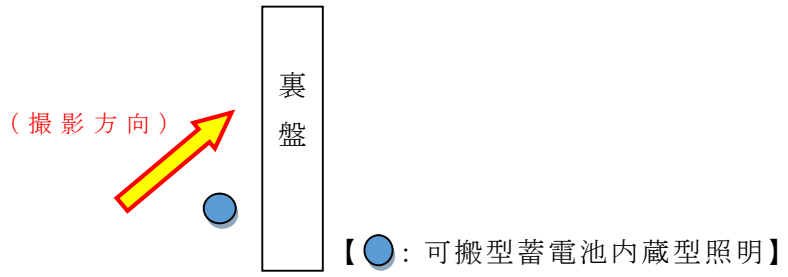
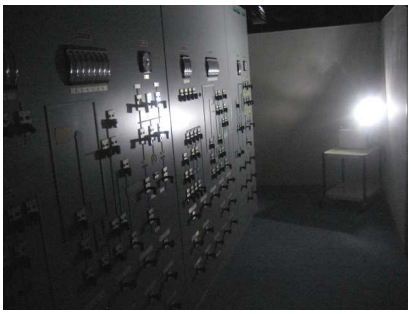


図 1　シミュレーション施設における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

同様に，重大事故等対処のための追加安全対策設備等を配置した裏盤について，図 2.5-6 に示すとおり可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は盤から約 1 m の位置に設置した場合で，制御盤表面で約 10 ルクスの照度を確認し，監視操作が可能なことを確認している。

（※貼付画像については，印刷仕上がり時に照明確認時点と同様の雰囲気となるよう補正を施してあります。）





（上記撮影を逆方向から撮影，右端が照明設備）

図 2　裏盤における可搬型蓄電池内蔵型照明確認状況

チェンジングエリアについて

(1)チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては,「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 59 条第 1 項（原子炉制御室）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第 74 条第 1 項（原子炉制御室）に基づき，原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において,原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため,モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

なお,チェンジングエリアは 6 号及び 7 号炉共用とする。

(2)チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリアからなり，中央制御室バウンダリに隣接するとともに，要員の被ばく低減の観点からコントロール建屋内に設営する。概要は表 1 のとおり。

表 1　チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	コントロール建屋 地下 1 階～2 階 東側エリア	中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける。
設営形式	（エアーテント コントロール 建屋内）	設営の容易さ及び迅速化の観点から，エアーテントを採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，保安班長が，事象進展の状況，参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して，チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	中央制御室の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合，チェンジングエリアの設営を行う。
実施者	保安班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている保安班要員が設営を行う。

(3)チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

チェンジングエリアは，中央制御室バウンダリに隣接した場所に設置する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは，図 1 のとおり。

図 1　中央制御室チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

(4)チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

a.考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，図2の設営フローに従い，図3のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。チェンジングエリアの設営は，保安班員2名で，約60分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員（休祭日・平日夜間）の保安班2名，または参集要員（10時間後までに参集）のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，保安班長が，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後，事象進展の状況，参集済みの陽員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し，速やかに実施する。

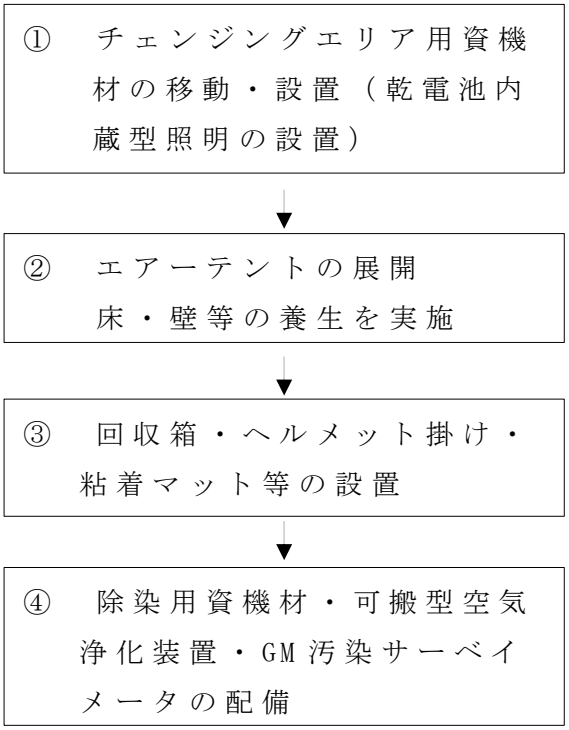


図2 チェンジングエリア設営基本フロー

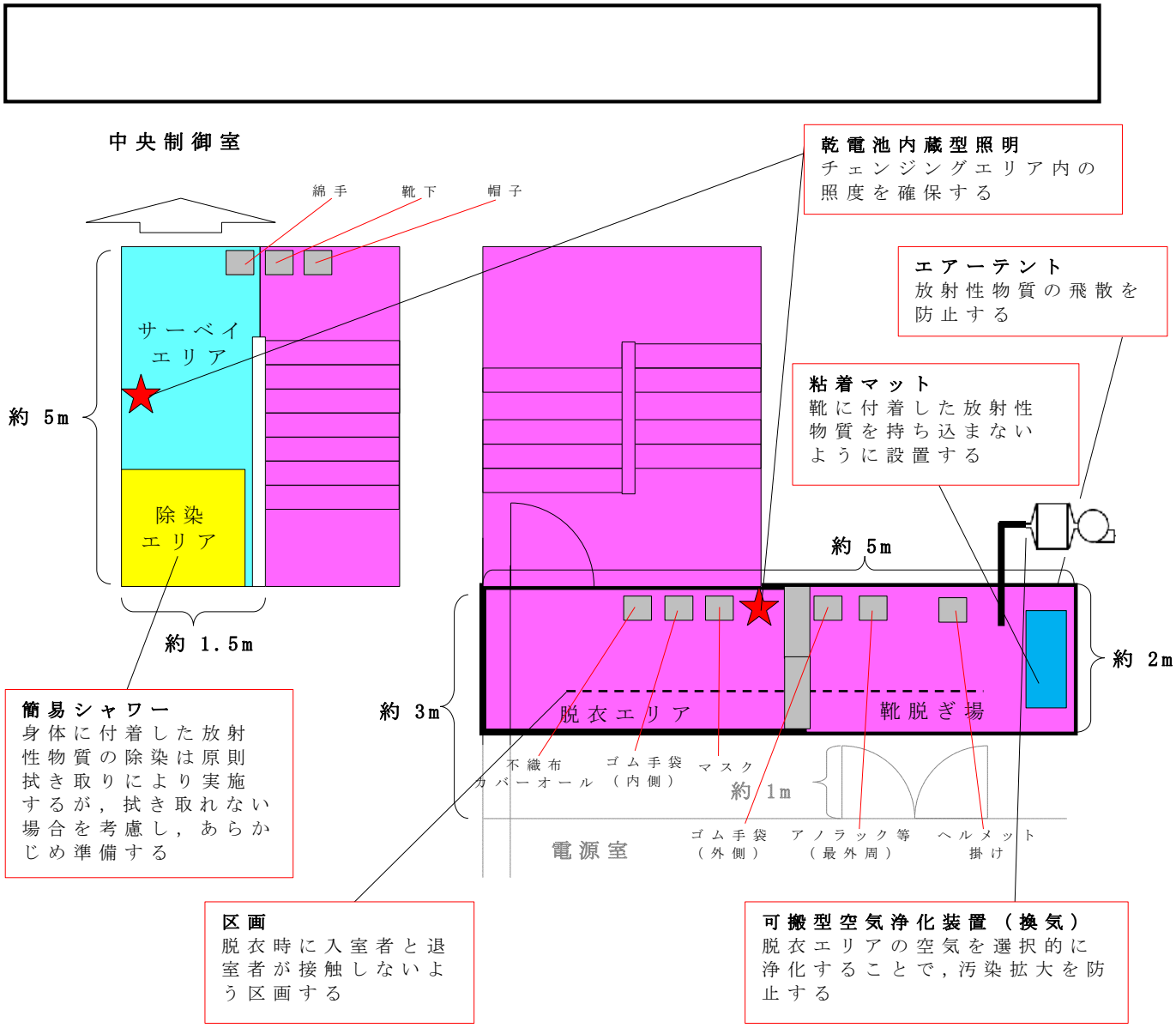


図 3　中央制御室チェンジングエリア

b. チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については，運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して，表 2 のとおりとする。チェンジグエリア用資機材は，チェンジングエリア付近に保管する。

表 2　中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量（6／7 号炉共用）	根拠
エアーテント	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2 巻	
フェンス	4 枚	
バリア	2 個	
粘着マット	2 枚	
ポリ袋	20 枚	
テープ	2 巻	
ウエス	1 箱	
ウェットティッシュ	2 巻	
はさみ	1 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 式	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	2 台（予備 1 台）	
乾電池内蔵型照明	2 台（予備 1 台）	

(5)チェンジングエリアの運用

（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，要員に汚染が確認された場合の対応，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

a.出入管理

チェンジングエリアは，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室に待機していた要員が，中央制御室外で作業を行った後，再度，中央制御室に入室する際等に利用する。中央制御室外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，中央制御室外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図3のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア。

②サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。

汚染が確認されなければ中央制御室内へ移動する。

③除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア。

b. 脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

・脱衣エリアの靴脱ぎ場で，汚染区域用靴，ヘルメット，ゴム手袋外側，アノラック等を脱衣する。

・脱衣エリアで，不織布カバーオール，ゴム手袋内側，マスク，帽子，靴下，綿手袋を脱衣する。

なお，チェンジングエリアでは，保安班要員が要員の脱衣状況を適宜確認し，指導，助言，防護具の脱衣の補助を行う。

c. 汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

・脱衣後，サーベイエリアに移動する。

・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。

・汚染基準を満足する場合は，中央制御室へ入室する。汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。

なお，保安班要員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また，保安班要員は汚染検査の状況について，適宜確認し，指導，助言をする。

d. 除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。

・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。

・再度汚染箇所について汚染検査する。

・汚染基準を満足しない場合は，簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は，汚染箇所を養生し，再度除染ができる施設へ移動する。）

e. 着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

・中央制御室内で，綿手袋，靴下，帽子，不織布カバーオール，マスク，ゴム手袋内側，ゴム手袋外側等を着衣する。

・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で，ヘルメット，汚染区域用靴等を着用する。

・保安班要員は，要員の作業に応じて，アノラック等の着用を指示する。

f. 要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は，サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については，ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが，拭き取りにて除染できない場合も想定し，汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は，図 4 のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

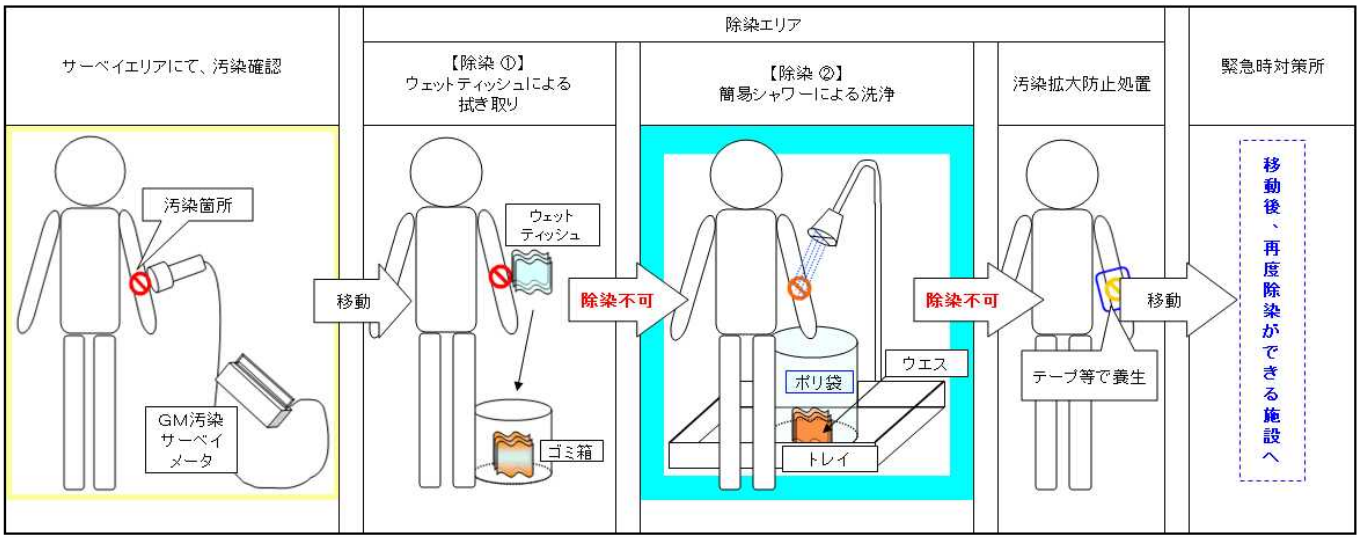


図 4　除染及び汚染水処理イメージ図

g. 廃棄物管理

中央制御室外で活動した要員が脱衣した防護具については，チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから，適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

保安班要員は，チェンジングエリア内の表面汚染密度，線量当量率及び空気中放射性物質濃度を定期的(1 回/日以上)に測定し，放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

(6)チェンジングエリアに係る補足事項

a．可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには，更なる被ばく低減のため，可搬型空気浄化装置を１台設置する。可搬型空気浄化装置は，最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化し，脱衣エリアを換気することで，中央制御室外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。中央制御室内への汚染持込防止のため可搬型空気浄化装置で換気ができていることの確認は，チェンジングエリアのエアーテント生地がしぼむ状態になっているかどうかを目視で確認する。可搬型空気浄化装置は，脱衣エリアを換気できる風量とし，仕様等を図５に示す。

なお，中央制御室は原子炉格納容器圧力逃がし装置の操作直後には，原則出入りしない運用とすることから，チェンジングエリアについても，原則利用しないこととする。したがって，チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもこの間は運用しないことから，可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし，可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから，フィルタの線量が高くなることも想定し，本体（フィルタ含む）の予備を１台設ける。なお，交換したフィルタ等は，線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

○外形寸法： 縦 380× 横 350×高 1100mm

○風量： 9m^3／min（540m^3／h）

○重量： 43Kg

○フィルタ： 微粒子フィルタ
よう素フィルタ

微粒子フィルタ

微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり，微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に，微粒子が捕集される。

よう素フィルタ

よう素フィルタのろ材は，活性炭素繊維であり，よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に，よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。

図５　可搬型空気浄化装置の仕様等

b．チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは，靴脱ぎ場及び脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は図 6 のとおりであり，仕様は表 3 のとおり。チェンジングエリア内面は，必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし，一時閉鎖となる時間を短縮している。

図 6　エアーテントの外観

表 3　エアーテントの仕様

エアーテント	
サイズ	幅 2m×奥行 5m×高さ 2m 程度
本体重量	約 50kg
サイズ（折り畳み時）	80cm×80cm×50cm 程度
送風時間（高圧ボンベ※）	約 3 分

※手動及びブロワによる送風による展開も可能な設計とする。

c．チェンジングエリアへの空気の流れ

中央制御室チェンジングエリアは，一定の気密性が確保されたコントロール建屋内に設置し，図 7 のように，汚染の区分ごとに空間を区画し，汚染を管理する。

また，更なる被ばく低減のため，可搬型空気浄化装置を 1 台設置する。可搬型空気浄化装置は，脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し，ホットエリアを換気することで脱衣による汚染拡大を防止するとともに，チェンジングエリア周辺を循環運転することによりチェンジングエリア周辺の放射性物質を低減する。

図 7 のようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで，中央制御室に汚染を持ち込まないよう管理を行う。

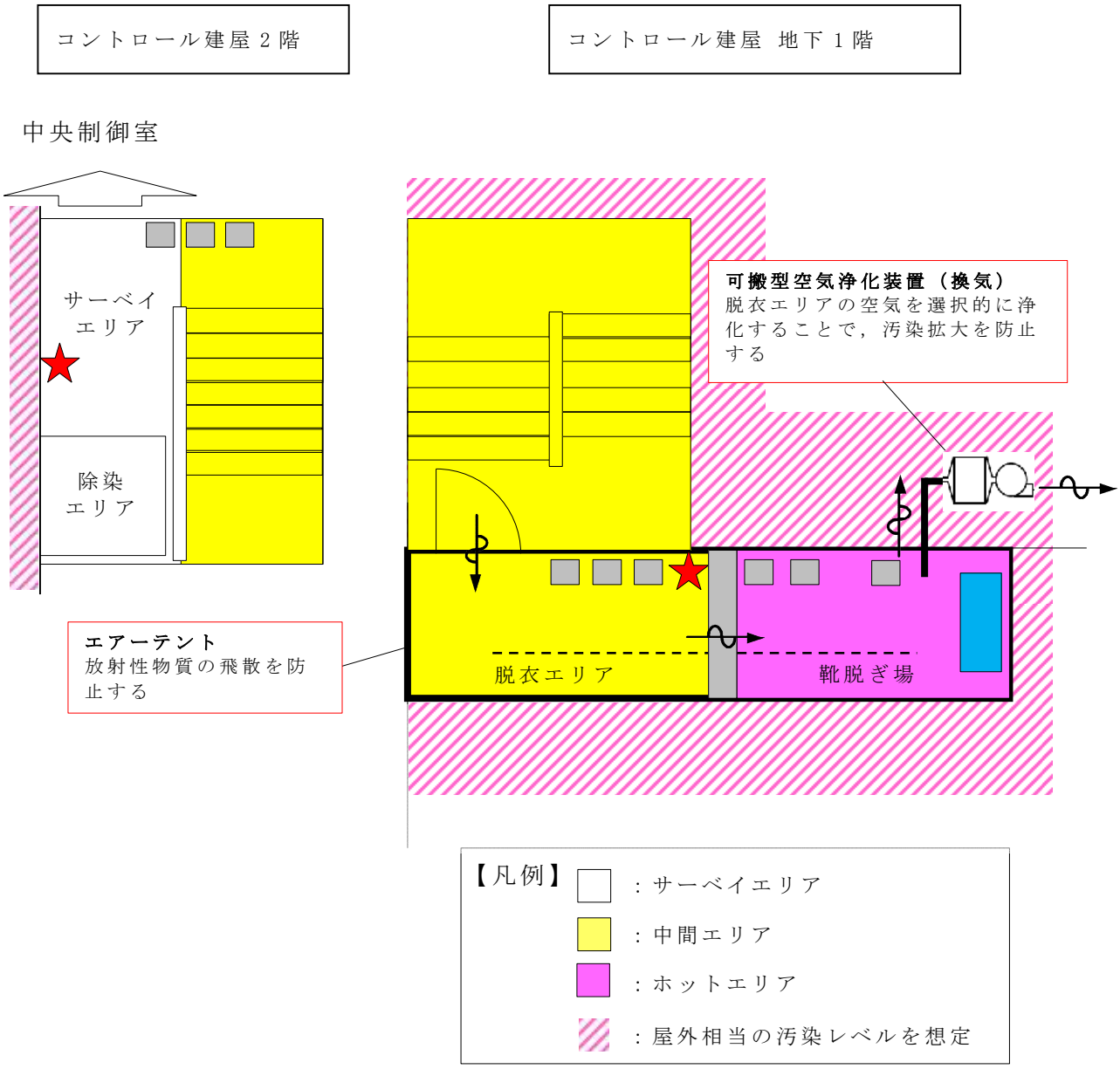


図 7　中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

d. チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

中央制御室に入室しようとする要員に付着した汚染が，他の要員に伝播することがないようサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は，汚染箇所を養生するとともに，サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は，速やかに養生シートを張り替える等により，要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。

また，中央制御室への入室の動線と退室の動線を養生シート等で区画することで，脱衣時の接触を防止する。さらに，脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで，脱衣する要員同士の接触を防止する。なお，中央制御室から退室する要員は，防護具を着用しているため，中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても，汚染が身体に付着することはない。

(7) 汚染の管理基準

表 4 のとおり，状況に応じた汚染の管理基準を運用する。ただし，サーベイエリアのバックグラウンドに応じて，表 4 の管理基準での運用が困難となった場合は，バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表 4　汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	根拠等
状況①	屋外(発電所構内全般)へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1，300cpm (4Bq/cm^2)	法令に定める表面汚染密度限度(アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度)：40Bq/cm^2 の 1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40，000cpm (120Bq/cm^2)	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠
		13，000cpm (40Bq/cm^2)	原子力災害対策指針における OIL4【1 ヶ月後の値】に準拠

(8)中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室内は，中央制御室可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで希ガス以外の放射性物質の流入防止対策を行っているため，マスク着用は不要とする。

(9)乾電池内蔵型照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に使用する乾電池内蔵型照明は，脱衣，汚染検査，除染時に必要な照度を確保するために３台（予備１台含む）を使用する。乾電池内蔵型照明の仕様を表５に示す。

表５　チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明	中央制御室	2台（予備1台）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約72時間 （消灯した場合，予備を点灯させ，乾電池交換を実施する。）

(10)チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は，２名１組で４組を想定し，同時に８名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に８名の要員が来た場合，全ての要員が中央制御室に入りきるまで約 21 分であり，全ての要員が汚染している場合でも約 36 分であることを確認している。

また，仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でも，チェンジングエリアは建屋内に設置しており，屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

中央制御室内に配備する資機材の数量について

(1)放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を表 1 及び表 2 に示す。なお，放射線防護資機材等は，汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し，配備する。

表 1　防護具の配備数

品名	配備数（6／7 号炉共用）※7			
	免震重要棟内緊急時対策所	3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	中央制御室	構内（参考）
不織布カバーオール	1,890 着※1	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
靴下	1,890 足※1	1,890 足※1	420 足※8	約 5,000 足
帽子	1,890 着※1	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
綿手袋	1,890 双※1	1,890 双※1	420 双※8	約 5,000 双
ゴム手袋	3,780 双※2	3,780 双※2	840 双※9	約 15,000 双
全面マスク	810 個※3	810 個※3	180 個※10	約 2,000 個
チャコールフィルタ	3,780 個※2	3,780 個※2	840 個※9	約 5,000 個
アノラック	945 着※4	945 着※4	210 着※11	約 3,000 着
汚染区域用靴	40 足※5	40 足※5	10 足※12	約 300 足
タングステンベスト	14 着※6	14 着※6	—	10 着
セルフエアセット※13	4 台	4 台	4 台	約 100 台
酸素呼吸器※14	—	—	5 台	約 20 台

※１：180 名（１～７号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕。以下同様）×７日×1.5 倍
※２：※１×２
※３：180 名×３日（除染による再使用を考慮）×1.5 倍
※４：180 名×７日×1.5 倍×50%（年間降水日数を考慮）
※５：80 名（１～７号炉対応の現場復旧班要員 65 名＋保安班要員 15 名）×0.5（現場要員の半数）
※６：14 名（プルーム通過時現場復旧班要員 14 名）
※７：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）
※８：20 名（6／7 号炉運転員 18 名＋余裕）×２交代×７日×1.5 倍
※９：※８×２
※10：20 名（6／7 号炉運転員 18 名＋余裕）×２交代×３日（除染による再使用を考慮）×1.5 倍
※11：20 名（6／7 号炉運転員 18 名＋余裕）×２交代×７日×1.5 倍×50%（年間降水日数を考慮）
※12：20 名（6／7 号炉運転員 18 名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）
※13：初期対応用 3 台+予備 1 台
※14：インターフェイスシステム LOCA 等対応用 4 台+予備 1 台

1.5 倍の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

初動態勢時（1 日目），1 ～ 7 号炉対応の緊急時対策要員数は 164 名+自衛消防隊 10 名であり，機能班要員 84 名，現場要員 80 名及び自衛消防隊 10 名で構成されている。このうち，本部要員は，緊急時対策所を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がないが，全要員は 12 時間に 1 回交代するため，２回の交代分を考慮する。また，現場要員 80 名は，１日に６回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し，防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

プルーム通過以降（2 日目以降），1 ～ 7 号炉対応の緊急時対策要員数は 71 名であり，機能班要員 54 名，現場要員 17 名及び自衛消防隊 10 名で構成されている。このうち，本部要員は，緊急時対策所を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がないが，全要員は７日目以降に１回交代するため，１回の交代分を考慮する。また，現場要員は，１日に６回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し，防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

174 名×２交代＋80 名×６回＋71 名＋10 名＋17 名×６回×６日
＝1,521 着＜1,890 着

【中央制御室】

要員数 18 名は，運転員（中操）7 名と運転員（現場）11 名で構成されている。このうち，運転員（中操）は，中央制御室内を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がない。ただし，運転員は 2 交代を考慮し，交代時の 1 回着用を想定する。また，運転員（現場）は，1 回現場に行くことを想定している。

18 名×1 回×2 交代×7 日＋11 名×1 回×2 交代×7 日＝406 着＜420 着

なお，いずれの場合も防護具類が不足する場合は，構内より適宜運搬することにより補充する。

表 2　計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数※5
		中央制御室（6／7 号炉共用）
個人線量計	電子式線量計	70 台※1
	ガラスバッチ	70 台※1
GM 汚染サーベイメータ		3 台※2
電離箱サーベイメータ		2 台※3
可搬型エリアモニタ		3 台※4

※1 ：20 名（6／7 号炉運転員 18 名＋余裕）＋
46 名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
※2 ：中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用
※3 ：中央制御室のモニタリングに使用
※4 ：各エリアにて使用。設置のタイミングは，チェンジングエリア設営と同時（原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象）
※5 ：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

運転員等の交代要員体制の被ばく評価について

運転員の勤務形態は，通常サイクル 5 班 2 交代で運用しており，具体的には表 1 のとおり。

表 1　運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
1 直	8：30～21：25
2 直	21：00～8：55

重大事故時においても，中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないよう，通常時と同様の勤務形態を継続することとしている。

運転員の被ばく評価については，表 2 の運転員交代スケジュールで 6 号炉，7 号炉がそれぞれベントを行った際の各班の被ばく評価を行った。6 号炉ベント操作実施時の被ばく評価（7 号炉の寄与含む）を表 3 に，7 号炉ベント操作実施時の被ばく評価（7 号炉の寄与含む）を表 4 に示す。

表 3，表 4 の被ばく評価結果より，6 号炉又は 7 号炉でベント操作を実施した場合においても，運転員の被ばく線量は 100mSv を超えないことを確認した。

表 2　直交代スケジュール

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	滞在時間	入退域回数
A 班	1 直	1 直	2 直	2 直	明	休	休	49h40m	8 回
B 班	訓	訓	訓	訓	訓	訓	訓	0h	0 回
C 班	休	休	1 直	1 直	2 直	2 直	明	49h40m	8 回
D 班	明	休	休	休	1 直	1 直	2 直	37h45m	6 回
E 班	2 直	2 直	明	休	休	休	1 直	36h45m	6 回

表 3　6 号炉ベント時の運転員の交代を考慮した被ばく線量(mSv)※1

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	約 5.1	約 9.8	約 12	約 8.6	—	—	—	約 36
B 班	—	—	—	—	—	—	—	0
C 班	—	—	約 27	約 11	約 7.3	約 6.2	—	約 52
D 班	—	—	—	—	約 8.6	約 7.3	約 2.9	約 19
E 班	約 9.9	約 19	—	—	—	—	約 8.5	約 37

表 4　7 号炉ベント時の運転員の交代を考慮した被ばく線量(mSv)※1

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	約 3.4	約 5	約 10	約 6.7	—	—	—	約 25
B 班	—	—	—	—	—	—	—	0
C 班	—	—	約 32	約 8.7	約 6	約 5	—	約 51
D 班	—	—	—	—	約 6.9	約 6	約 2.2	約 15
E 班	約 5.7	約 18	—	—	—	—	約 6.2	約 30

【判断基準：運転員の実効線量が 7 日間で 100ｍＳｖを超えないこと】

※1 代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した号炉の，原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを含む。なお，代替循環冷却系を用いて事象を収束することに成功した号炉からの寄与については，格納容器から原子炉建屋への主たる漏えい期間が格納容器ベント実施時に比べ長くなることから，保守的に格納容器ベント実施時の 5 倍の線源強度になるものとして評価している。

〈主な評価条件〉

・事故シーケンス「大 LOCA＋注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」
　（代替循環冷却を使用しない場合）

・中央制御室滞在時間（最大）49 時間 40 分

・入退域回数（最大）8 回

・評価期間 7 日間

交代要員の放射線防護と移動経路について

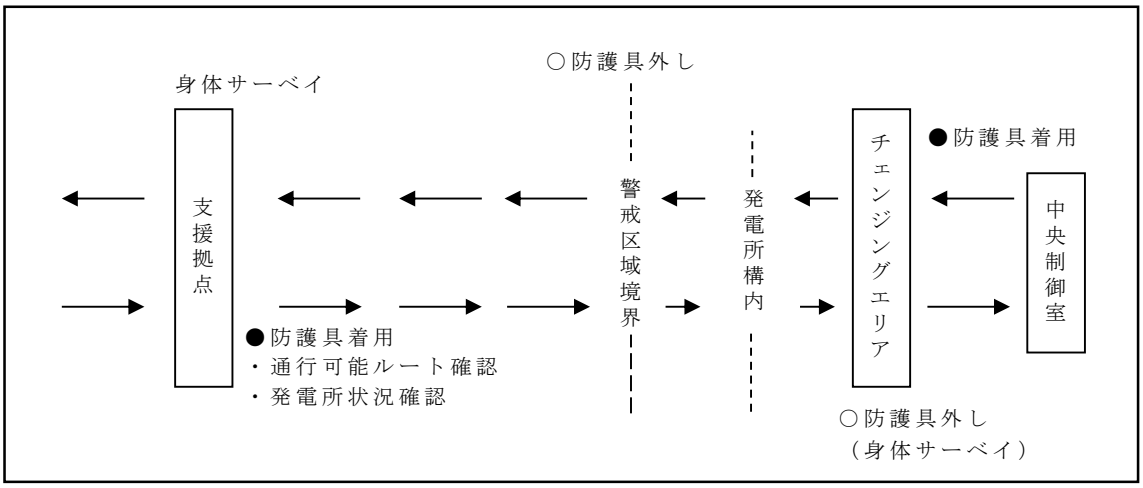
運転員等の交代要員は，発電所への入域及び退域の際に放射線防護管理による被ばくの低減を行う。以下にその放射線防護措置と移動経路を示す。

① 発電所に入域するにあたり原子力災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）にて発電所内の情報を入手し，必要な放射線防護具を着用する。

② 通行できる事が確認されたルートを通り発電所へ入域後，中央制御室入口付近に設置したチェンジングエリアで身体サーベイを実施する。

③ 汚染が認められなければ中央制御室に入室し，運転員等との引継ぎを実施する。

④ 引継ぎを終えた運転員等は，放射線防護具を着用したまま中央制御室を退室後，警戒区域境界の指定された場所へ移動を行い，放射線防護具を脱衣し，警戒区域外の支援拠点にて身体サーベイを実施する。



1.16 操作手順の解釈一覧

手順			操作基準記載内容	解釈
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等	(1)中央制御室換気空調系設備の運転手順等	a.交流動力電源が正常な場合 b.全交流動力電源が喪失した場合	MCR外気取入ダンパ（A/B）	(6号炉) U41-DAM-601(A/B) (7号炉) U41-F001(A/B)
			MCR排気ダンパ（A/B）	(6号炉) U41-DAM-604(A/B) (7号炉) U41-F002(A/B)
	(1)中央制御室換気空調系設備の運転手順等	a.交流動力電源が正常な場合 b.全交流動力電源が喪失した場合	中央制御室の圧力を隣接区画より陽圧に維持	中央制御室の圧力を隣接区画より＋20Pa以上＋40Pa未満に維持
	(1)中央制御室換気空調系設備の運転手順等	a.交流動力電源が正常な場合 b.全交流動力電源が喪失した場合	中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの流量を調整	中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニットの流量を6号及び7号炉共に2250～3000m3/hに調整
	(2)中央制御室待避室の準備手順		中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置空気ボンベ元弁	U41-F220A～F220H,F220J,F220K
			中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置空気給気第一弁、第二弁	U41-F217A,F218A
			中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置空気供給差圧調整弁	U41-F206
			中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置カードル式空気ボンベユニット接続弁	U41-F219
	(2)中央制御室待避室の手順等		中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持	中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より＋60Pa以上に維持
	(4)中央制御室の酸素及び二酸化炭素濃度測定と濃度管理手順		MCR非常用外気取入ダンパ(A/B)	(6号炉) U41-DAM-602(A/B) (7号炉) U41-F003(A/B)
	(6)中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素濃度測定と濃度管理手順		中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より陽圧に維持	中央制御室待避室圧力を中央制御室隣接区画より＋60Pa以上に維持
	(11)現場のアクセス性について		MCR外気取入ダンパ（A/B）	(6号炉) U41-DAM-601(A/B) (7号炉) U41-F001(A/B)
			MCR排気ダンパ（A/B）	(6号炉) U41-DAM-604(A/B) (7号炉) U41-F002(A/B)

1.17　監視測定等に関する手順等

＜　目　次　＞

1.17.1　対応手段と設備の選定
(1)対応手段と設備の選定の考え方
(2)対応手段と設備の選定の結果
a．放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備
b．風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備
c．モニタリング・ポストの電源回復あるいは機能回復の対応手段及び設備
d．手順等
1.17.2　重大事故等発生時の手順等
1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等
(1)モニタリング・ポストによる放射線量の測定
(2)可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定
(3)放射能観測車による放射性物質の濃度の測定
(4)可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定
(5)可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
(6)モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策
(7)可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策
(8)放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策
(9)敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制
1.17.2.2　風向，風速その他の気象条件の測定の手順等
(1)気象観測設備による気象観測項目の測定
(2)可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定
1.17.2.3　モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等

添付資料 1.17.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料 1.17.2　緊急時モニタリングの実施手順及び体制
添付資料 1.17.3　緊急時モニタリングに関する要員の動き
添付資料 1.17.4　モニタリング・ポスト
添付資料 1.17.5　可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定
添付資料 1.17.6　可搬型モニタリングポスト
添付資料 1.17.7　放射能放出率の算出
添付資料 1.17.8　放射能観測車
添付資料 1.17.9　可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定
添付資料 1.17.10　可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定
添付資料 1.17.11　各種モニタリング設備等
添付資料 1.17.12　発電所敷地外の緊急時モニタリング体制
添付資料 1.17.13　他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）
添付資料 1.17.14　モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストのバックグラウンドの低減対策手段
添付資料 1.17.15　気象観測設備
添付資料 1.17.16　可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定
添付資料 1.17.17　可搬型気象観測装置
添付資料 1.17.18　可搬型気象観測装置の観測項目について
添付資料 1.17.19　モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び発電機
添付資料 1.17.20　手順のリンク先について

1.17　監視測定等に関する手順等

【要求事項】

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

2　発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　第１項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

ａ）重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。

ｂ）常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。

ｃ）敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。

2　事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。

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

1.17.1　対応手段と設備の選定

(1)対応手段と設備の選定の考え方

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

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

重大事故等対処設備の他に，柔軟な事故対応を行うため対応手段と自主対策設備※1を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下，「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第六十条及び技術基準規則第七十五条（以下，「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。（添付資料 1.17.1）

(2)対応手段と設備の選定の結果

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備，資機材及び自主対策設備，及び整備する手順等についての関係を表 1.17.1 に整理する。

a．放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備

(a)対応手段

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の放射線量を測定する手段がある。放射線量の測定で使用する設備は以下のとおり。

・モニタリング・ポスト
・可搬型モニタリングポスト
・可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）
・小型船舶

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の放射性物質の濃度を測定する手段がある。放射性物質の濃度の測定で使用する設備は以下のとおり。

・放射能観測車
・可搬型放射線計測器
（可搬型ダスト・よう素サンプラ，GM 汚染サーベイメータ，NaI シンチレーションサーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ）
・小型船舶
・Ge γ線多重波高分析装置
・可搬型 Ge γ線多重波高分析装置
・ガスフロー測定装置

(b)重大事故等対処設備

放射線量の測定に使用する設備のうち，可搬型モニタリングポスト，可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）及び小型船舶を重大事故等対処設備と位置づける。

また，放射性物質の濃度の測定に使用する設備のうち，可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，GM 汚染サーベイメータ，NaI シンチレーションサーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ）及び小型船舶を重大事故等対処設備と位置づける。

これらの選定した設備により，審査基準及び基準規則に要求される事項が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録することができる。

また，以下の設備は自主対策設備であり，耐震 S クラスではなく Ss 機能維持できない場合等，重大事故等時に機能維持を担保できないが，機能喪失していない場合には，事故対応に有効であるため使用する。

・モニタリング・ポスト
・放射能観測車

・Geγ線多重波高分析装置
・可搬型Geγ線多重波高分析装置
・ガスフロー測定装置

b．風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備
(a)対応手段
重大事故等が発生した場合に，発電所における風向，風速その他の気象条件を測定する手段がある。風向，風速その他の気象条件の測定で使用する設備は以下のとおり。
・気象観測設備
・可搬型気象観測装置

(b)重大事故等対処設備
風向，風速その他の気象条件の測定に使用する設備のうち，可搬型気象観測装置は重大事故等対処設備と位置づける。
可搬型気象観測装置は，審査基準及び基準規則に要求される事項が全て網羅されている。
以上の重大事故等対処設備により，重大事故等が発生した場合に，発電所における風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録することができる。

また，以下の設備は自主対策設備であり，耐震Sクラスではなく Ss 機能維持できない場合等，重大事故等時に機能維持を担保できないが，機能喪失していない場合には，事故対応に有効であるため使用する。
・気象観測設備

c．モニタリング・ポストの電源回復あるいは機能回復の対応手段及び設備
(a)対応手段
常用電源が喪失し，モニタリング・ポストの電源が喪失した場合，モニタリング・ポストの電源を回復させるため，無停電電源装置及び代替交流電源設備（モニタリング・ポスト用発電機）から給電する手段がある。
なお，電源を回復してもモニタリング・ポストの機能が回復しない場合は，可搬型モニタリングポストにより代替測定が可能である。
モニタリング・ポストの電源回復あるいは機能回復に使用する設備は以下のとおり。
・無停電電源装置

・モニタリング・ポスト用発電機
・可搬型モニタリングポスト

(b)重大事故等対処設備

常用電源が喪失し，モニタリング・ポストの電源が喪失した場合，モニタリング・ポストの電源を回復させるための設備のうち，モニタリング・ポスト用発電機を重大事故等対処設備として位置づける。

モニタリング・ポスト用発電機は，審査基準及び基準規則に要求される事項が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，常用電源が喪失した場合においても，モニタリング・ポストの電源を回復し，発電所及びその周辺において発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録することができる。

また，以下の設備は自主対策設備であり，耐震Sクラスではなく Ss 機能維持できない場合等，重大事故等時に機能維持を担保できないが，機能喪失していない場合には，事故対応に有効であるため使用する。

・無停電電源装置

d. 手順等

上記の a.,b.及び c.により選定した対応手段に係る手順を整備する。(表 1.17.1)

また,事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。(表 1.17.2)

これらの手順は，保安班※の対応として重大事故等時における緊急時対策本部運営要領等に定める。

(※保安班：緊急時対策要員のうち保安班の要員のことをいう。)

1.17.2　重大事故等発生時の手順等

1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

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

得られた放射性物質の濃度及び放射線量及び後述の「1.17.2.2　風向，風速その他の気象条件の測定の手順等」の気象データから放射能放出率を算出し，放出放射能量を求める。

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

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

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

事故後の周辺汚染により，放射性物質の濃度の測定ができなくなった場合，検出器の周辺を遮蔽材で囲むこと等のバックグラウンド低減対策を行う。

(1)モニタリング・ポストによる放射線量の測定

モニタリング・ポストは，通常時から放射線量を連続測定しており，重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は，継続して放射線量を連続測定し，測定結果は，モニタリング・ポスト局舎内で電磁的に記録し，約3ヶ月分保存する。また，モニタリング・ポストによる放射線量の測定は，自動的な連続測定であるため，手順を要するものではない。

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

(2)可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

重大事故等時にモニタリング・ポストが機能喪失した場合，可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視，及び測定し，並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを図1.17.1に示す。

可搬型モニタリングポストによる代替測定地点については，計測データの連続性を考慮し，各モニタリング・ポストに隣接した位置に配置することを原則とし，図 1.17.2 に示す。さらに，海側へのプルームの放出を考慮し，海側等に 5 台設置する。

ただし，地震・火災等でアクセスすることが不能となった場合は，アクセスルート上の車で運搬できる範囲に配置位置を変更する。

a．手順着手の判断基準

重大事故等発生後，保安班長が緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び警報表示を確認し，モニタリング・ポストの放射線量の測定機能が喪失したと判断した場合。

また，海側等への配置については，当直副長が原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した場合。

b．操作手順

可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.3 に示す。

① 保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班員に可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定の開始を指示する。その際，保安班長は，モニタリング・ポストへの移動ルートの被災状況を考慮し，設置位置を決定する。

② 保安班員は，コンテナ車内に保管してある可搬型モニタリングポスト本体，外部バッテリー及び衛星携帯アンテナ部等を，配置場所までコンテナ車で運搬・設置し，緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し，監視・測定を開始する。

③ 保安班員は，可搬型モニタリングポストの測定結果を記録装置（電子メモリ）に記録し，保存する。なお，記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

④ 保安班員は，使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合，予備の外部バッテリーと交換する。(外部バッテリーは連続 5 日以上使用可能である。なお，14 台の可搬型モニタリングポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は，作業開始を判断してから移動時間も含めて約 5 時間で可能である。)

c．操作の成立性

上記の対応は，保安班員 2 名にて実施し，14 台配置した場合の所要時

間は，作業開始を判断してから約 6 時間 30 分で可能である。

コンテナ車でモニタリング・ポスト位置までの運搬ができない場合は，アクセスルート上にコンテナ車で運搬し，配置する。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(3) 放射能観測車による放射性物質の濃度の測定

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

放射能観測車は，通常時は荒浜側高台保管場所に保管しており，重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は，放射性物質の濃度を測定する。

なお，放射能観測車が機能喪失した場合は，後述する「(4) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定」を行う。

a．手順着手の判断基準

当直副長が原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した場合。

b．操作手順

放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.4 に示す。

① 保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班員に放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。

② 保安班員は，保安班長の指示した場所に移動し，ダスト・よう素サンプ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 保安班員は，GM 計数装置によりダスト濃度，よう素測定装置によりよう素濃度を監視・測定する。

④ 保安班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

c．操作の成立性

上記の対応は，保安班員 2 名にて実施し，一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は，作業開始を判断してから約 60 分で可能である。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

(4) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定

重大事故等時に放射能観測車が機能喪失した場合，可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，GM 汚染サーベイメータ，NaI シンチレーションサーベイメータ）により，空気中の放射性物質の濃度を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを図 1.17.1 に示す。

a．手順着手の判断基準

重大事故等発生後，保安班長が放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの使用可否及び，GM 計数装置及びよう素測定装置の指示値を確認し，放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

b．操作手順

可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.5 に示す。

① 保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班員に可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定開始を指示する。

② 保安班員は，可搬型放射線計測器(可搬型ダスト・よう素サンプラ，GM 汚染サーベイメータ及び NaI シンチレーションサーベイメータ)の使用開始前に乾電池等の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池等と交換する。

③ 保安班員は，可搬型放射線計測器(可搬型ダスト・よう素サンプラ，GM 汚染サーベイメータ及び NaI シンチレーションサーベイメータ)を車等に積載し，保安班長が指示した場所に運搬・移動し，可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし，試料を採取する。

④ 保安班員は，GM 汚染サーベイメータにてダスト濃度を，NaI シンチレーションサーベイメータにてよう素濃度を監視・測定する。

⑤ 保安班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

c．操作の成立性

上記の対応は，保安班員 2 名にて実施し，一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は，作業開始を判断してから約 1 時間 30 分で可能である。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備す

る。

(5) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

重大事故等時に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において，可搬型放射線計測器により，放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量の測定を行う。可搬型放射線計測器により，監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための手順を整備する。

a．可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に発電用原子炉施設から放射性物質が放出されるおそれのある場合において発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に，可搬型放射線計測器により空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。

(a)手順着手の判断基準

重大事故等発生後,保安班長が排気筒モニタ等の指示値の有意な変動を確認し，発電用原子炉施設から放射性物質が放出されるおそれがあると判断した場合。

(b)操作手順

可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.6 に示す。

①保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班員に空気中の放射性物質濃度の測定の開始を指示する。

②保安班員は，可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ,ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ）の使用開始前に乾電池等の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池等と交換する。

③保安班員は，可搬型放射線計測器(可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ,ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ)を車等に積載し，保安班長が指示した場所に運搬・移動し，可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし，試料を採取する。

④保安班員は,NaI シンチレーションサーベイメータによりよう素濃度,ZnS シンチレーションサーベイメータによりα線，GM 汚染サーベイメータによりβ線を監視・測定する。また，自主対策設備である Geγ線多重波高分析装置，可搬型 Geγ線多重波高分析装置，ガスフロー測定装置が健全

であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。

⑤保安班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c)操作の成立性

上記の対応は，保安班員 2 名にて実施し，一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は，作業開始を判断してから約 1 時間 30 分で可能である。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

b．可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等時に液体状の放射性物質が屋外に漏えいするおそれがある場合に，可搬型放射線計測器により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。

海水・排水試料採取場所等を図 1.17.7 に示す。

(a)手順着手の判断基準

重大事故等発生後，保安班長が廃棄物処理設備排水モニタ等の指示値の有意な変動を確認し，発電用原子炉施設から周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがあると判断した場合。

(b)操作手順

可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.8 に示す。

① 保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班員に水中の放射性物質濃度の測定の開始を指示する。

② 保安班員は，可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池と交換する。

③ 保安班員は，可搬型放射線計測器(NaI シンチレーションサーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ）を車等に積載し，試料採取場所に運搬・移動し，採取用資機材を用いて海水等の試料を採取する。

④ 保安班員は，NaI シンチレーションサーベイメータにてγ線，ZnS シンチレーションサーベイメータにてα線，GM 汚染サーベイメータにてβ線を監視・測定する。また，自主対策設備である Geγ線多重波高分析装置，可搬型 Geγ線多重波高分析装置，ガスフロー測定装置が健全で

あれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。

⑤ 保安班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c)操作の成立性

上記の対応は，保安班員 2 名にて実施し，一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は，作業開始を判断してから約 1 時間で可能である。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

c．可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定

プルーム通過後において発電所敷地内の土壌モニタリングが必要と判断した場合，可搬型放射線計測器により土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

重大事故等発生後,「(5) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定　a．可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定」により放射性物質の放出が確認された場合又は，保安班長が排気筒モニタ等の指示値の有意な変動を確認し，発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合。

(b)操作手順

可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.9 に示す。

① 保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班員に土壌中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。

② 保安班員は，可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池と交換する。

③ 保安班員は,可搬型放射線計測器(NaI シンチレーションサーベイメータ,ZnS シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ)を車等に積載し,保安班長の指示した場所に運搬・移動し,試料を採取する。

④ 保安班員は，NaI シンチレーションサーベイメータによりγ線を，ZnS シンチレーションサーベイメータによりα線,GM 汚染サーベイメータによりβ線を監視・測定する。また，自主対策設備である Geγ線多重波高分析装置，可搬型 Geγ線多重波高分析装置，ガスフロー測定装置が健全

であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。

⑤ 保安班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c)操作の成立性

上記の対応は，保安班員 2 名にて実施し，一連の作業（1 箇所あたり）の所要時間は，作業開始を判断してから約 1 時間で可能である。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

d. 海上モニタリング

周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に，小型船舶を使用し，可搬型放射線計測器により空気中及び水中の放射性物質の濃度や放射線量の測定を行う。

小型船舶の保管場所等を図 1.17.10 に示す。

(a)手順着手の判断基準

重大事故等発生後，「(5) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定　b. 可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定」により放射性物質の放出が確認された場合又は，保安班長が排気筒モニタ等の指示値の有意な変動を確認し，発電用原子炉施設から放射性物質が放出されたと判断した場合。

(b)操作手順

可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定のうち，小型船舶による海上モニタリング手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.11 に示す。

① 保安班長は，作業着手の判断基準に基づき，保安班員に海上モニタリングの開始を指示する。

② 保安班員は，可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ，可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ）の使用開始前に乾電池等の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池等と交換する。

③ 保安班員は，高台保管場所にある小型船舶を，車両（牽引車やユニック車等）に連結又は車載し，荒浜側放水口砂浜又は物揚場へ移動する。

④ 保安班員は，可搬型放射線計測器等を小型船舶に積載し，小型船舶にて保安班長の指示した場所に運搬・移動し，電離箱サーベイメータに

より放射線量を測定する。可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし，試料を採取する。海水は，採取用資機材を用いて採取する。

⑤ 保安班員は，GM 汚染サーベイメータによりダスト濃度を，NaI シンチレーションサーベイメータによりよう素濃度及び海水の放射性物質の濃度を測定する。また，必要に応じ ZnS シンチレーションサーベイメータによりα線,GM 汚染サーベイメータによりβ線を監視･測定する。また，自主対策設備であるGeγ線多重波高分析装置，可搬型Geγ線多重波高分析装置，ガスフロー測定装置が健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。

⑥ 保安班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c)操作の成立性

上記の対応は，保安班員 4 名にて実施し，小型船舶による一連の作業の所要時間は，作業開始を判断してから約 4 時間 20 分で可能である。また，円滑に作業ができるよう，緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

(6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

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

また，放射性物質の放出によりモニタリング・ポストの周辺の汚染を確認した場合，周辺の汚染レベルを確認し，局舎壁等の除染，除草，周辺の土壌撤去等により，バックグラウンドを低減する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

保安班長が，モニタリング・ポストの指示値が安定している状態で，モニタリング・ポスト周辺のバックグラウンドと指示値に有意な差があることを確認し，バックグラウンド低減対策が必要だと判断した場合。

b. 操作手順

バックグラウンド低減対策の手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.12 に示す。

① 保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班員に検出器保護カバーの交換を指示する。

② 保安班員は，モニタリング・ポストに移動し，検出器保護カバーの交換作業を行う。

③ 保安班員は，モニタリング・ポストの周辺汚染を確認した場合，局舎壁等の除染，除草，周辺の土壌撤去等により，バックグラウンドを低減する。

c. 操作の成立性

上記の対応は，保安班員 2 名にて実施し，検出器保護カバー交換作業の所要時間は，作業開始を判断してから約 4 時間 20 分で可能である。また，円滑に作業ができるよう，緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備等を整備する。

(7) 可搬型モニタリングポストのバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により可搬型モニタリングポストによる測定ができなくなることを避けるため，バックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

「1.17.2.1(2) 可搬型モニタリングポストの測定及び代替測定」の手順において，可搬型モニタリングポストを設置する際に，予め可搬型モニタリングポスト本体を養生シートにより養生を行うことで，汚染予防対策とする。このため，手順を要するものではない。

また，放射性物質の放出により可搬型モニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合，周辺の汚染レベルを確認し，除草，周辺の土壌撤去等により，バックグラウンドの低減を行う。

(8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドが上昇し，可搬型放射線計測器が測定不能となった場合，放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策を行うための手順を整備する。

可搬型放射線計測器の検出器を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて，放射性物質の濃度を測定する。

なお，可搬型放射線計測器の検出器周囲を遮蔽材で囲んだ場合でも測定装置が測定不能になる場合は，さらにバックグラウンドレベルが低い場所に移動して，測定を行う。

(9) 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては，国，地方公共団体と連携して策定されるモニタリング計画に従い，資機材及び要員の動員，放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，測定装置の貸与等を受けることが可能である。

1.17.2.2　風向，風速その他の気象条件の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に，発電所における風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するため，以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等時の測定頻度については，気象観測設備及び可搬型気象観測装置による風向，風速その他の気象条件の測定は，連続測定を行う。

(1)気象観測設備による気象観測項目の測定

重大事故等が発生した場合に，気象観測設備により発電所における風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録する。

気象観測設備は，通常時から風向，風速その他の気象条件を連続測定しており，重大事故等時にその測定機能が使用できる場合は，継続して連続測定し，測定結果は記録紙に記録し，保存する。なお，気象観測設備による風向，風速その他の気象条件の測定は，手順を要するものではなく自動的な連続測定である。

なお，気象観測設備が機能喪失した場合は，後述する「(2) 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定」を行う。

(2)可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合，可搬型気象観測装置により発電所における風向，風速及びその他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを図 1.17.1 に示す。

可搬型気象観測装置による代替測定地点については，計測データの連続性を考慮し，発電所内を代表する気象観測設備位置とし，図 1.17.13 に示す。

ただし，地震・火災等でアクセスすることが不能となった場合は，アクセスルート上の車で運搬できる範囲に配置位置を変更する。

a．手順着手の判断基準

重大事故等発生後，保安班長が緊急時対策所で気象観測設備の指示値及び警報表示を確認し，気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

b．操作手順

可搬型気象観測装置による風向・風速・日射量・放射収支量・雨量の代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.14 に示す。

① 保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班員に可搬型気象観測装置による気象項目の代替測定の開始を指示する。その際，保安班長は，気象観測設備への移動ルートの被災状況を考慮し，設置位置を決定する。

② 保安班員は，コンテナ車に保管してある可搬型気象観測装置を，配置場所までコンテナ車で運搬・設置し，緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し，測定を開始する。

③ 保安班員は，可搬型気象観測装置の測定結果を記録装置（電子メモリ）に記録し，保存する。なお，記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

④ 保安班員は，使用中に外部バッテリーの残量が少ない場合は，予備の外部バッテリーと交換する。（外部バッテリーは連続 7 日以上使用可能である。なお，1 台の可搬型気象観測装置の外部バッテリーを交換した場合の所要時間は，作業開始を判断してから移動時間も含めて約 30 分で可能である。）

c．操作の成立性

上記の対応は，保安班員 2 名にて実施し，一連の作業の所要時間は，作業開始を判断してから約 1 時間 30 分で可能である。

コンテナ車で気象観測設備位置までの運搬ができない場合は，アクセスルート上にコンテナ車で運搬し，配置する。また，円滑に作業ができるよう緊急時対策所との連絡用に通信連絡設備を整備する。

1.17.2.3　モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等

常用電源喪失時は，無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機によりモニタリング・ポストへ給電する。無停電電源装置は，常用電源喪失時に自動起動し，約 15 時間の間モニタリング・ポストへ給電することが可能である。モニタリング・ポスト用発電機は，無停電電源装置が起動している約 15 時間の間に手動起動させ，約 19 時間毎に給油を行いつつ，常用電源復旧までの間モニタリング・ポストに給電する。

モニタリング・ポストは，電源が喪失した状態からモニタリング・ポスト用発電機から給電した場合，切り替え操作を行うことで，放射線量の連続測

定を開始する。

なお，モニタリング・ポスト用発電機への給油については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

a．手順着手の判断基準

モニタリング・ポストの常用電源喪失後，保安班長が，緊急時対策所でモニタリング・ポストの指示値及び無停電電源装置の運転に関する警報表示を確認し，モニタリング・ポスト用発電機による給電が必要と判断した場合。

b．操作手順

モニタリング・ポスト用発電機からの給電を行う手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを図 1.17.15 に示す。

① 保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班員にモニタリング・ポスト用発電機からの給電を指示する。

② 保安班員は，無停電電源装置が機能喪失している場合，又は機能維持していた場合は 15 時間以内に，モニタリング・ポスト用発電機を起動する。

③ 保安班員は，モニタリング・ポスト用発電機切替盤にて，切り替え操作を実施する。

c．操作の成立性

上記の対応は，保安班員 2 名にて実施し，一連の作業の所要時間は，作業開始を判断してから約 1 時間 30 分で可能である。

なお，モニタリング・ポストが電源系以外の故障により，機能を喪失した場合は，「1.17.2.1(2) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定」を行う。

表 1.17.1　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
モニタリング・ポスト （放射線量の測定）	放射線量の代替測定	可搬型モニタリングポスト	重大事故等対処設備	可搬型モニタリングポストによる測定
放射能観測車 （空気中放射性物質の濃度の測定）	放射能観測車の代替測定	可搬型放射線計測器 採取装置：可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：GM 汚染サーベイメータ ：NaI シンチレーションサーベイメータ	重大事故等対処設備	緊急時構内モニタリング
気象観測設備 （風向，風速その他の気象条件の測定）	気象観測設備の代替測定	可搬型気象観測装置	重大事故等対処設備	可搬型気象観測装置による測定
—	放射線量の測定	可搬型モニタリングポスト 可搬型放射線計測器 測定装置：電離箱サーベイメータ 小型船舶	重大事故等対処設備	可搬型モニタリングポストによる測定 緊急時構内モニタリング 海上モニタリング
	放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌）及び海上モニタリング	可搬型放射線計測器 採取装置：　可搬型ダスト・よう素サンプラ 測定装置：GM 汚染サーベイメータ ：NaI シンチレーションサーベイメータ ：ZnS シンチレーションサーベイメータ 小型船舶	重大事故等対処設備	緊急時構内モニタリング 海上モニタリング
		Ge γ 線多重波高分析装置 可搬型 Ge γ 線多重波高分析装置 ガスフロー測定装置	自主対策設備	
	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	資機材	モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策
	モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電	モニタリング・ポスト用発電機	重大事故等対処設備	モニタリング・ポスト用発電機からの給電

表 1.17.2　重大事故等に係る監視計器

1.17　監視測定等に関する手順等

監視計器一覧（1／4）

対応手段		重大事故等の対応に必要となる監視項目	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) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定	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	可搬型モニタリングポスト	10 ～ 10^9 (nGy/h)
(3) 放射能観測車による放射性物質の濃度の測定	判断基準	—	—	—
	操作	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・GM 計数装置 ・よう素計測装置	 1 ～ 10^6(カウント) 1 ～ 10^6(カウント)
(4) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定	判断基準	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・GM 計数装置 ・よう素計測装置	 1 ～ 10^6(カウント) 1 ～ 10^6(カウント)
	操作	放射性物質の濃度	可搬型放射線計測器 ・GM 汚染サーベイメータ ・NaI シンチレーションサーベイメータ	 0 ～ 100k (min^{-1}) 0.1 ～ 30 (μGy/h)

監視計器一覧（2／4）

対応手段			重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	計測範囲（単位）
1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等					
(5) 可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	a.空気中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	[K6] 0.1～10^{6} (cps):SCIN 10^{-13}～10^{-6} (A):IC [K7] 0.1～10^{6} (cps):SCIN 3.6×10^{-13}～3.6×10^{-6}(A):IC
			放射線量	モニタリング・ポスト	10 ～ 10^{8} (nGy/h)
				可搬型モニタリングポスト	10 ～ 10^{9} (nGy/h)
		操作	放射性物質の濃度	・GM汚染サーベイメータ ・NaIシンチレーションサーベイメータ ・ZnSシンチレーションサーベイメータ	0 ～ 100k (min^{-1}) 0.1 ～ 30 (μGy/h) 0 ～ 100k (min^{-1})
	b.水中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	廃棄物処理設備排水モニタ	[6号及び7号炉共用] 0～3×10^{4} (cps)
		操作	放射性物質の濃度	・GM汚染サーベイメータ ・NaIシンチレーションサーベイメータ ・ZnSシンチレーションサーベイメータ	0 ～ 100k (min^{-1}) 0.1 ～ 30 (μGy/h) 0 ～ 100k (min^{-1})
	c.土壌中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	[K6] 0.1～10^{6} (cps):SCIN 10^{-13}～10^{-6} (A):IC [K7] 0.1～10^{6} (cps):SCIN 3.6×10^{-13}～3.6×10^{-6}(A):IC
			放射線量	モニタリング・ポスト	10 ～ 10^{8} (nGy/h)
				可搬型モニタリングポスト	10 ～ 10^{9} (nGy/h)
		操作	放射性物質の濃度	・GM汚染サーベイメータ ・NaIシンチレーションサーベイメータ ・ZnSシンチレーションサーベイメータ	0 ～ 100k (min^{-1}) 0.1 ～ 30 (μGy/h) 0 ～ 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	[K6] 0.1～10^{6} (cps):SCIN 10^{-13}～10^{-6} (A):IC [K7] 0.1～10^{6} (cps):SCIN 3.6×10^{-13}～3.6×10^{-6}(A):IC
			放射線量	モニタリング・ポスト	10 ～ 10^{8} (nGy/h)
				可搬型モニタリングポスト	10 ～ 10^{9} (nGy/h)
		操作	放射線量	・電離箱サーベイメータ	0.001～1000 (mSv/h)
			放射性物質の濃度	・GM汚染サーベイメータ ・NaIシンチレーションサーベイメータ ・ZnSシンチレーションサーベイメータ	0 ～ 100k (min^{-1}) 0.1 ～ 30 (μGy/h) 0 ～ 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となる監視項目	監視パラメータ（計器）	計測範囲（単位）
1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等				
(6) モニタリング・ポストのバックグラウンドの低減対策 (7) 可搬型モニタリングポストのバックグラウンドの低減対策 (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)

監視計器一覧（4／4）

対応手段		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	観測項目
1.17.2.2　風向，風速その他の気象条件の測定の手段等				
(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定	判断基準	—	—	—
	操作	風向・風速その他の気象条件	気象観測設備	風向，風速，日射量，放射収支量，雨量
(2) 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	判断基準	風向・風速その他の気象条件	気象観測設備	風向，風速，日射量，放射収支量，雨量
	操作	風向・風速その他の気象条件	可搬型気象観測装置	風向，風速，日射量，放射収支量，雨量

表 1.17.3　審査基準における要求事項毎の給電対策設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.17】監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポスト	モニタリング・ポスト用発電機

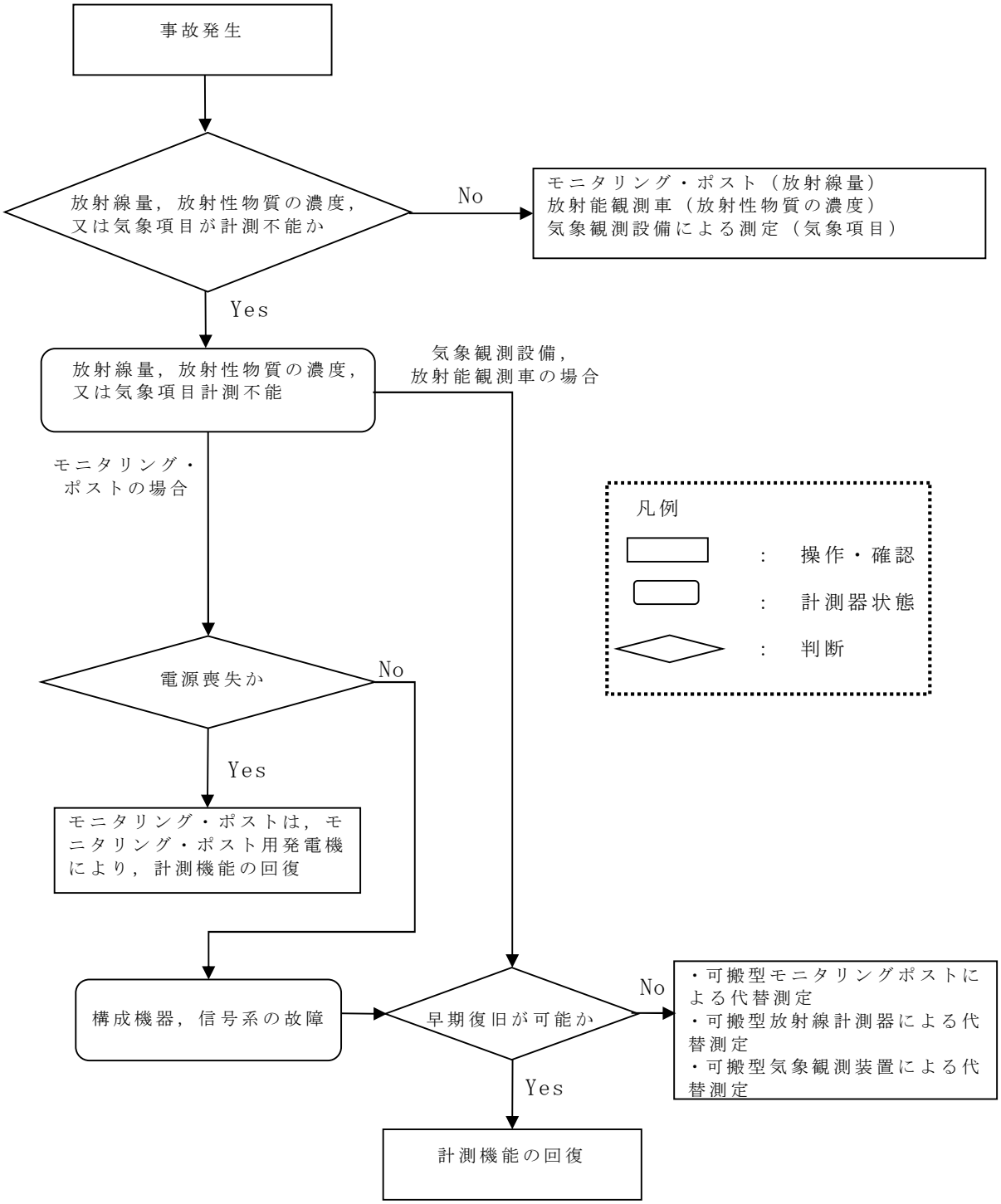


図 1.17.1　放射性物質の濃度，放射線量及び気象項目の計測不能時対応手順

図 1.17.2 可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

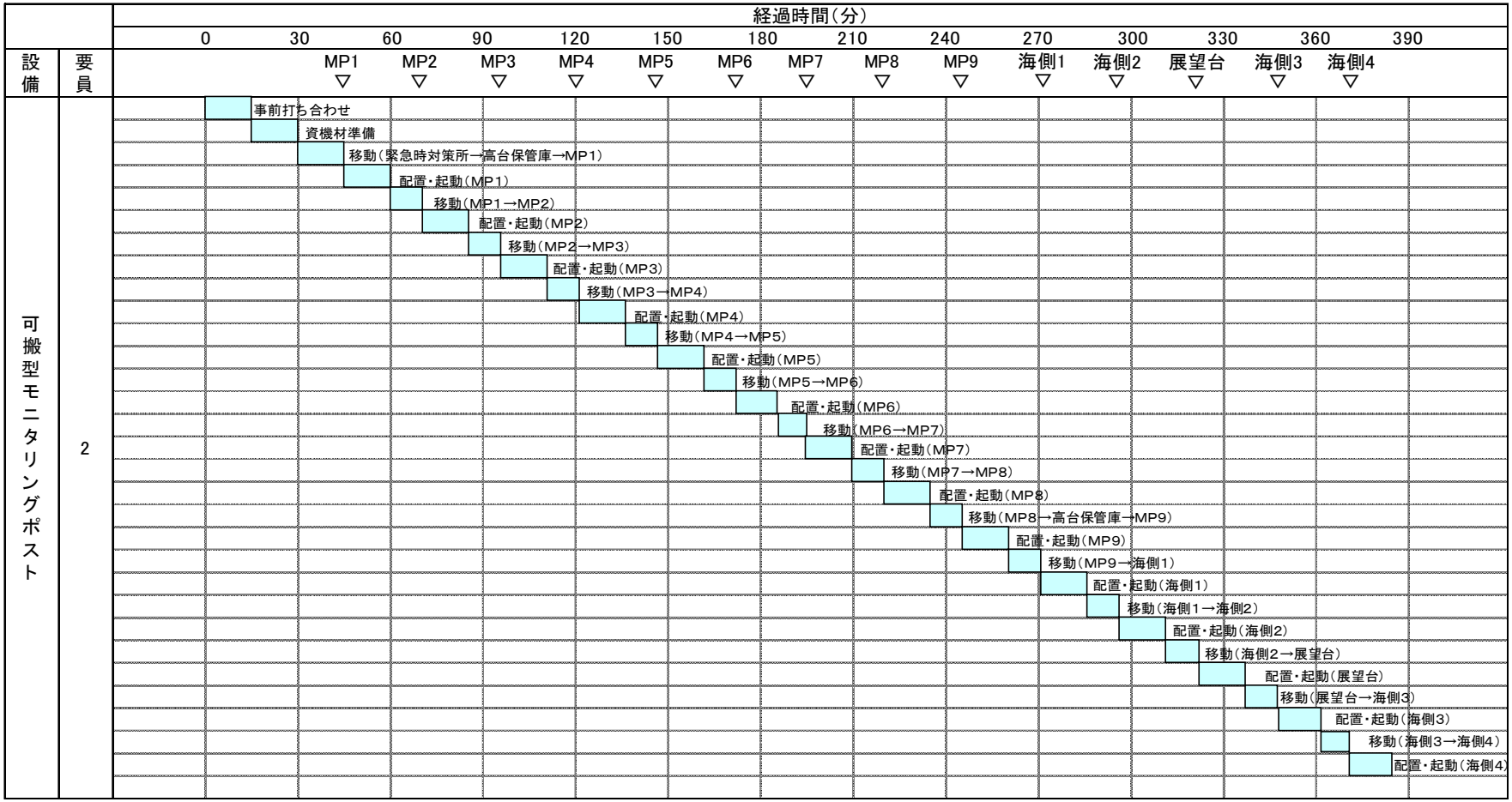


図 1.17.3　可搬型モニタリングポスト配置・測定のタイムチャート

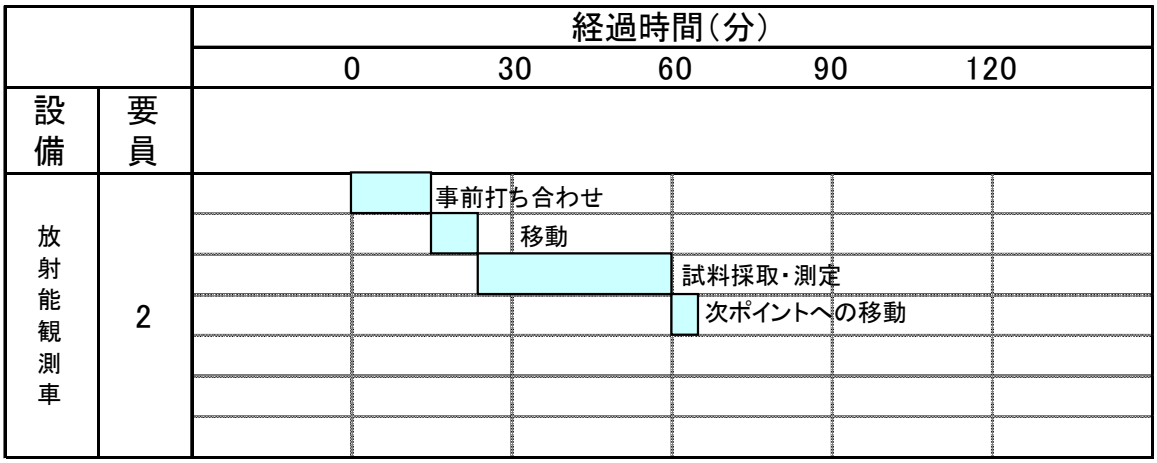


図 1.17.4　放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

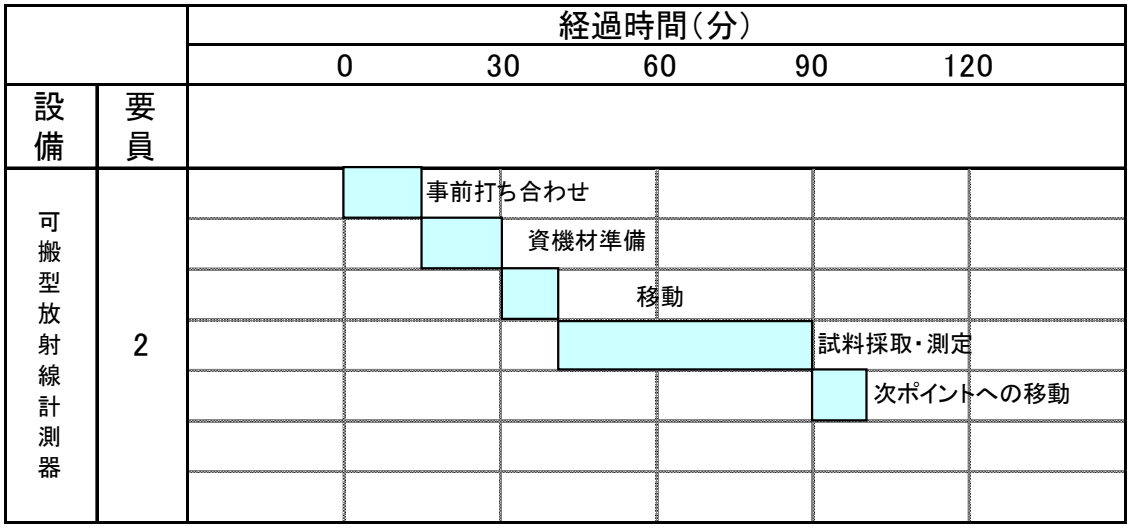


図 1.17.5　可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定のタイムチャート

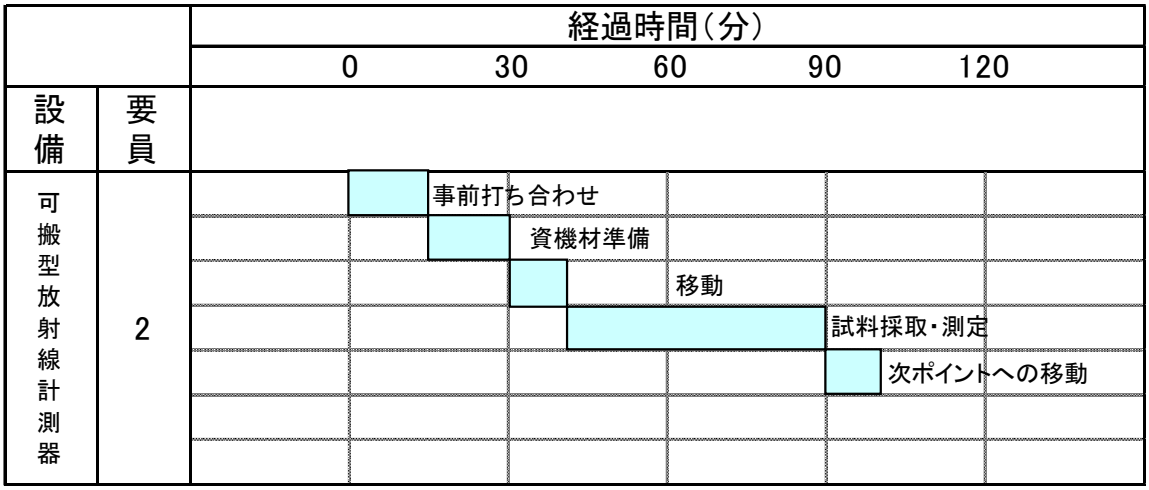


図 1.17.6　可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

図 1.17.7 発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）の測定に使用するモニタリング設備（小型船舶は除く）の保管場所及び海水・排水試料採取場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

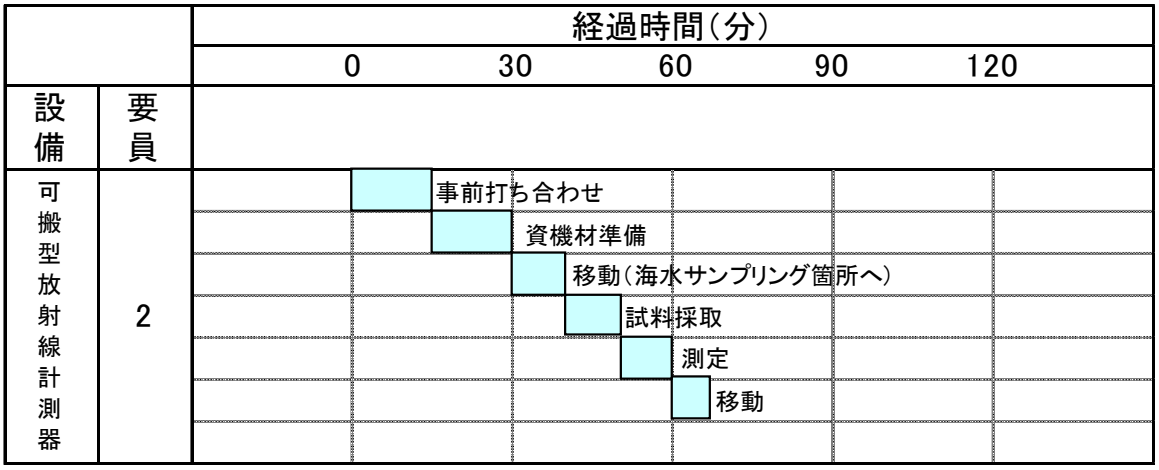


図 1.17.8　可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

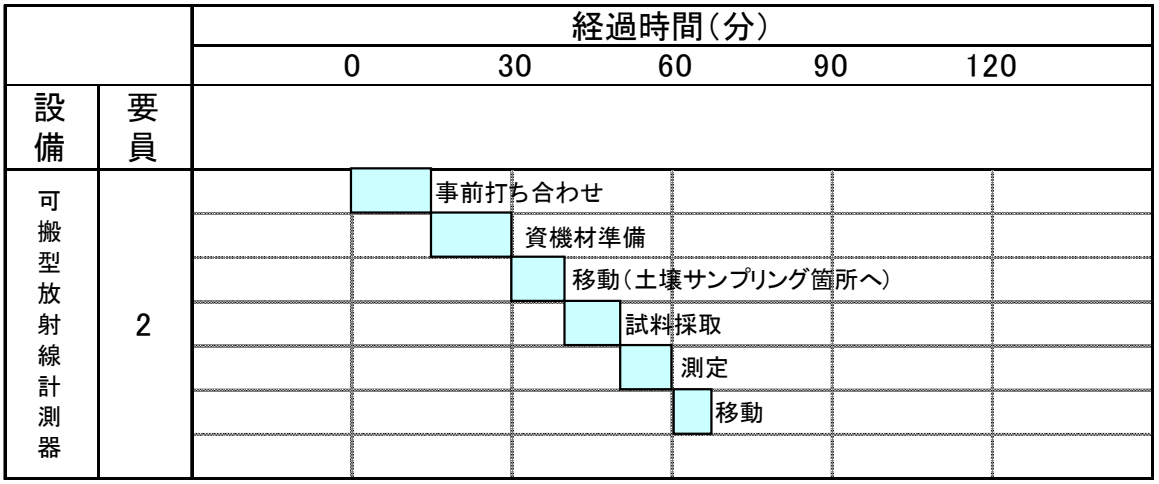


図 1.17.9　可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

図 1.17.10　小型船舶の保管場所及び運搬ルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

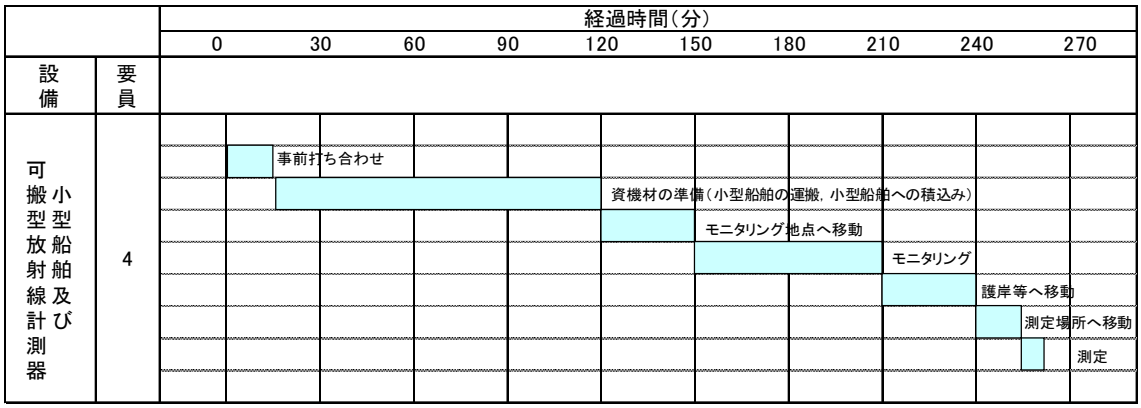


図 1.17.11　小型船舶による海上モニタリングのタイムチャート

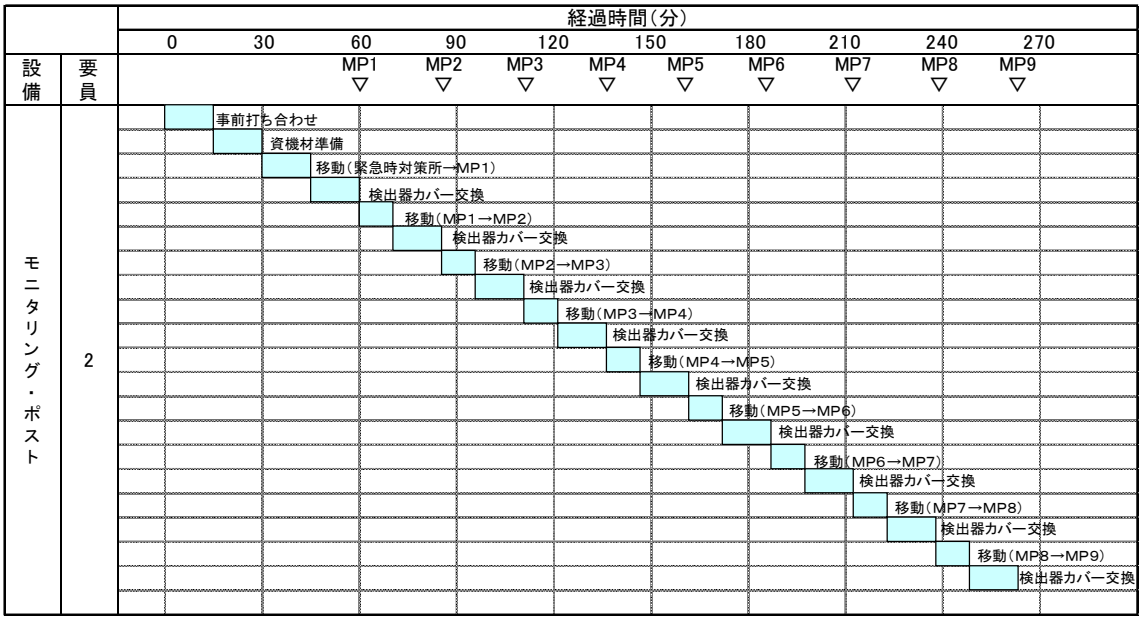


図 1.17.12　モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策の
タイムチャート

図 1.17.13 可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

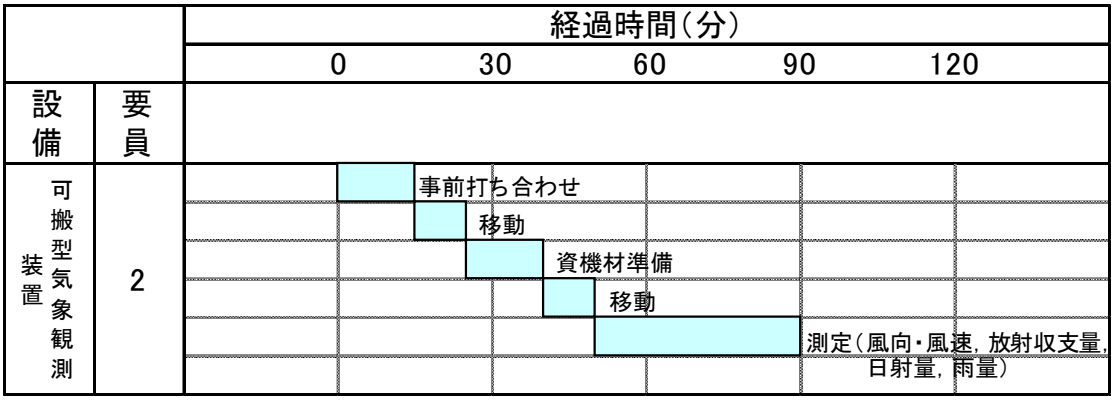


図 1.17.14　可搬型気象観測装置測定のタイムチャート

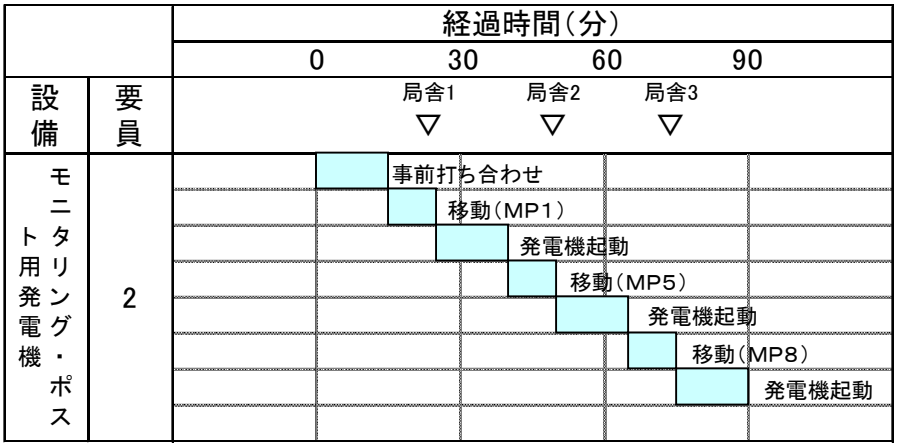


図 1.17.15　モニタリング・ポストの電源回復のタイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/2)

技術的能力審査基準（1.17）	番号	設置許可基準規則（60条）	技術基準規則（75条）	番号
【本文】 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。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。	⑦
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。	②	2　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。	2　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。	⑧
【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。	－	【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ことができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【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ことができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
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。	③	a）モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。	a）モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。	⑨
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。	④	b）常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。	b）常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。	⑩
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。	⑤	c）常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	c）常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	⑪
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。	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/2)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
放射線量の代替測定	可搬型モニタリングポスト	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	放射線量の測定	モニタリング・ポスト	常設	自動で作動	－	機能喪失していない場合は使用する
放射能観測車の代替測定	可搬型ダスト・よう素サンプラ	既設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	空気中放射性物質の濃度の測定	放射能観測車	可搬	60分	2名	機能喪失していない場合は使用する
	GM汚染サーベイメータ	既設							
	NaIシンチレーションサーベイメータ	既設							
気象観測設備の代替測定	可搬型気象観測装置	新設	② ⑧	風向，風速その他の気象条件の測定	気象観測設備	常設	自動で作動	－	機能喪失していない場合は使用する
放射線量の測定	電離箱サーベイメータ	既設	① ③ ⑦ ⑨	－	－	－	－	－	
	小型船舶	新設							
放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌）及び海上モニタリング	可搬型ダスト・よう素サンプラ	既設	① ③ ⑦ ⑨	放射性物質の濃度の測定	Geγ線多重波高分析装置	常設	測定条件による	－	自主対策とする理由は本文参照
	GM汚染サーベイメータ	既設			可搬型Geγ線多重波高分析装置	可搬			
	NaIシンチレーションサーベイメータ	既設			ガスフロー測定装置	常設			
	ZnSシンチレーションサーベイメータ	既設			－	－	－	－	
	小型船舶	新設							
バックグラウンド低減対策	検出器保護カバー	－	⑥	－	－	－	－	－	
	養生シート	－							
モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電	モニタリング・ポスト用発電機	新設	④ ⑪	モニタリング・ポストの無停電電源	無停電電源装置	常設	自動で作動	－	機能喪失していない場合は使用する
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	－	－	⑤	－	－	－	－	－	設備を必要としない

緊急時モニタリングの実施手順及び体制

重大事故等が発生した場合に実施する敷地内及び敷地境界のモニタリングは，以下の手順で行う。

(1) 放射線量及び放射性物質の濃度

・事象進展に伴う放射線量の変化を的確に把握するため，モニタリング・ポスト9台の稼動状況を確認する。

・モニタリング・ポストが機能喪失した場合は，コンテナ車等により可搬型モニタリングポストをモニタリング・ポスト位置に配置し，放射線量率の監視を行う。なお，現場の状況により配置位置を変更する場合がある。

・また，海側等に，可搬型モニタリングポスト5台を配置し，放射線量率の監視強化を行う。

・放射能観測車の使用可否を確認する。

・放射能観測車が機能喪失した場合は，放射能観測車の代替測定装置として可搬型放射線計測器により，発電所構内の放射性物質の濃度を測定する。

(2) 海水，排水及び土壌等の放射性物質の濃度

・液体状の放射性物質が屋外に漏えいするおそれがある場合，取水口，放水口等で海水，排水の採取を行い，可搬型放射線計測器により放射性物質の濃度測定を行う。

・また，周辺海域への放射性物質の漏えいが確認された場合は，小型船舶及び可搬型放射線計測器による周辺海域の放射線量率及び放射性物質の濃度の測定を行う。なお，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合に行う。

・プルーム通過後において，発電所敷地内の土壌モニタリングが必要と判断した場合に，可搬型放射線計測器により放射性物質の濃度を測定する。

（3） 気象観測

・事象進展に伴う気象情報を的確に把握するため，気象観測設備の稼動状況を確認する。

・気象観測設備が機能喪失した場合は，コンテナ車等を用いて可搬型気象観測装置を気象観測設備位置に配置し，気象観測を行う。なお，現場の状況により配置位置を変更する場合がある。

（4） 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

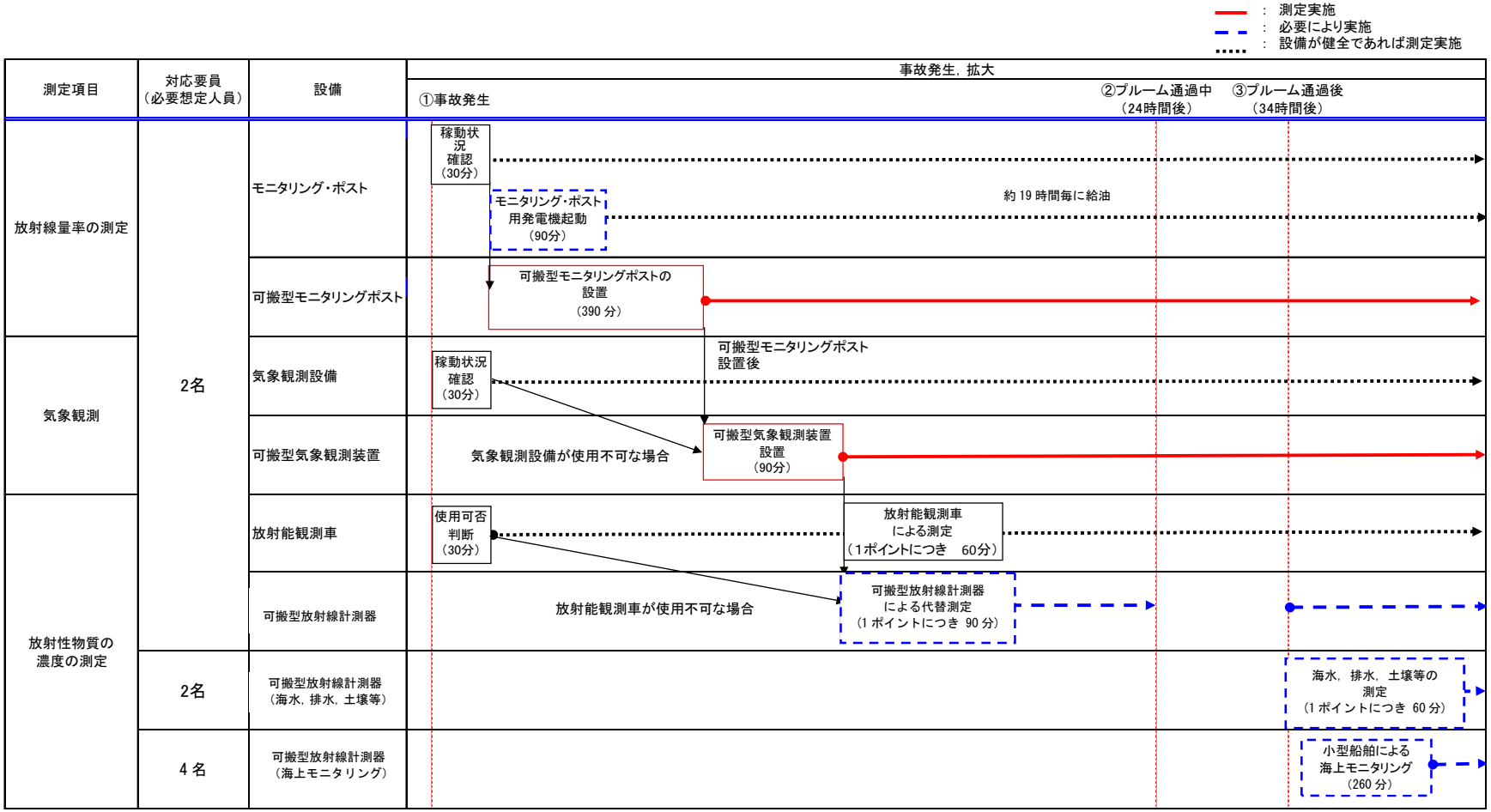
モニタリングの考え方	対 応	開始時期の考え方	対応要員（必要想定人員）
モニタリング・ポストの代替	可搬型モニタリングポストの設置	モニタリング・ポストが使用できない場合	2名
海側敷地境界等の放射線監視		原子力災害対策特別措置法第10条特定事象発生と判断した場合	
気象観測設備の代替	可搬型気象観測装置の設置	気象観測設備が使用できない場合	
放射能観測車の代替	可搬型放射線計測器による監視	放射能観測車が使用できない場合	
海水，排水のモニタリング	海水，排水の測定	液体状の放射性物質が屋外に漏えいするおそれがある場合	2名
土壌のモニタリング	土壌の測定	プルーム通過後において発電所敷地内の土壌モニタリングが必要と判断した場合	
小型船舶による海上モニタリング	放射線量率及び放射性物質の濃度の測定	取水口，放水口，雨水排水設備出口等から放射性物質漏えいが確認された場合	4名

（要員数については，今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。）

緊急時モニタリングに関する要員の動き

緊急時モニタリングの実施手順及び体制に示す対応要員について，事故発生からプルーム通過後までの動きを以下に示す。

なお，対応要員数及び対応時間については，今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。



モニタリング・ポスト

1．モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト 9 台を設けており，連続測定したデータは，中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視を行うことができる設計とする。また，そのデータを記録し，保存することができる設計とする。

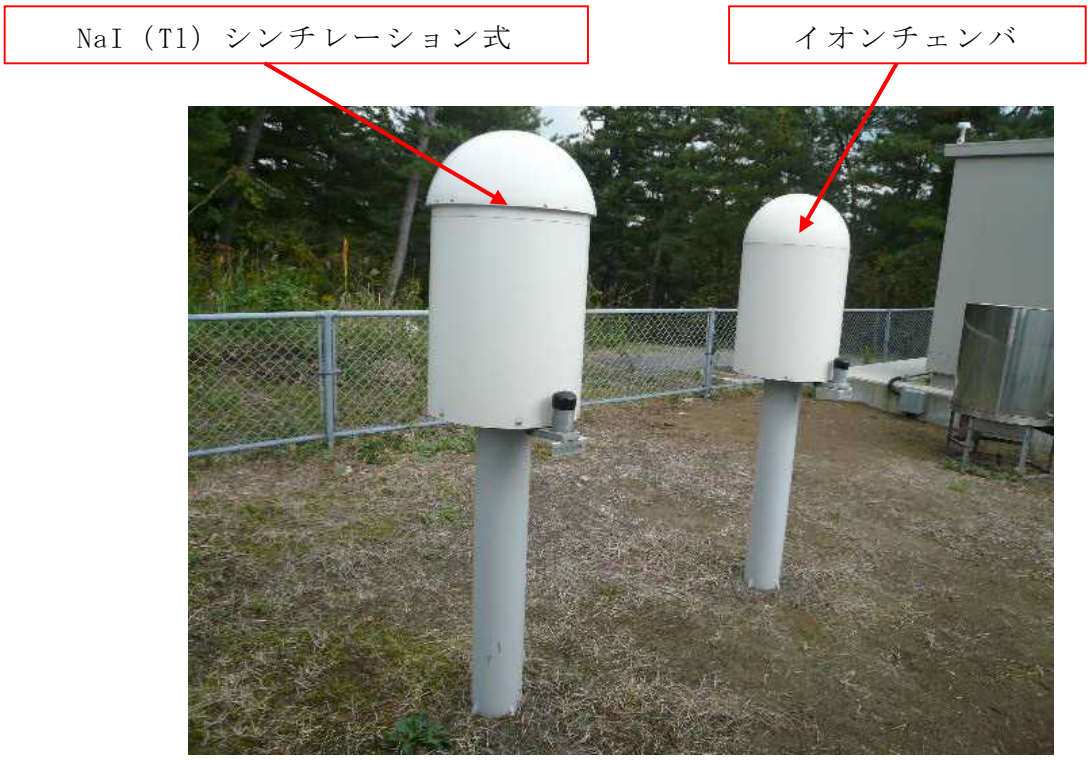
なお，モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室及び緊急時対策所に警報を発信できる設計とする。配置図を図 1，計測範囲等を表 1 に示す。

図１　モニタリング・ポストの配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表１モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	取付箇所
モニタリング・ポスト	NaI（Tl）シンチレーション式	10 ～ 10^8 nGy/h	計測範囲で可変	各１	周辺監視区域境界付近に９台
	イオンチェンバ			各１	



（モニタリング・ポストの写真）

可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

1．操作の概要

○モニタリング・ポストが機能喪失した際に，周辺監視区域境界付近の放射線量を測定するため，可搬型モニタリングポストを 9 台配置する。

○さらに海側等に 5 台可搬型モニタリングポストを配置し，放射線量の監視に万全を期す。

○荒浜側高台保管場所T.M.S.L 約37m及び大湊側高台保管場所T.M.S.L約34mに保管している可搬型モニタリングポストを測定場所に運搬し，配置，測定を開始する。

○測定値は，機器本体での表示及び電子メモリに記録する他，衛星回線によるデータ伝送機能を使用し，緊急時対策所にて監視できる。

2．必要要員数・想定時間

○必要要員数：2 名

○操作時間：配置場所での設置開始から測定開始まで…約 15 分／台

○所要時間：モニタリング・ポストの代替用(9 台)の配置…約 4 時間 30 分

：海側等 5 箇所への設置…約 2 時間

※所要時間は，可搬型モニタリングポストの運搬時間を含む。

①可搬型モニタリングポストの運搬

②可搬型モニタリングポストの設置

【設置方法等】
・可搬型モニタリングポスト本体を組み立てる。
・衛星電話のアンテナを南向きに設定する。
・可搬型モニタリングポスト本体，外部バッテリー部，衛星電話アンテナ部をケーブルにて接続する。

可搬型モニタリングポスト

モニタリング・ポストが機能喪失した際に代替できるよう 14 台（予備 1 台）の可搬型モニタリングポストを配備している。配置場所を図 1，計測範囲等を表 1，仕様を表 2 に示す。可搬型モニタリングポストの電源は，外部バッテリーにより 5 日間以上連続で稼動できる設計としており，外部バッテリーを交換することにより継続して計測できる。また，測定データは，可搬型モニタリングポストの電子メモリに記録するとともに，衛星回線により，緊急時対策所に伝送することができる。

図 1 可搬型モニタリングポストの配置位置及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 1 可搬型モニタリングポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数
可搬型モニタリングポスト	NaI(Tl)シンチレーション	10 ～ 10^9 nGy/h※	計測範囲で可変	14（予備 1 台）
	半導体			

※ 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10^{-1}Gy/h）等を満足する設計とする。

表 2 可搬型モニタリングポストの仕様

項目	内容
電源	外部バッテリー（2 個）により 5 日以上供給可能 5 日後からは，予備の外部バッテリー（2 個）と交換することにより継続して計測可能。外部バッテリーは 1 個あたり約 3 時間で充電可能。
記録	測定値は本体の電子メモリに 1 週間分程度記録
伝送	衛星回線により，緊急時対策所にてデータ監視 なお，本体で指示値の確認が可能
概略寸法	本体：約 700(W)×約 500(D)×約 1000(H)mm 外部バッテリー：約 420(W)×約 330(D)×約 180(H)mm
重量	合計：約 74kg 本体：約 40kg 外部バッテリー：約 34kg（約 17kg/個×2 個）

（可搬型モニタリングポストの写真）

放射能放出率の算出

1. 原子力発電所周辺線量予測評価システムによる算出

重大事故等時において，放射性物質が放出された場合に，放射性物質の放射能放出率を算出するために，原子力発電所周辺線量予測評価システム（以下，DIANA という。）を使用する。

DIANA は，地形形状を考慮した大気拡散評価が可能であり，放射能放出率と気象条件より発電所周辺の任意の地点の放射線量率の計算を行うことができる。このシステムを利用し，単位放出率あたりのモニタリング・ポスト等の位置での放射線量率を求め，実測された放射線量率との比例計算により，実際の放射能放出率を算出することができる。DIANA が機能喪失した場合は，「2. 環境放射線モニタリング指針に基づく算出」に基づき算出を行う。

図 1 に DIANA による評価の概略図を示す。

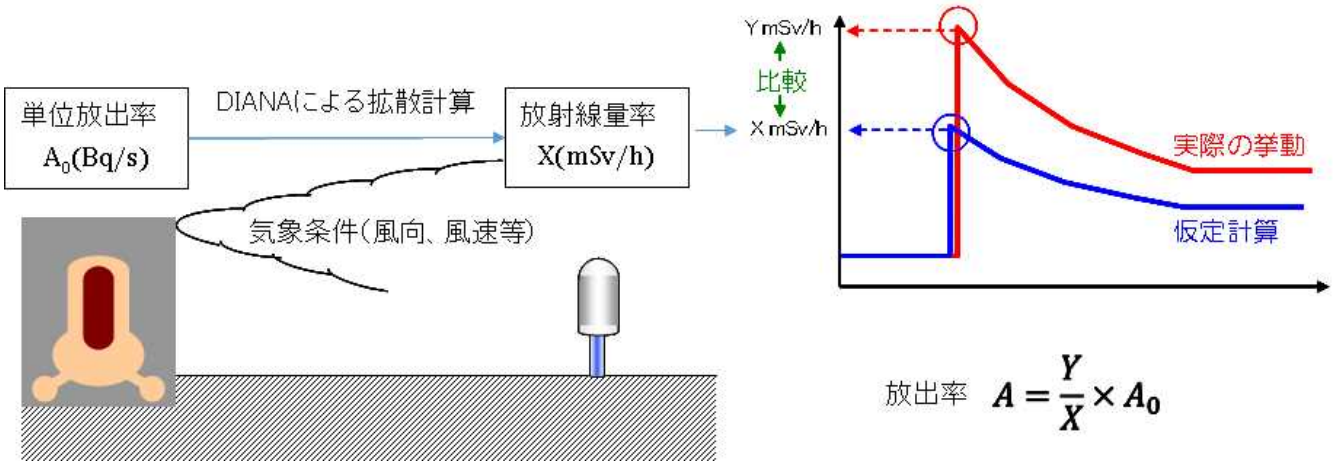


図 1　DIANA による評価の概略図

2．環境放射線モニタリング指針に基づく算出

（1）地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等時において，放射性物質が放出された場合に放射性物質の放射能放出率を算出するために，可搬型モニタリングポスト等で得られた放射線量率のデータより，以下の算出式を用いる。

（出典：「環境放射線モニタリング指針」（原子力安全委員会　平成22年4月））

a．放射性希ガス放出率（Q）の算出式

$$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E \quad (\mathrm{GBq/h})$$

Q　：実際の条件下での放射性希ガス放出率（GBq/h）

D　：風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率※1（μGy/h）

D_0　：空気カーマ率図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率（μGy/h）

（at 放出率：1GBq/h，風速：1m/s，実効エネルギー：1MeV/dis）※2

U　：平均風速（m/s）

E　：原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー（MeV/dis）

b．放射性よう素放出率（Q）の算出式

$$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0 \quad (\mathrm{GBq/h})$$

Q　：実際の条件下での放射性よう素放出率（GBq/h）

χ　：風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度※1（$\mathrm{Bq/m^3}$）

χ_0　：地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図から読み取った地表面における大気中の放射性よう素濃度（$\mathrm{Bq/m^3}$）（at 放出率：1GBq/h，風速：1m/s）※2

U　：平均風速（m/s）

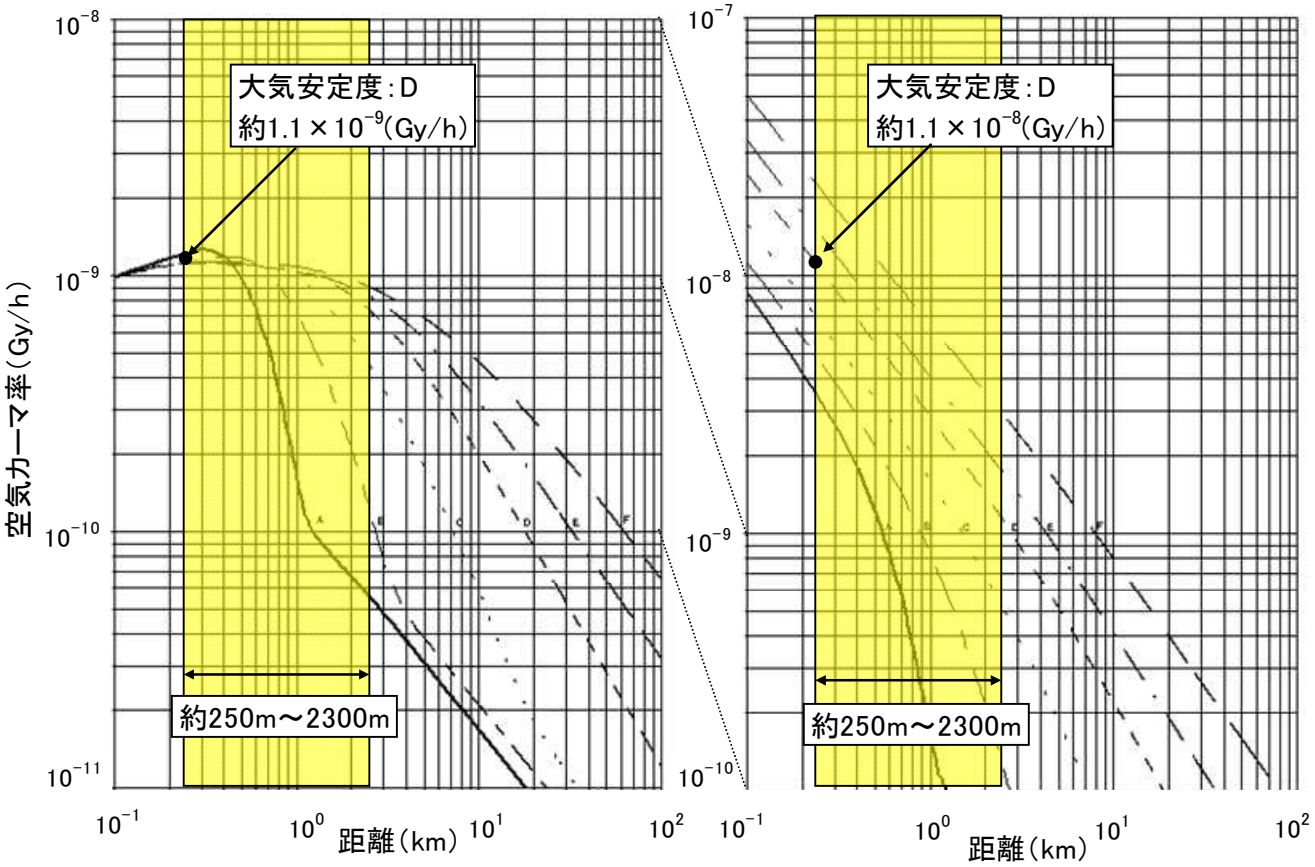
※1　：モニタリングで得られたデータを使用

※2　：排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）（日本原子力研究所 2004年6月 JAERI-Data／Code2004-010）

(2) 高い位置から放出された場合の測定について

可搬型モニタリングポストは，地上位置に配置するため，プルームが高い位置から放出された場合，プルーム高さで測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら，プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため，地表面に配置する可搬型モニタリングポストで十分に計測が可能である。

【放出高さ 80mの場合】　　【放出高さ 0m の場合】



・排気筒高さ　地上高　73m

・敷地グランドレベル　T.M.S.L 約 12m

・可搬型モニタリングポスト設置場所

（原子炉建屋から約 250m～2300m 付近）

出典：排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）（日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data／Code2004-010）

図 2　各大気安定度における地表面での放射性雲からのγ線による空気カーマ率分布図

（3）放射能放出率の算出

＜放射能放出率の計算例＞

以下に，放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を示す。

（風速は「1m/s」，大気安定度は「D」とする。）

放射性希ガス放出率＝$4\times D\times U／D_0／E$

$=4\times5\times10^{4}\times1.0／1.1\times10^{-3}／0.5=3.6\times10^{8}$　(GBq/h)

(3.6×10^{17}　Bq/h)

4　：安全係数

D　：地表モニタリング地点（風下方向）で実測された空間放射線量率

⇒50mGy/h（$5\times10^{4}\mu$Gy/h）　1Sv=1Gy とした

U　：放出地上高さにおける平均風速

⇒1.0m/s

D_0　：$1.1\times10^{-3}\mu$Gy/h　（放出高さ 80m，距離 250m）

E　：原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー

⇒0.5MeV/dis

※放射性よう素の放射能放出率は,可搬型ダスト･よう素サンプラにより採取,測定したデータから算出する。

（4）可搬型モニタリングポスト（海側）の配置位置におけるプルームの検知性について

プルームが放出された場合において，プルームは必ずしも可搬型モニタリングポストの測定位置を通過するわけではなく,間隙を通過するケースも考えられる。そのため，海側に配置する可搬型モニタリングポストの検知性について，以下のとおりDIANAによる確認を行った。

ａ．評価条件

表１　DIANAを用いた大気拡散評価

項目	設定内容	設定理由
風速	地上高10m：3.1m/s 地上高75m：5.8m/s 地上高150m：5.9m/s	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された風速の平均値を採用
風向	北東，東北東，東，東南東，南東，南南東，南，南南西	海側にプルームが放出されたことを考慮し,海側全方位を採用
大気安定度	Ｄ（中立）	柏崎刈羽原子力発電所構内で観測された大気安定度のうち,最も出現頻度の高い大気安定度を採用
放出位置	6号炉格納容器圧力逃がし装置出口配管 （地上高40.4m,標高52.4m）	7号炉でも同様の結果がえられると考えられるため，6号炉で代表して評価
評価地点	6号炉を放出原点として発電所敷地境界の以下の位置 ・南西，西南西，西，西北西，北西，北北西，北，北北東 ・可搬型モニタリングポスト（海側に配置した4台）位置を図3に示す。	プルームの方向による検知性を確認するため,風下各方位の敷地境界位置に加え,海側に配備する4台の可搬型モニタリングポスト位置で評価

ｂ．評価結果

各風向における評価地点での線量率の感度を表２に示す。ここでは，風向きによる差を確認するために，風下方向の敷地境界位置での線量率を１と規格化して求めた。各可搬型モニタリングポスト位置での評価結果は，風下方向の数値に対して，最低でも 0.15 程度の感度を有しており，プルーム通過時の線量率の計測は可能であると評価する。

表２　各風向による評価地点での線量率の感度

		風向							
		北東	東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西
評価地点	風下方向（敷地境界位置）	1	1	1	1	1	1	1	1
	海側可搬型 MP-1	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	海側可搬型 MP-2	0.56	0.03	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	海側可搬型 MP-3	1.04	0.75	0.15	0.05	0.02	0.01	0.01	0.01
	海側可搬型 MP-4	0.02	0.03	0.04	0.16	0.39	0.93	0.92	0.57

図 3 可搬型モニタリングポストの配置位置

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3．可搬型モニタリングポストの計測範囲

(1) 重大事故等時における空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において，放出放射能量を推定するために，敷地内で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは，福島第一原子力発電所の実績を踏まえて 11～12mSv/h 程度（炉心との距離が最も短い（6 号炉と MP-1）約 800m 程度の場合）が必要と考えられる。また，海側の放出を考慮して配置する可搬型モニタリングポストと炉心との距離は，約 250m 程度であるため，同様に福島第一原子力発電所の実績を踏まえて 17～125mSv/h 程度である。

このため，1000mSv/h の測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお，測定レンジを超えたとしても，近隣のモニタリング設備の測定値より推定することが可能である。また，瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は，配置位置を変更する等の対応を実施する。

(2) 最大レンジの考え方

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は，原子炉建屋から約 900m の距離にある正門付近で約 11mSv/h であった（2011.3.15 9:00）。これをもとに炉心から約 250m 及び約 800m を計算すると，線量率はそれぞれ約 17～125 mSv/h 及び約 11～12mSv/h となる。

（距離と線量率の関係）

炉心からの距離 (m)	線量率(mSv/h)
海側 約 250	約 17～125※1
モニタリング・ポスト代替 約 800	約 11～12※1
約 900	約 11

※1：風速 1m/s，放出高さ 30m，大気安定度 A～F「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）（日本原子力研究所 2004 年 6 月 JAERI-Data／Code2004-010）を用いて算出

4.　可搬型モニタリングポストのバッテリー交換における被ばく線量評価

可搬型モニタリングポストは，外部バッテリー（2 個）により 5 日間以上電源供給が可能であり，5 日後からは予備の外部バッテリー（2 個）と交換することにより，必要な期間継続して計測が可能な設計としている。なお，外部バッテリーは，荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し，通常時から充電を行うことで，5 日目に確実に交換できる設計とする。

また，14 台全ての可搬型モニタリングポストの外部バッテリーを交換した場合の所要時間は，作業開始を判断してから移動時間も含めて約 5 時間で可能である。

ここでは，以下の評価条件から，可搬型モニタリングポストのバッテリー交換における被ばく線量の評価を示す。

〈被ばく線量の評価条件〉

・発災プラント：6 号炉及び 7 号炉

・ソースターム：6 号炉格納容器ベント実施，7 号炉代替循環冷却成功

・評価点：6 号炉可搬型代替注水ポンプ（防火水槽取水）の設置場所

（可搬型 MP（展望台），海側可搬型 MP-3,海側可搬型 MP-4 は，発災プラントの比較的近傍に設置されることから，移動及びバッテリー交換時に，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による寄与を考慮した。評価点としては保守的に，実際の作業エリアよりも線源に近い場所を選定した）

・大気拡散条件：発災プラント周辺現場作業エリアのうち厳しい評価結果を与える作業場所の相対濃度及び相対線量を参照

・評価時間：合計 295 分※1

※1 可搬型 MP（展望台），海側可搬型 MP-3，海側可搬型 MP-4 に係る作業：75 分

（(作業場所への移動 15 分＋作業 5 分）×上記 3 か所＋作業場所からの移動 15 分)）

それ以外の MP に係る作業：220 分（作業場所への移動 15 分＋作業 5 分）×11 か所

・作業開始時間：事故発生後から5日後（120時間後）から作業開始

・遮蔽：考慮しない

・マスクによる防護係数：50

・被ばく経路：以下を考慮

二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，
放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，
放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく，
地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，
格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

作業開始時間 （事故発生後の経過時間）(h)	120
作業に係る被ばく線量 (mSv)	約50

放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために，放射線量率を監視，測定，記録する装置，空気中の放射性物質（粒子状物質，よう素）を採取，測定する装置等を搭載した放射能観測車を 1 台配備する。

また，福島第一及び第二原子力発電所に放射能観測車を各 1 台，合計 2 台保有しており，融通を受けることが可能である。更に，原子力事業者間協力協定に基づき，放射能観測車 11 台の融通を受けることが可能である。

放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等を表 1 に示す。

表 1　放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	個数
放射能観測車	空間ガンマ線測定装置	電離箱	10 ～ 10^8 nGy/h	サンプリング記録	1
	GM計数装置	GM 管	1 ～ 10^6 カウント	サンプリング記録	1
	よう素測定装置	NaI(Tl) シンチレーション	1 ～ 10^6 カウント	サンプリング記録	1

（その他主な搭載機器）個数　：　各 1 個

・ダスト・よう素サンプラ

・ＰＨＳ端末

・衛星電話設備（携帯型）

・風向，風速計

（放射能観測車の写真）

可搬型放射線計測器による放射性物質の濃度の代替測定

1. 操作の概要

○放射能観測車が機能喪失した際に，空気中の放射性物質の濃度を監視するため，可搬型ダスト・よう素サンプラを配置し，試料を採取する。

○免震重要棟内緊急時対策所 T.M.S.L 約 13m 又は 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 T.M.S.L 約 13m に保管している可搬型放射線計測器を車等で，測定場所に運搬し，採取する。

○採取したダスト用ろ紙及びよう素用カートリッジを可搬型放射線計測器で放射性物質の濃度を測定，記録する。

2. 必要要員数・想定時間

○必要要員数　：2 名

○操 作 時 間：BG 測定から試料採取・測定終了　　約 1 時間／箇所

○所 要 時 間：移動を含め 1 箇所の測定は，約 1 時間 30 分

※試料採取場所により，所要時間に変動がある。

ダスト・よう素の採取	ダストの測定	よう素の測定

3．放射性物質の濃度の算出

空気中の放射性物質の濃度の算出は，可搬型ダスト・よう素サンプラで採取した試料を可搬型放射線計測器にて測定し，以下の算出式から求める。

（1）空気中ダストの放射性物質の濃度の算出式

空気中ダストの放射性物質の濃度（Bq／cm^3）

＝換算係数(Bq/min^{-1})×試料の NET 値（min^{-1})／サンプリング量(cm^3)

（2）空気中よう素の放射性物質の濃度の算出式

空気中よう素の放射性物質の濃度（Bq／cm^3）

＝換算係数(Bq/nGy/h)×試料の NET 値（nGy/h)／サンプリング量(cm^3)

放射性物質の濃度の測定上限値については,「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和 56 年 7 月 23 日　原子力安全委員会決定，平成 18 年 9 月 19 日　一部改訂)」に 3.7×10^1Bq／cm^3 と定められており，サンプリング量を適切に設定することにより，サーベイメータの計測範囲内で計測することができる。

（放射性物質の濃度の測定の写真）

可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定

1. 操作の概要

○重大事故等が発生した場合に，取水口及び放水口付近から，採取用資機材を用いて海水，排水を採取する。

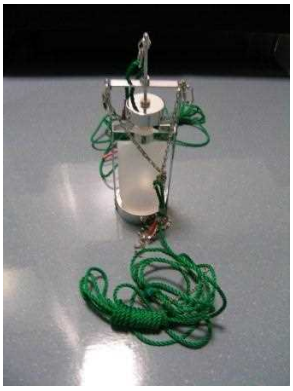
○免震重要棟内緊急時対策所 T.M.S.L 約 13m 又は 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 T.M.S.L 約 13m に保管している採取用資機材を採取場所に運搬し，海水，排水を採取する。

○採取した海水，排水を測定用のポリ容器に移し，NaI シンチレーションサーベイメータ等で放射性物質の濃度を測定，記録する。

2. 必要要員数・想定時間

○ 必要要員数 ：2 名

○ 所 要 時 間：移動を含め約 1 時間／箇所



（採取用資機材の写真）

（海水・排水採取の写真）

【測定方法】

・ 採取用機材にて，海水，排水を採取する。

・ 採取した海水，排水をポリ容器に移す。

・ 採取した海水,排水の放射性物質の濃度を NaI シンチレーションサーベイメータ等で測定し，記録する。

3．放射能濃度の算出

海水，排水の放射性物質の濃度の算出は，ポリ容器に採取した試料を NaI シンチレーションサーベイメータ等にて測定し，以下の算出式から求める。

（1）海水，排水の放射性物質の濃度の算出式

海水，排水の放射性物質の濃度（Bq／cm^3）

＝換算係数(Bq/nGy/h) ×試料の NET 値（nGy/h)／試料量(cm^3)

各種モニタリング設備等

「設置許可基準規則」第 60 条（監視測定設備）及び「技術基準規則」第 75 条（監視測定設備）の対応として，モニタリング・ポストが使用できない場合の代替モニタリング設備として,可搬型モニタリングポスト 15 台及び放射能観測車 1 台を配備し，空間放射線量率及び放射性物質の濃度を監視，測定及び記録する。

また，原子力事業者間協力協定に基づき，放射能観測車 11 台の融通を受けることが可能である。

上記モニタリング設備の他に，サーベイカー（ワゴン車等）及びサーベイメータや可搬型ダスト･よう素サンプラ等を組み合わせることで,状況に応じて，発電所内外のモニタリングを総合的に行う。

(1)　サーベイメータ等を搭載したモニタリング可能な車両（サーベイカー）

可搬型サーベイメータ等を搭載し，任意の場所のモニタリングを行うサーベイカーを 2 台配備している。

a．台　数：1 台

b．主な搭載機器（台数：以下の各 1 台をそれぞれサーベイカーに搭載）

・電離箱サーベイメータ

・GM 汚染サーベイメータ

・NaI シンチレーションサーベイメータ

・可搬型ダスト・よう素サンプラ

・PHS 端末

・衛星電話設備（携帯型）

・可搬型風向，風速計

（サーベイカーの写真）

(2) 可搬型放射線計測器

サーベイメータや可搬型ダスト・よう素サンプラ等は，放射能観測車，サーベイカーに搭載する他，状況に応じて，モニタリングに使用する。

a. 放射線量の測定

電離箱サーベイメータにより現場の放射線量率を測定する。

・電離箱サーベイメータ（緊急時対策所毎に，2 台（予備 1 台））

（電離箱サーベイメータの写真）

b. 放射性物質の採取

可搬型ダスト・よう素サンプラにより空気中の放射性物質（ダスト，よう素）を採取する。

・可搬型ダスト・よう素サンプラ（緊急時対策所毎に，2 台（予備 1 台））

（可搬型ダスト・よう素サンプラの写真）

ｃ．放射性物質の濃度の測定

・NaI シンチレーションサーベイメータ

（緊急時対策所毎に，２台（予備１台））

・GM 汚染サーベイメータ　（緊急時対策所毎に，２台（予備１台））

・ZnS シンチレーションサーベイメータ

（緊急時対策所毎に，１台（予備１台））

各種サーベイメータの写真を以下に示す。

（NaI シンチレーション
サーベイメータの写真）

（GM 汚染サーベイメータの写真）

（ZnS シンチレーション
サーベイメータの写真）

(3) 自主対策設備（放射性物質の濃度の測定）

重大事故等時に機能維持を担保できないが，機能喪失していない場合には，事故対応に有効であるため使用する。

・Geγ線多重波高分析装置

・可搬型 Geγ線多重波高分析装置

・ガスフロー測定装置

（Geγ線多重波高分析装置の写真）

（可搬型 Geγ線多重波高
分析装置の写真）

（ガスフロー測定装置の写真）

（4）小型船舶による海上モニタリング

周辺海域への放射性物質の漏えいが確認された場合には，小型船舶により，周辺海域の放射線量率を電離箱サーベイメータで測定し，その結果を記録するとともに，空気中の放射性物質及び海水のサンプリングを行う。サンプリングした試料については，GM 汚染サーベイメータ，NaI シンチレーションサーベイメータで測定し，その結果を記録する。なお，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合に海上モニタリングを行う。

小型船舶の保管場所及び運搬ルートを図 1 に示す。

ａ．台 数：1 台（予備 1 台）

ｂ．定 員：6 名

ｃ．モニタリング時に持ち込む資機材

・電離箱サーベイメータ：1 台

・可搬型ダスト・よう素サンプラ：1 台

・海水採取用機材（容器等）：1 式

ｄ．保管場所

・荒浜側高台保管場所：1 台（T.M.S.L 約 37m）

・大湊側高台保管場所：1 台（T.M.S.L 約 34m）

ｅ．移動方法

ボートトレーラーを牽引，又はユニック車にて荒浜側放水口砂浜又は物揚場まで運搬する。

図１　小型船舶の保管場所及び運搬ルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

（5） 土壌モニタリング

発電所敷地内の土壌を採取し，GM 汚染サーベイメータ等により放射性物質の濃度を測定する。また，必要に応じて ZnS シンチレーションサーベイメータにより α 線（ウラン，プルトニウム等）を測定する。

○ZnS シンチレーションサーベイメータによる測定

ZnS シンチレーションサーベイメータ	
測定の様子 	実施事項： 採取した試料を容器に入れて，ZnS シンチレーションサーベイメータにより放射性物質の濃度を測定する。

発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

(1) 原子力災害対策指針（原子力規制委員会 平成 25 年 9 月 5 日 全部改正）に従い，国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて，図 1 及び表 1 のとおり国，地方公共団体と連携を図りながら，敷地外のモニタリングを実施する。

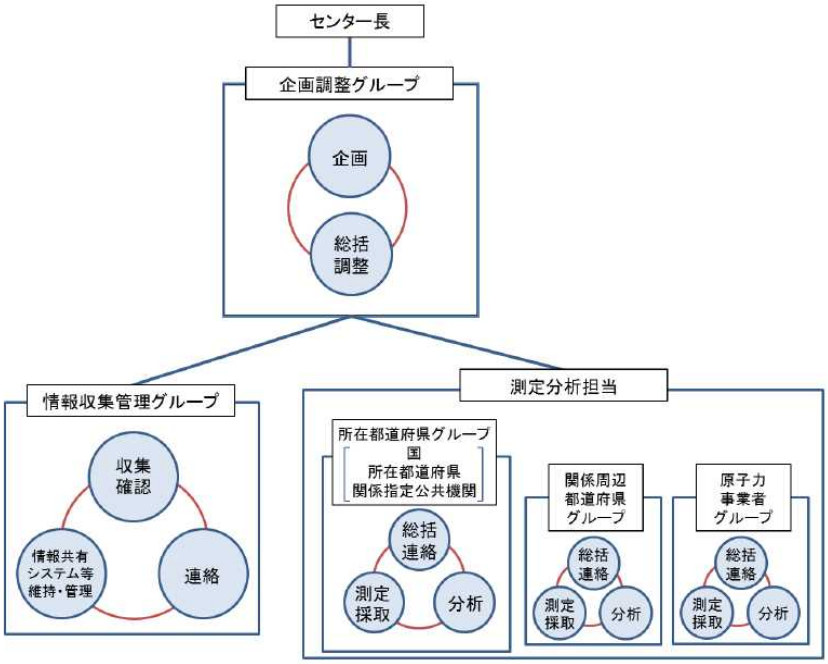


図 1　緊急時モニタリングの体制図

表 1　緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成

	機能	人員構成
企画調整グループ	・緊急時モニタリングセンターの総括 ・緊急時モニタリングの実施内容の検討，指示等	・対策官事務所長及び対策官事務所長代理を企画調整グループ長，所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置 ・国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
情報収集管理グループ	・緊急時モニタリングセンター内における情報の収集等 ・緊急時モニタリングの結果の共有，緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等 ・現地における緊急時モニタリング結果の情報共有システムの維持・異常対応等	・国の職員（原子力規制庁監視情報課）を情報収集管理グループ長とし，国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
測定分析担当	・企画調整グループで作成された指示書に基づき，必要に応じて安定よう素剤を服用したのち測定対象範囲の測定業務	・所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者のグループで構成し，それぞれに全体を統括するグループ長を配置

出典：緊急時モニタリングセンター設置要領　第 1 版（平成 26 年 10 月 29 日）

(2) 原子力事業者防災業務計画において，以下の状況を把握し，オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

① 事象発生時刻及び場所
② 事象発生の原因，状況及び拡大防止措置
③ 被ばく及び障害等人身災害にかかわる状況
④ 発電所敷地周辺における放射線並びに放射能の測定結果
⑤ 放出放射性物質の量，種類，放出場所及び放出状況の推移等の状況
⑥ 気象状況
⑦ 収束の見通し
⑧ その他必要と認める事項

他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

原子力災害が発生した場合，他の原子力事業者との協力体制を構築するため，原子力事業者間協力協定を締結している。

(1) 原子力事業者間協力協定締結の背景

平成 11 年 9 月のＪＣＯ事故の際に，各原子力事業者が周辺環境のモニタリングや，住民の方々のサーベイなどの応援活動を実施した。

この経験を踏まえ，平成 12 年 6 月に施行された原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）の内容とも整合性をとりながら，原子力事業者間協力協定を締結した。

(2) 原子力事業者間協力協定（内容）

（目的）

原災法第 14 条*の精神に基づき，国内原子力事業所において原子力災害が発生した場合，協力事業者が発災事業者に対し，協力要員の派遣，資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し，原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努め，原子力事業者として責務を全うすることを目的としている。

＊原災法第 14 条　（他の原子力事業所への協力）
原子力事業者は，他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策が必要である場合には，原子力防災要員の派遣，原子力防災資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努めなければならない。

（事業者）

電力 9 社（北海道，東北，東京，中部，北陸，関西，中国，四国，九州），日本原子力発電，電源開発，日本原燃

（協力の内容）

発災事業者からの協力要請に基づき，緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため，緊急時モニタリング，避難待避時検査及び除染その他の住民避難に対する支援に関する事項について協力要員の派遣，資機材の貸与その他の措置を講ずる。

モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストの バックグラウンド低減対策手段

重大事故等により，モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポスト周辺の汚染に伴い測定ができなくなることを避けるために，以下のとおり，バックグラウンド低減対策手段を整備する。

(1) モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

重大事故等により，放射性物質により検出器保護カバーが汚染される場合を想定し，交換用の検出器保護カバーを備える。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

①サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
② モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を行う。
③ 局舎壁等は拭き取り等を行う。
④ 除草，土壌の除去，落ち葉の撤去等を行う。
⑤ サーベイメータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

(2) 可搬型モニタリングポスト

・汚染予防対策

重大事故等により，放射性物質により可搬型モニタリングポストが汚染される場合を想定し，可搬型モニタリングポストの設置を行う際，予め養生を行う。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，可搬型モニタリングポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

① サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
② 予め養生を行っていた養生シートを取り除く。
③ 除草，土壌の除去，落ち葉の撤去等を行う。
④ サーベイメータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

(3) バックグラウンド低減の目安について

放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安については，以下のとおり。

・モニタリング・ポスト及び可搬型モニタリングポストの通常時の放射線量率レベル
・ただし，汚染の状況によっては，通常値まで低減することが困難な場合があるため,検出器の周囲にコンクリートの遮蔽壁を設置するなど可能な限りバックグラウンドの低減を図る。

気象観測設備

気象観測設備は，放射性気体廃棄物の放出管理，発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価及び一般気象データ収集のために，風向，風速，日射量，放射収支量，雨量，温度等を測定し，中央制御室及び緊急時対策所に表示できる設計とする。また，そのデータを記録し，保存することができる設計とする。

気象観測設備の配置図を図 1，測定項目等を表 1 に示す。

図 1　気象観測設備の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表１　気象観測設備の測定項目等

<table>
<tr><td colspan="2">気象観測設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">

（気象観測設備の写真）</td></tr>
<tr><td>台数：各１台
（測定項目）
風向※，風速※
日射量※，放射収支量※
雨量，温度等</td><td>（記録）
有線回線及び無線回線にて，中央制御室及び緊急時対策所に表示する。また，そのデータを記録し，保存する。</td></tr>
</table>

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目

可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

1．操作の概要

○重大事故等発生後に，気象観測設備（風向，風速，日射量，放射収支量，雨量）が機能喪失した場合に使用する。

○荒浜側高台保管場所 T.M.S.L 約 37m 及び，大湊側高台保管場所 T.M.S.L 約 34m に保管している可搬型気象観測装置（各 1 台）を気象観測設備近傍に運搬し，設置，測定を開始する。

○測定値は電子メモリにて記録する。また，衛星回線によるデータ伝送機能を使用し，緊急時対策所にて監視する。

2．必要要員数・想定時間

○ 必要要員数 ：2 名

○ 所 要 時 間：可搬型気象観測装置（1 台）の設置：約 1 時間 30 分

※ 所要時間は可搬型気象観測装置の運搬時間を含む。

（可搬型気象観測装置の写真）

可搬型気象観測装置

気象観測設備が機能喪失した際,可搬型気象観測装置を使用して風向,風速,日射量，放射収支量，雨量を測定，記録する。配置場所は，以下の理由より，恒設の気象観測設備とする。

① グランドレベルが恒設の気象観測設備と同じ。
② 配置場所周辺の建物や樹木の影響が少ない。
③ 事故時に放射性物質が放出された際に緊急時対策所付近の風向･風速を把握できる。

可搬型気象観測装置の配置図を図 1，測定項目等を表 1 に示す。

なお，放射能観測車に搭載している可搬型風向，風速計にて，風向，風速を測定することも可能である。

図 1 可搬型気象観測装置の配置位置及び保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 1　可搬型気象観測装置の測定項目

可搬型気象観測装置
 （可搬型気象観測装置の写真）
個数：2（予備 1 台含む）
（測定項目） 風向※，風速※，日射量※，放射収支量※，雨量 （電源） 外部バッテリー（5 個）により 7 日以上供給可能 7 日後からは，外部バッテリー予備（5 個）と交換することにより継続して計測可能。外部バッテリーは 1 個あたり約 1 日で充電可能。 （記録） 本体の電子メモリに 1 週間以上記録。 （伝送） 衛星回線にて緊急時対策所へ伝送可能 （重量） 合計：約 141kg 本体：約 22kg 外部バッテリー：約 119kg（約 20.5kg/個×5 個+約 16kg(ケース)）

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目

可搬型気象観測装置の気象観測項目について

重大事故等において，放射性物質が放出された場合，放出放射能量評価や大気中における放射性物質拡散状態の推定を行うために，気象観測設備が使用できない場合は，可搬型気象観測装置で以下の項目について気象観測を行う。

(1) 観測項目

風向，風速，日射量，放射収支量及び雨量

風向，風速，日射量，放射収支量については，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会決定 昭和 57 年 1 月）」に基づく測定項目

(2) 各観測項目の必要性

放出放射能量,大気安定度及び放射性物質の降雨による地表への沈着の推定には，それぞれ以下の観測項目が必要となる。

a．放出放射能量

風向，風速，大気安定度

b．大気安定度

風速，日射量，放射収支量

c．放射性物質の降雨による地表への沈着の推定

雨量

モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び発電機

モニタリング・ポストの電源は，常用電源 2 系統に接続しており，常用電源喪失時は，専用の無停電電源装置により常用電源復旧までの期間の機能を維持できる設計とする。また，重大事故等の発生により，12 時間以上常用電源が復旧しない場合に，重大事故等対処設備であるモニタリング・ポスト用発電機による給電が可能な設計とする。モニタリング・ポスト用発電機は，約 19 時間ごとに給油を行う。

無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機の設備仕様を表 1 に，電源構成概略図等を図 1 に示す。

表 1　無停電電源装置及びモニタリング・ポスト用発電機の設備仕様

名称	台数	出力	発電方式	バックアップ時間※3	燃料	備考
無停電電源装置	局舎毎に 1 台 計 9 台	1.5kVA (3.0kVA)※1 (5.0kVA)※2	蓄電池	約 15 時間以上	－	常用電源喪失時に自動起動し，常用電源復旧までの期間を担保する。
モニタリング・ポスト用発電機	1 台 ／ 3 局 計 3 台	40kVA	ディーゼルエンジン	常用電源喪失後 15 時間以内に手動起動させ，約 19 時間ごとに給油を行いつつ，常用電源復旧までの期間を担保する。	軽油	基準地震動による地震力に対する耐震性が確認できないため，機能喪失した場合は，可搬型モニタリングポストにより対応する。

※1　モニタリング・ポスト 1，5

※2　モニタリング・ポスト 8

※3　バックアップ時間は，各モニタリング・ポストの実負荷より算出。

○電源構成概略

（3 局毎の構成を示す。MP-4～MP-6，MP-7～MP-9 についても同様。）

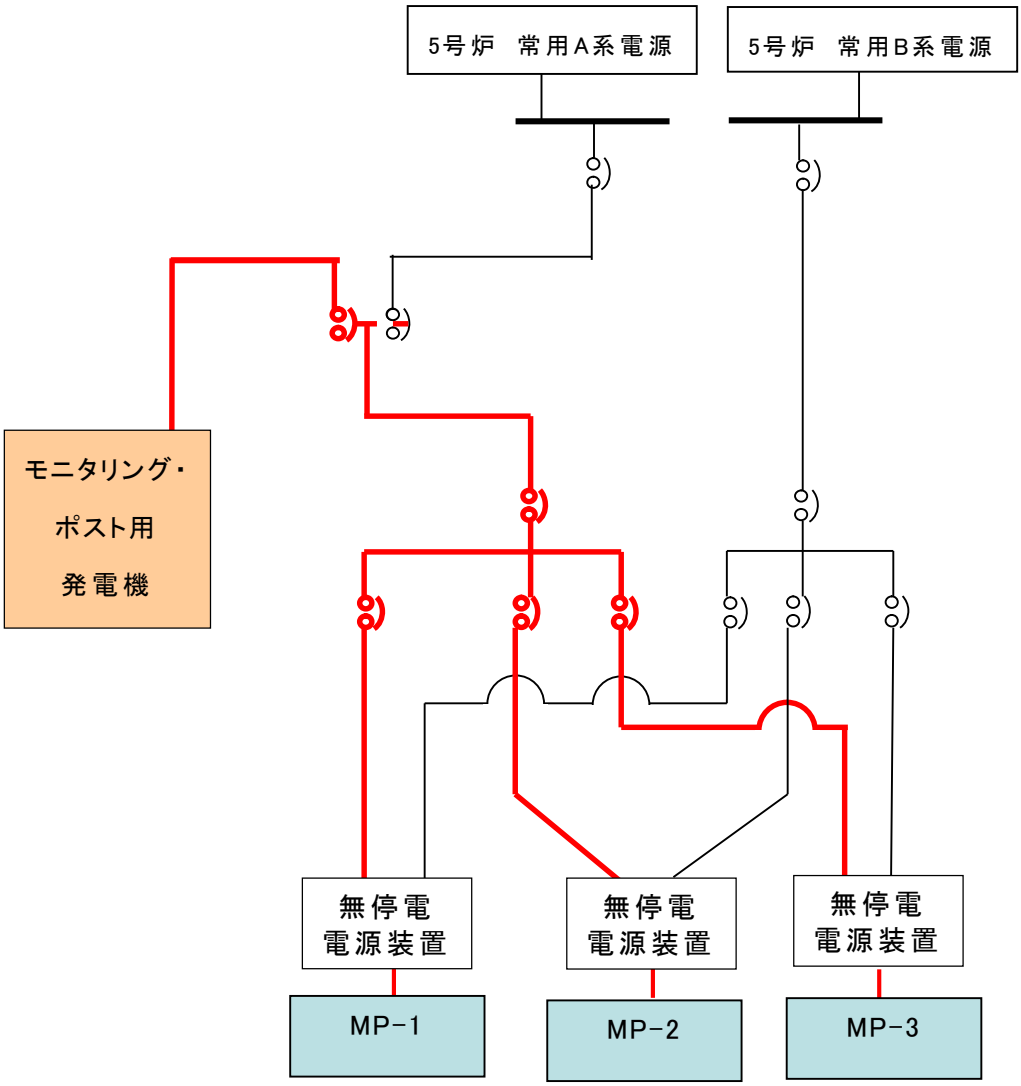


図 1　モニタリング・ポストの電源構成概略図等（1/2）

○外観写真

（無停電電源装置の写真）

（モニタリング・ポスト用発電機の写真）

図１　モニタリング・ポストの電源構成概略図等（2/2）

手順のリンク先について

監視測定等に関する手順等について,手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1.17.2.3　モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順

〈リンク先〉1.14.2.4　燃料の補給手順

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等

＜　目　　次　＞

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等
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)　免震重要棟内緊急時対策所から３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動判断並びに移動のための手順
(2)　緊急時対策所立ち上げの手順
a.　免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順
b.　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順
c.　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
(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
b.　免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）への移動の手順
c.　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）への移動の手順
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)　必要な情報を把握できる設備（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)　放射線管理に関する手順
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置及び運用手順
c.　緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替手順
(2)　飲料水，食料等の維持管理
1.18.2.4　代替電源設備からの給電手順
(1)　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による給電
a.　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機燃料給油手順

(2)　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車による給電

a.　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車起動手順

b.　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の切替手順

c.　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車燃料タンクへの燃料給油手順

d.　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の並列運転手順

1.18.2.5　現場要員の待避手順

(1) 気象状況の急変，爆発等の不測の事態が発生した場合における現場要員の待避手順

a.　緊急時対策所，一時待避場所への待避手順

(2) 放射性物質が放出した場合における現場要員の待避手順

a.　緊急時対策所への待避手順

添付資料 1.18.1　重大事故等対処設備及び自主対策設備整理表

添付資料 1.18.2　居住性を確保するための手順等の説明について

添付資料 1.18.3　電源設備からの給電を確保するための手順等の説明について

添付資料 1.18.4　必要な情報を把握するための手順の説明について

添付資料 1.18.5　必要な数の要員の収容に係る手順等の説明について

添付資料 1.18.6　手順のリンク先について

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。

柏崎刈羽原子力発電所においては，緊急時対策所として，免震構造を有する免震重要棟の「免震重要棟内緊急時対策所」と，３号炉原子炉建屋内の「３号炉原子炉建屋内緊急時対策所」を設置する。

免震重要棟内緊急時対策所は免震構造を有した免震重要棟に設置している。免震構造を有した建物は，発電施設等に大きな影響が生じる可能性がある短周期地震に対して優位性を有しており，免震重要棟は建築基準法告示で規定される地震動を 1.5 倍した地震力に対応した設計がなされている。

加えて，緊急時対策所の設置位置が緊急時対策要員の執務室・宿直室に近いため，利便性が高いこと，迅速な緊急時対策所拠点立ち上げが可能であることから，免震重要棟緊急時対策所を優先的に使用する方針である。

一方で，非常に大きな長周期成分を含む一部の基準地震動に対しては通常の免震設計クライテリアを満足しない場合がある。

そのため，震度６弱以上の地震発生後に，重大事故等に対処するための要員が免震重要棟に参集した後，免震重要棟内緊急時対策所の使用可否を判断し，使用可能と判断できない場合は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動することとする。

免震重要棟内緊急時対策所及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所（以下，単に「緊急時対策所」と記載するときは，２ヶ所の緊急時対策所を指す。）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発電所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設計基準対処設備，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：「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，発電所の共通用高圧母線から給電されている。

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上で（以下「機能喪失原因対策分析」という。），想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（図 1.18.1，図 1.18.2）。

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，設計基準対処設備，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，設計基準対処設備，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対処設備，重大事故等対処設備，自主対策設備，資機材及び整備する手順についての関係をそれぞれ表 1.18.1，表 1.18.2 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。

免震重要棟内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。

・免震重要棟内緊急時対策所遮蔽
・免震重要棟内緊急時対策所（待避所）遮蔽
・免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機
・免震重要棟内緊急時対策所給排気隔離ダンパ(給気隔離ダンパ,排気隔離ダンパ,給排気隔離ダンパ（手動))
・地震観測装置（加速度検出器，震度表示計，変位量識別用ポール）
・酸素濃度計
・二酸化炭素濃度計
・差圧計

３号炉原子炉建屋内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。

・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽
・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避所）遮蔽
・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機
・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所給排気隔離ダンパ（MCR 排気ダンパ，MCR 外気取入ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ）
・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。

免震重要棟内緊急時対策所の必要な情報を把握できる設備，必要な通信連絡を行うための設備及び資機材は以下のとおり。

・必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））※3
・データ伝送設備※4
・衛星電話設備（常設，可搬型）
・無線連絡設備（常設，可搬型）
・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

※３　必要な情報を把握できる設備とは，主にデータ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳ表示装置から構成される安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）を示す。

※４　データ伝送設備とは，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうち緊

急時対策支援システム伝送装置を示す。

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な情報を把握できる設備，必要な通信連絡を行うための設備及び資機材は以下のとおり。

・ 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））※3
・ データ伝送設備※4
・ 衛星電話設備（常設，可搬型）
・ 無線連絡設備（常設，可搬型）
・ 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

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，代替電源設備からの給電を確保するための手段がある。

免震重要棟内緊急時対策所の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。

・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機
・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク
・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤
・軽油タンク
・タンクローリ（16kL）

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の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。

・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車
・交流分電盤
・負荷変圧器
・軽油タンク
・タンクローリ（4kL）

(b) 重大事故等対処設備，設計基準対処設備，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遮蔽，緊急時対策所（待避室）遮蔽，緊急時対策所可搬型陽圧化空調機，緊急時対策所給排気隔離ダンパ，地震観測装置，酸素濃度計，差圧計，必要な情報を把握できる設備（ＳＰＤＳ），データ伝送設備（緊急時対策支援システム伝送装置），衛星電話設備（常設，可搬型），無線連絡設

備（常設，可搬型）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，重大事故等対処設備と位置付ける。

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，免震重要棟内緊急時対策所の代替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，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤，軽油タンク，タンクローリ（16kL）はいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。また，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の代替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，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車，交流分電盤，負荷変圧器，軽油タンク，タンクローリ（4kL）はいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備において，発電所内外との通信連絡を行うことが可能であり，以下の設備は代替機能を有する設計基準対処設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

・送受話器（ページング）
・電力保安通信用電話設備
・局線加入電話設備
・専用電話設備（ホットライン）
・テレビ会議システム
・衛星電話設備（社内向）※5（自主対策設備）

※５　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ設置。３号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用する場合のみ使用。

上記の設備は，基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所内外と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。

(c) その他

交流動力電源が健全な場合には，免震重要棟内緊急時対策所２階の換気に免震重要棟内緊急時対策所換気空調系設備を利用することが可能である。そのため，以下設備は自主対策設備とする。

・免震重要棟内緊急時対策所換気空調系設備（送風機，排風機）

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(表1.18.1,表1.18.2参照)。また，事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（表1.18.3，表1.18.4，表1.18.5，表1.18.6参照）

これらの手順は，本部長※6，号機班※7，復旧班※8，保安班※9及び総務班※10対応として，緊急時対策所立ち上げの手順，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，必要な情報を把握できる設備（ＳＰＤＳ）によるプラントパラメータ等の監視手順，放射線管理に関する手順，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車起動手順等に定める。

本部長が持っている権限のうち，その一部を予め計画・情報統括※11，号機統括※12，総務統括※13に委譲している。

また，通常時における対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，飲料水及び食料等の管理，運用については，防災安全グループマネージャー，放射線安全グループマネージャー，放射線管理グループマネージャー及び労務人事グループマネージャー※14にて実施する。

※６　本部長：重大事故等発生時の原子力防災管理者（所長）及び代行者をいう。本部長には，それを補佐する本部長付を置く。

※７　号機班：緊急時対策要員のうち号機班の班員をいう。

※８　復旧班：緊急時対策要員のうち復旧班の班員をいう。

※９　保安班：緊急時対策要員のうち保安班の班員をいう。

※10　総務班：緊急時対策要員のうち総務班の班員をいう。

※11　計画・情報統括：緊急時対策要員のうち情報・基盤班，計画班，保安班の業務を総括する者をいう。

※12　号機統括：緊急時対策要員のうち復旧班，号機班の業務を総括する者をいい，６号炉を統括するものを６号統括，７号炉を統括するものを７号統括という。

※13　総務統括：緊急時対策要員のうち資材班，総務班の業務を統括する者をいう。

※14　防災安全グループマネージャー，放射線安全グループマネージャー，放射線管理グループマネージャー及び労務人事グループマネージャー：通常時の発電所組織における各グループの長をいう。

（添付資料1.18.5(1)～(3)）

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，緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所可搬型陽圧化空調機，酸素濃度計，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，緊急時対策所可搬型陽圧化空調機によりヨウ素類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。

なお，２ヶ所の緊急時対策所が６号及び７号炉から離れた位置にあるため，大気への拡散によって２ヶ所の緊急時対策所に到達する希ガス等の放射性物質の濃度は薄くなることから，一過性の希ガスに対する対策は必要としない。

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)　免震重要棟内緊急時対策所から３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動判断並びに移動のための手順

免震構造を有した建物は，発電施設等に大きな影響が生じる可能性がある短周期地震に対して優位性を有しており，免震重要棟は建築基準法の告示で規定される地震動を 1.5 倍した地震力に対応した設計がなされている。一方で，非常に大きな長周期成分を含む一部の基準地震動に対しては通常の免震設計クライテリアを満足しない場合がある。

そのため，免震重要棟の建物上屋の変位が免震装置の設計目標値の変位量(75cm)を超えていたかを識別することができる措置を講じた設計としている。そのイメージ図は図 1.18.3 のとおりである。

一方，大きな地震が生じた後にはそれが更に大規模な地震を誘発する可能性を排除できないことから，上記の変位量識別用ポール（75cm）に加え，免震重要棟基礎部に設置する地震計により連続的に地震観測を行うことで，免震重要棟内緊急時対策所の使用可否の判断を行う。

発電所立地地域に震度６弱以上（気象庁発表）の地震が発生した場合に，重大事故等に対処するための要員が免震重要棟入口近傍に参集の後，免震重要棟内緊急時対策所の使用可否を判断し，使用可能と判断できない場合は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動するための手順を整備する。（使用可否の判断基準については添付資料 1.18.2.(1)参照）

(a) 手順着手の判断基準

発電所立地地域に震度６弱（気象庁発表）以上の地震が発生した場合。

(b) 手順

免震重要棟内緊急時対策所の使用可否判断をした後，必要に応じて３号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動するための手順は以下のとおり。手順のタイムチャートを図 1.18.4 に示す。

① 初動対応要員は，免震重要棟の入口に一時参集する。

② 総務統括は，作業着手の判断基準に基づき，総務班長に免震重要棟の建物上屋の変位と免震重要棟基礎部に設置する地震計の震度を確認するよう指示する。

③ 総務班は，免震重要棟の周辺の「変位量識別用ポール（75cm）」の異常の有無を確認するするとともに，免震重要棟基礎部に設置する地震計の震度を確認する。

④ 総務班長は，「変位量識別用ポール（75cm）」と地震計の震度の確認結果を，総務統括を経由して本部長に報告する。

⑤ 本部長は，上記の確認結果の報告を受け，変位量識別用ポール（75cm）が損傷しておらず，地震計が震度７未満の場合は，免震重要棟内緊急時対策所の使用を判断する。②～④の所要時間は約 10 分である。

一方，変位量識別用ポール（75cm）が損傷していた場合（以下，「ケース１」という。），変位量識別用ポール（75cm）が損傷しておらず，地震計が震度７であった場合（以下，「ケース２」という。）は，本部長は３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動を判断する。

⑥ 免震重要棟内緊急時対策所を使用中に，更に建物に影響があるような地震が発生した場合は，上記②～⑤の要領で免震重要棟の建物上屋の変位量及び免震重要棟基礎部の地震計の震度を確認し，本部長は免震重要棟内緊急時対策所の継続使用，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動を判断する。

（以下，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動すると判断した場合）

⑦ ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動する際，基本的に必要最小限の要員を免震重要棟又はその近傍に残し，本部長はその要員を指名する。

⑧ 保安班は，屋外が放射性物質で汚染している場合は，緊急時対策要員に必要な保護具を着用させる。

⑨ 本部長を含めた初動対応要員は，必要最小限の要員をケース１の場合は免震重要棟の近傍，ケース２の場合は免震重要棟内緊急時対策所に残して，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する。その際のアクセスルートについては，図 1.18-5 のとおり。３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動時間は 20 分程度である。

その間，ケース１の場合は，免震重要棟の近傍に残った要員は，免震重要棟又は宿泊場所から持ち出した通信連絡設備（衛星電話設備（可搬型），無線連絡設備（可搬型））で，各中央制御室と連絡を取り合い，プラントの状況を把握し，必要に応じ本部長の代行として指揮をとる。

ケース２の場合は，免震重要棟内緊急時対策所に残った要員が通信連絡設備を使用し，各中央制御室と連絡を取り合い，プラントの状況を把握し，必要に応じて本部長の代行として指揮をとる。

⑩ ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備，必要な情報を把握できる設備等へは，通常３号炉無停電電源装置で給電が行われるが，無停電電源装置から受電できない場合は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車を起動し，それからの受電に切り替えることで給電する。本部長は，同電源車の起動する要員について，現場対応を妨げることがないよう，現場対応でない要員の中から指名する。本部及び主要な機能班の机等は予め配備されており，本部立ち上げに要する要員は５名程度で可能である。免震重要棟の使用可否判断，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動，電源車起動，交流分電盤切り替えも含めて 40 分程度で対応可能である。

⑪ 本部長は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の本部立ち上げ後に，免震重要棟又はその近傍に残った要員から移動中に収集されたプラント状況等の報告を受ける。

⑫ 免震重要棟又はその近傍に残った要員は，本部長への報告の後に３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に向けて移動し，合流する。

(c) 成立性

本部及び主要な機能班の机等は予め配備されており，本部立ち上げは短時間で可能であり，作業着手指示から３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動，緊急時対策所の立ち上げまで約 40 分である。

暗所においても円滑に対応できるよう，ヘッドライト等を配備する。

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動の際も，免震重要棟又はその近傍に残った要員により緊急時対策所の機能を維持することで，指揮命令系統が途絶えることはない。

(2) 緊急時対策所立ち上げの手順

重大事故が発生するおそれがある場合等※15，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。

※15 緊急時態勢が発令され，発電所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。ただし，非常に大きな長周期成

分を含む一部の基準地震動に対しては免震重要棟の通常の免震設計クライテリアを満足しない場合があるため，免震重要棟内緊急時対策所の使用可能と判断ができない場合は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。

a. 免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順

免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）を使用するにあたり，免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を起動し，必要な換気を確保するとともに，同空調機フィルタ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。（添付資料 1.18.2(3)）

所内電源の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，免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を起動する。

(d) 手順着手の判断基準

当直副長が，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生したと判断した後，保安班長が，事象進展の状況，参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して，免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の起動を行うと判断した場合。（保安班の緊急時対応の例については，添付資料1.18.5(8) 10.「保安班の緊急時対応のケーススタディー」に示す。）

(e) 操作手順

免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）の使用に先立ち，免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を運転する手順は以下のとおり。免震重要棟内緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機運転の概略系統図を図 1.18.6 に，手順のタイムチャートを図 1.18.7 に，可搬型陽圧化空調機及び活性炭フィルタの保管・設置場所を図 1.18.11 に示す。

① 保安班長は，作業着手の判断基準に基づき，保安班に免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の起動を指示する。

② 保安班は，免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）の給排気隔離ダンパ（手動）を閉止する。

③ 保安班は，活性炭フィルタ保管場所に移動し，活性炭フィルタ保管容器から活性炭フィルタを取出した後，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機設置場所に移動する。

④ 保安班は，３台の免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタを装着し，仮設ダクトを差込口に接続して，電源を接続する。

⑤ 保安班は，３台の免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を起動する。

⑥ 保安班は，差圧計で室内の圧力を微正圧（20Pa 以上）であることを確認する。一

度同空調機を起動した後は，基本的に継続的な調整は不要である。

(f) 操作の成立性

上記の対応は免震重要棟内において保安班２名で行い，一連の操作完了まで約 96 分を要する。

b. ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を起動し，必要な換気を確保するとともに，可搬型陽圧化空調機フィルタ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。（添付資料 1.18.2(4)）

所内電源の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，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を起動する。

(g) 手順着手の判断基準

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所を立ち上げた場合。

(h) 操作手順

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所立ち上げ時の３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の運転の手順は以下のとおり。３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機運転の概略系統図を図 1.18.8 に，手順のタイムチャートを図 1.18.9 に，可搬型陽圧化空調機及び活性炭フィルタの保管・設置場所を図 1.18.14 に示す。

① 計画・情報統括は，作業着手の判断基準に基づき，保安班長に３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の起動を指示する。

② 保安班は，３号炉中央制御室換気空調系の送風機及び排風機が停止していることと MCR 排気ダンパ，MCR 外気取入ダンパ及び MCR 非常用外気取入ダンパが閉していることを確認し，全交流動力電源喪失等の場合で MCR 排気ダンパ，MCR 外気取入ダンパ及び MCR 非常用外気取入ダンパが閉まっていなかった場合は，手動で閉める。

③ 保安班は，活性炭フィルタ保管場所に移動し，活性炭フィルタ保管容器から活性炭フィルタを取出した後，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機設置場所に移動する。

④ 保安班は，３台の３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタを装着し，仮設ダクトを差込口に接続して，電源を接続する。

⑤ 保安班は，３台の３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を起動する。

⑥ 保安班は，差圧計で室内の圧力を微正圧（20Pa 以上）であることを確認する。一度同空調機を起動した後は，基本的に継続的な調整は不要である。

(i) 操作の成立性

上記の対応は３号炉原子炉建屋内の中央制御室付近において保安班２名で行い，一連の操作完了まで約 48 分を要する。

c. 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手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

免震重要棟内緊急時対策所２階を使用している場合は，免震重要棟内緊急時対策所換気空調系設備が停止した場合。

免震重要棟内緊急時対策所１階を使用している場合は，免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を運転した場合。

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用している場合は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を運転した場合。

(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を行う手順は以下のとおり。

① 総務統括は，作業着手の判断基準に基づき，総務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 総務班は，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。（測定箇所は，免震重要棟内緊急時対策所２階は図 1.18.10，同１階（待避室）は図 1.18.11，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所は図 1.18.14 を参照）

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所内において，総務班１名で行う。室内での測定のみであるため，短時間での対応が可能である。

(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

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は，休憩，仮眠をとるための交代要員を考慮して，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員52 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 35 名のうち６号及び７号炉中央制御室にとどまる運転員 18 名を除く17 名の合計 69 名と想定している。（添付資料 1.18.5(4)，(6)）

b. 免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）への移動の手順

格納容器ベントのおそれがある場合に備え，免震重要棟内緊急時対策所２階から免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）への移動及びパラメータの監視強化の手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

・計画班が実施する事象進展予測から，炉心損傷後※16 の格納容器ベントの実施予測時刻が２時間後以内になると判明した場合。

・計画班が実施する事象進展予測から，炉心損傷後※16 の格納容器ベントより先に格納容器内の水素濃度及び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２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量，風向き等から，本部長が待避室への移動が必要と判断した場合。

・事象進展の予測ができず，炉心損傷後※16 の格納容器ベントに備え，本部長が待避室への移動が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，本部長が待避室への移動が必要と判断した場合。

※16：当直副長が格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)で格納容器内のγ線線量率が，設計基準事故相当のγ線線量率の 10 倍を超えたと確認した場合，又は格納容器内雰囲気放射線レベル計(CAMS)が使用できない場合に，当直副長が原子炉圧力容器温度計で 300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）への移動及びパラメータの監視強化の手順は以下のとおり。免震重要棟内緊急時対策所２階と同１階（待避室）の見取り図をそれぞれ図 1.18.10，図 1.18.11 に，タイムチャートを図 1.18.12 に示す。

① 本部長は，作業着手の判断基準に基づき，格納容器ベントに備え，免震重要棟内緊急時対策所にとどまる要員の免震重要棟内緊急時対策所１階（待避所）への移動及びとどまる必要のない要員の発電所からの一時退避に関する判断を行う。

② 本部長は同１階（待避室）の立ち上げ要員として５名程度を指名し立ち上げを指示し，プルーム放出中に免震重要棟内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。計画・情報統括は，保安班長へ可搬型陽圧化空調機の運転状態の確認とパラメータの監視強化を指示する。（免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の運転手順は，1.18.2.1(2) a.参照）

③ 同１階（待避室）の立ち上げ終了後に，本部長の指示の下，とどまる要員（現場に出ている要員を除く）のうち，一部を同１階（待避室）に移動し，準備が完了次第，残りの要員が同１階（待避室）に移動する。通信連絡設備は順次切り替えを行い，これにより指揮機能の空白を作らないようにする。（図 1.18.13 参照）

④ 本部長は，発電所から一時退避するための要員の退避に係る体制，連絡手段，移動手段を確保させ，同１階（待避室）への要員の移動に合わせて，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。

⑤ 保安班は，免震重要棟内緊急時対策所換気空調系設備の送風機及び排風機を停止，給気隔離ダンパ（屋上）及び排気隔離ダンパ（屋上）を閉止し，免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の運転状態と差圧計で室内の圧力を微正圧（20Pa 以上）であることを確認した後に，可搬型モニタリングポスト等の監視強化を行う。

⑥ 号機統括は，同１階（待避室）に移動の後は，給油作業等の屋外作業に出る復旧班現場要員に対して，退避に係る移動手段，連絡手段を再確認させた上で，作業時間と退避に係る時間を考慮し，時間的な余裕をもって現場出動を指示する。

⑦ 本部長は，格納容器ベント実施の前には，現場要員が全て同１階（待避室）に戻って来ていることの確認を行う。

(c) 操作の成立性

上記の②の対応は免震重要棟内緊急時対策所内において保安班２名で行う。着手判断から待避室への要員移動完了，室内差圧確認完了までに約 40 分で可能である。

c. ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所待避室への移動の手順

格納容器ベントのおそれがある場合に備え，待避室への移動及びパラメータの監視強化の手順を整備する。

(a) 作業着手の判断基準

・計画班が実施する事象進展予測から，炉心損傷後※16 の格納容器ベントの実施予測時刻が２時間後以内になると判明した場合。
・計画班が実施する事象進展予測から，炉心損傷後※16 の格納容器ベントより先に格納容器内の水素濃度及び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２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量，風向き等から，本部長が待避室への移動が必要と判断した場合。
・事象進展の予測ができず，炉心損傷後※16 の格納容器ベントに備え，本部長が待避室への移動が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，本部長が待避室への移動が必要と判断した場合。

(b) 操作手順

待避室への移動及びパラメータの監視強化を実施する手順は以下のとおり。３号炉原子炉建屋内緊急時対策所と３号炉原子炉建屋内緊急時対策所待避室の見取り図を図 1.18.14 に，タイムチャートを図 1.18.15 に示す。

① 本部長は，作業着手の判断基準に基づき，プルーム放出に備え３号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員の同待避室への移動及びとどまる必要のない緊急時対策要員の発電所からの一時退避に関する判断を行い，計画・情報統括を経由して保安班長へ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の運転状態の確認及びパラメータの監視強化を指示する。
② 保安班は３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の運転状態を確認し，差圧計で差圧が微正圧（20Pa 以上）であることを確認する。
③ 本部長は，プルーム放出中に３号炉原子炉建屋内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。
④ 本部長は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる要員（現場に出ている要員を除く）に対して，待避室外にいる場合は同待避室に移動するよう指示する。
⑤ 本部長は，発電所から一時退避するための要員の退避に係る体制，連絡手段，移動手段を確保させ，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。
⑥ 保安班は可搬型モニタリングポストの監視強化を行う。
⑦ 号機統括は，同待避室に移動の後は，退避に係る移動手段，給油作業等の屋外作業に出る復旧班現場要員に対して，連絡手段を再確認させた上で，作業時間と退避に係る時間を考慮し，時間的な余裕をもって現場出動を指示する。
⑧ 本部長は，格納容器ベント実施の前には，現場要員が全て同待避室に戻って来ていることの確認を行う。

(c) 操作の成立性

上記の②の対応は３号炉原子炉建屋内緊急時対策所内にて保安班２名で行う。手順着手から待避室への要員移動完了，室内差圧確認完了までに約 10 分で可能である。

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，緊急時対策所の必要な情報を把握できる設備（ＳＰＤＳ）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) 必要な情報を把握できる設備（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，緊急時対策所の緊急時対策支援システム伝送装置及び安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちＳＰＤＳ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。

（添付資料 1.18.4）

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所を立ち上げた場合。

(b) 操作手順

緊急時対策支援システム伝送装置については，常時伝送を行う。安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちＳＰＤＳ表示装置を起動し，監視する手順は以下のとおり。緊急時対策所データ伝送設備を図 1.18.16 に示す。

① 号機班は，作業着手の判断基準に基づきＳＰＤＳ表示装置の端末（ＰＣ）を起動する。

② 号機班は，ＳＰＤＳ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号機班１名で行う。室内での端末起動等のみであるため，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

防災安全グループマネージャーは，重大事故等が発生した場合に，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し替えを行い，常に最新となるよう通常時から維持，管理する。

（添付資料 1.18.5(9)）

(3) 通信連絡に関する手順

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，中央制御室，屋内外の作業場所，本社，国，地方公共団体，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。

緊急時対策所の通信連絡設備を表 1.18.7 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最大 180 名を収容する。

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等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また，要員の収容が適切に行えるよう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) 放射線管理に関する手順

a. 放射線管理用資機材の維持管理等

放射線安全および放射線管理グループマネージャーは，7 日間外部からの支援がなくとも緊急時対策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）およ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，管理する。

保安班長は，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に防護具等を適切に使用させるとともに，被ばく線量管理を行うため，個人線量計を常時装着させ線量評価を行う。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放射線量率測定等を行う。（添付資料 1.18.5(7)）

b. チェンジングエリアの設置及び運用手順

チェンジングエリアには，防護具を脱衣する脱衣エリア，保安班の放射性物質による汚染を確認するためのサーベイエリア，汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け，保安班２名が身体サーベイ（必要に応じ物品等を含む）及び汚染している現場作業を行う要員等の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。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，モニタリング及び汚染防護服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。（添付資料 1.18.5(8)）

(a) 手順着手の判断基準

当直副長が，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後，保安班長が，事象進展の状況，参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して，チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。

(b) 操作手順

チェンジングエリアを設置するための手順は以下のとおり。免震重要棟内緊急時対策所のタイムチャートを図 1.18.17，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所のタイムチャートを図 1.18.18 に示す。

① 保安班長は，手順着手の判断基準に基づき，保安班に出入口付近にチェンジングエリアを設置するよう指示する。
② 保安班は，チェンジングエリア用資機材を移動・設置し，エアーテントを展開し，床・壁等を養生シート及びテープを用い，隙間なく養生する。
③ 保安班は，各エリアの間にバリア，入り口に粘着マット等を設置する。
④ 保安班は，簡易シャワー等を設置する。
⑤ 保安班は，脱衣回収箱，GM汚染サーベイメータ等を必要な箇所に設置する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，保安班２名で行い，一連の操作完了まで免震重要棟内緊急時対策所は約 60 分，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所は約 60 分で可能である。

c. 緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替手順

緊急時対策所可搬型陽圧化空調機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，故障するなど緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切り替えが必要となった場合に，待機側を起動し，切り替えを実施する手順を整備する。

可搬型陽圧化空調機は，緊急時対策所近傍に設置する 3 系統及び予備の 3 系統を配備しており，故障等を考慮しても，切り替え等を行うことにより数ヶ月間使用可能とする。

なお，使用済の可搬型陽圧化空調機のフィルタ部分は非常に高線量になるため，フィルタ交換や使用済空調機を移動すること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可搬型陽圧化空調機が故障するなど，切り替えが必要となった場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を待機側に切り替える手順は以下のとおり。タイムチャートを図 1.18.19 に示す。

① 計画・情報統括は，作業着手の判断基準に基づき，緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切り替えを保安班長に指示する。

② 保安班は，予備の緊急時対策所可搬型陽圧化空調機 1 台に活性炭フィルタを装着し，予備機の保管場所から緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の設置場所まで予備機を運搬する。なお，予備機のうち 1 台は予め緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の起動が想定される段階になった後，設置場所近傍に移動しておく。

③ 保安班は，切り替えが必要になった緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を停止し，電源接続を解く。空調ダクトから緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を取り外し，予備機の緊急時対策所可搬型陽圧化空調機と入れ替える。

④ 保安班は，予備機の緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の電源を接続して起動する。

⑤ 保安班は，差圧計で室内の圧力を微正圧（20Pa 以上）であることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所近傍において保安班 2 名で行い，着手判断から一連の操作完了まで約 72 分で可能である。

(2) 飲料水，食料等の維持管理

労務人事グループマネージャーは，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及び食料等を備蓄するとともに，通常時から維持，管理する。

総務班長は，重大事故等が発生した場合には，飲料水及び食料等の支給を適切に運用する。（添付資料 1.18.5(9)）

保安班長は，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値（1×10^{-3}Bq／cm^3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。

1.18.2.4　代替電源設備からの給電手順

免震重要棟内緊急時対策所は，全交流動力電源喪失時は，代替電源として免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機により免震重要棟内緊急時対策所へ給電する。

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，所内電源からの交流動力電源喪失時は，代替電源として３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車により３号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ給電する。

(1)　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による給電

所内電源からの交流動力電源喪失時は，免震重要棟内緊急時対策所の電源を確保するため，代替電源設備である免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機が自動起動することにより免震重要棟内緊急時対策所へ給電されるため，給電のための操作は必要ない。免震重要棟内緊急時対策所給電系統概略図を図 1.18.20 に示す。

なお，緊急時対策支援システム伝送装置については，免震重要棟の充電器から電源供給されているため，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機が自動起動するまでの間の電圧低下時においても，データ伝送は途切れなく行うことができる。

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機へは，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクから免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプにより自動給油されるため，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機は運転しながら給油が可能であり，タンクローリ（16ｋL）を使用し，軽油タンクの軽油を免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクに給油することにより行う。

a.　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機燃料給油手順

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の燃料給油の手順を整備する。

（添付資料 1.18.3(1)）

(a) 作業着手の判断基準

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機を運転した場合において，負荷

運転時における燃料補給作業着手時間※17に達した場合。

※17 免震重要棟内緊急時対策所の必要な負荷運転時における燃料補給作業着手時間及び給油間隔の目安は以下のとおり。

・地下貯油タンク満杯で運転開始後約90時間（その後約90時間毎に補給）

(b) 操作手順

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の燃料給油の手順は以下のとおり。タンクローリ（16ｋL）によるアクセスルートを図1.18.21に，タイムチャートを図1.18.22に示す。

① 号機統括は，作業着手の判断基準に基づき，復旧班長に免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の燃料給油を指示する。

② 復旧班は，軽油タンクから免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクへの燃料（軽油）補給作業の準備を行う。

③ 復旧班は，タンクローリ（16ｋL）を保管エリアから軽油タンク横に移動させ，軽油をタンクローリ（16ｋL）に給油する。

④ 復旧班は，タンクローリ（16ｋL）を免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクの近傍に移動させ，地下貯油タンクに軽油を給油する。

⑤ 復旧班は，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクの油量を確認し，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名にて実施し，１回の給油の所要時間は，約190分で可能である。

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の燃料消費率から，免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）の実負荷にて起動から燃料の枯渇までの時間は約90時間以上と想定しており，枯渇までに燃料（軽油）給油を実施する。（添付資料1.18.3(1)）

なお，重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として，６号炉軽油タンク及び７号炉軽油タンク（合計2,040kl）を管理する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，ヘッドライト，通信連絡設備等を整備する。周囲温度は外気温度と同程度である。

(2) ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車による給電

全交流動力電源喪失時は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源を確保するため，代替電源設備である３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車を起動することにより

給電する。

同電源車に給油が必要な場合は，切り替えを行い，軽油タンクの軽油をタンクローリ（4kL）を使用して輸送することにより給油を行う。

a. ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車起動手順

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所立ち上げ時の３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の起動手順を整備する。（添付資料 1.18.3(2)）

(a) 手順着手の判断基準

３号炉全交流動力電源喪失時，早期の電源回復が不能の場合。

(b) 操作手順

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車による電源を給電する手順は以下のとおり。３号炉原子炉建屋内緊急時対策所給電系統概略図を図 1.18.23 に，タイムチャートを図 1.18.24 に示す。

① 本部長は，作業着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員のうち，復旧班現場要員を除く，本部付，号機班に３号炉原子炉建屋内緊急時対策所電源供給作業開始を指示する。

② 本部付は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の配備場所まで移動し，電源車を起動する。

③ 本部付は，同電源車の出力電圧，周波数を確認し，出力遮断器を「入」とする。

④ 号機班は，交流分電盤②まで移動し，交流分電盤②の所内電源からの受電遮断器を「切」にし，交流分電盤①からの受電遮断器を「入」にする。

⑤ 号機班は，交流分電盤①まで移動し，交流分電盤①において検電器で起動した電源車からの受電を確認した上で，３号炉無停電電源装置からの受電用遮断器を「切」にした後，起動した同電源車からの交流分電盤受電用遮断器を「入」とし，給電を開始する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，本部付２名，号機班２名で行い，着手判断から一連の操作完了まで約 20 分で可能である。暗所においても円滑に対応できるよう，ヘッドライト等を配備する。

b. ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の切替手順

燃料給油等による３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の切替手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

燃料給油等のため運転中の３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の停止が必要となった場合。

(b) 操作手順

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車を待機側に切り替える手順は以下のとおり。タイムチャートを図 1.18.25 に示す。

① 本部長は，手順着手の判断基準に基づき，本部付に３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の切り替えを指示する。

② 本部付は，使用中の同電源車Ａの出力電圧，電流，周波数を確認する。

③ 本部付は，待機側の同電源車Ｂを起動し，出力電圧，周波数を確認する。

④ 本部付は，待機側の同電源車Ｂの「検相」を実施し正回転を確認し，「自動並列」を選択，出力遮断器を「入」とし，並列運転とする。

⑤ 本部付は，待機側の同電源車Ｂの出力電圧，電流，周波数に異常がないことを確認する。

⑥ 本部付は，使用中の同電源車Ａを停止する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，本部付２名で行い，一連の操作完了まで約 15 分を要する。

暗所においても円滑に対応できるよう，ヘッドライト等を配備する。

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車は予備を発電所内に配備しており，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車Ａ，Ｂに異常等が発生した場合には，入れ替え等を行うことにより，中長期的な対応を可能とする。

c. ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車燃料タンクへの燃料給油手順

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車燃料タンクへ給油する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車を運転した場合において，同電源車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，負荷運転時における燃料補給手順着手時間※18 に達した場合。

※18 ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷運転時における燃料補給作業着手時間及び給油間隔の目安は以下のとおり。

・ 運転開始後約 12 時間（その後約 12 時間毎に補給）

(b) 操作手順

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車燃料タンクへの燃料給油の手順は以下のとおり。タンクローリ（4ｋL）によるアクセスルートを図 1.18.21 に，タイムチャートを図 1.18.26 に示す。

① 復旧統括は，復旧班長に軽油タンクからタンクローリ（4ｋL）による３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車燃料タンクへの燃料給油を指示する。

② 復旧班は，軽油タンクから３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車燃料タンク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（4ｋL）を保管エリアから軽油タンク横に移動させ，燃料の給油を行う。

④ 復旧班は，タンクローリ（4ｋL）を３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の近傍に移動させ，同電源車の燃料タンクに給油を実施する。

⑤ 復旧班は，同電源車の油量を確認し，負荷運転時の給油間隔を目安に，以降③，④を繰り返し燃料の補給を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は復旧班２名にて実施し，１回の給油の所要時間は，約 110 分で可能である。なお、タンクローリ（4ｋL）に残油がある場合には，約 15 分で可能である。

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の燃料消費率は，実負荷にて起動から燃料の枯渇までの時間は約 12 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。（添付資料 1.18.2(2)）

なお，重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として，６号炉軽油タンク及び７号炉軽油タンク（合計 2,040kl）を管理する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，ヘッドライト，通信連絡設備等を整備する。周囲温度は外気温度と同程度である。

d. ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の並列運転手順

プルーム放出のおそれがある場合に備えた３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の待機側電源車の並列運転を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

本部長が格納容器ベントに備え，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所待避室に移動が必要と判断した場合（具体的判断基準は，1.18.2.1(3) c. ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所待避室への移動の手順参照）

(b) 操作手順

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車並列運転手順は以下のとおり。タイムチャートを図 1.18.27 に示す。

① 本部長は，作業着手の判断基準に基づき，本部付に待機側の３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の並列運転を指示する。

② 本部付は，使用側の３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車Ａに給油するため，待機側の同電源車Ｂを起動し並列する。

③ 本部付は，待機側の同電源車Ｂの運転状態を確認し使用側の同電源車Ａを停止する。

④ 本部付は，給油のために停止した同電源車Ａへ給油し，給油後再び起動し，並列運転とする。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，同電源車停止，起動，並列運転を本部付２名，給油作業を復旧班２名で行い，一連の操作完了まで約 35 分を要する。暗所においても円滑に対応できるよう，ヘッドライト等を配備する。

1.18.2.5　現場要員の待避手順

(1) 気象状況の急変，爆発等の不測の事態が発生した場合における現場要員の待避手順

a. 緊急時対策所，一時待避場所への待避手順

気象状況の急変，爆発等の不測の事態が発生し，現場から復旧班現場要員が待避する必要が生じた場合において，緊急時対策所，一時待避場所への待避の手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

気象状況の急変，爆発等の不測の事態が発生し，現場からの待避が必要となる場合。

(b) 対応手順

６号及び７号炉近傍の一時待避場所は，以下のとおりであり，緊急時対策所，一時待避場所への待避手順は以下のとおり。一時待避場所の配置図を図 1.18.28，緊急時対策所，一時待避場所への待避ルートを図 1.18.29 に示す。

＜一時待避場所＞

・５号炉原子炉建屋
・５号炉海水熱交換器建屋
・大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ建屋
・地下電気洞道（大湊側）
・大湊側出入管理建屋

① 復旧班現場要員は，気象状況の急変，爆発等の不測の事態が発生し現場からの待避が必要となった場合，人身安全を確保しながら，緊急時対策所への待避が可能な状況か確認し，基本的に以下の優先順位で緊急時対策所に向けて待避を行う。

・現場周辺に使用可能な車両が存在する場合は，車両で緊急時対策所へ待避することを最優先とする。移動に当たっては危険性の少ないルートを選択する。

・車両での移動ができない場合，現場に携行した通信連絡設備（無線連絡設備等）により，緊急時対策本部復旧班に対して，待避を開始すること，使用ルート，車両による応援要請を行うことを連絡し，ルート途中で応援車両と合流して，極力短時間で待避できるようにする。

・短時間で待避できる最適な徒歩ルートを選択し徒歩にて待避する。６号及び７号炉近傍からの待避の場合，山側徒歩ルート又は地下電気洞道を通行することを基本とする。

② 緊急時対策所へ待避する時間的な余裕がない場合，上記の一時待避場所のうち最寄りの一時待避場所で一時待避し，移動できる状況になり次第，車両により緊急時対策所に向けて待避を行う。移動に当たっては危険性の少ないルートを選択する。

車両が使えない場合は，現場に携行した通信連絡設備（無線連絡設備等）により，緊急時対策本部復旧班に対して車両による応援を要請し，応援車両で緊急時対策所に待避することを基本とする。

(c) 成立性

上記の対応を行うことにより，復旧班現場要員は適切な方法により緊急時対策所へ待避することが可能である。

(2) 放射性物質が放出した場合における現場要員の待避手順

a. 緊急時対策所への待避手順

放射性物質が放出するような不測の事態が発生し，現場から復旧班現場要員が待避する必要が生じた場合において，緊急時対策所への待避の手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

放射性物質が放出するような不測の事態が発生し，現場からの待避が必要となる場合。

(b) 対応手順

緊急時対策所への待避手順は以下のとおり。緊急時対策所への待避ルートを図1.18.29に示す。

① 復旧班現場要員は,緊急時対策本部復旧班等からの放射性物質が放出するような不測の事態が発生した旨の連絡を受けるなど,現場からの待避が必要となった場合,復旧班現場要員は放射線被ばく低減の観点から,人身安全を確保の上,以下の優先順位で緊急時対策所へ待避を行う。

・現場周辺に使用可能な車両が存在する場合は，車両で緊急時対策所へ待避することを最優先とする。移動に当たっては風向などを考慮し放射線量の少ないルートを選択する。

・車両での移動ができない場合，現場に携行した通信連絡設備（無線連絡設備等）により，緊急時対策本部復旧班に対して，待避を開始すること，使用ルート，車両による応援要請を行うことを連絡し，ルート途中で応援車両と合流して，極力短時間で待避できるようにする。

・短時間で待避できる適切な徒歩ルートを選択し徒歩にて待避する。6号及び7号炉近傍からの待避の場合，放射線影響に対し低減効果が期待できる地下電気洞道による通行を優先する。

表 1.18.1　重大事故等対処設備等と整備する手順（免震重要棟内緊急時対策所）

<table>
<tr><th>機能喪失を想定する設計基準対処設備</th><th>対応手段</th><th colspan="2">対応設備</th><th>手順書</th></tr>
<tr><td rowspan="8">－</td><td rowspan="8">居住性の確保</td><td>免震重要棟内緊急時対策所遮蔽</td><td rowspan="15">重大事故等対処設備</td><td rowspan="15">緊急時対策所本部運営要領</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所（待避室）遮蔽</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所給排気隔離ダンパ</td></tr>
<tr><td>地震観測装置</td></tr>
<tr><td>酸素濃度計</td></tr>
<tr><td>二酸化炭素濃度計</td></tr>
<tr><td>差圧計</td></tr>
<tr><td rowspan="7">送受話器（ページング）

電力保安通信用電話設備

局線加入電話設備

専用電話設備（ホットライン）

テレビ会議システム</td><td rowspan="7">必要な指示及び通信連絡</td><td>必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））</td></tr>
<tr><td>データ伝送設備</td></tr>
<tr><td>衛星電話設備（常設，可搬型）</td></tr>
<tr><td>無線連絡設備（常設，可搬型）</td></tr>
<tr><td>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）</td></tr>
<tr><td>対策の検討に必要な資料※1</td><td>資機材</td><td>原子力災害予防対策マニュアル</td></tr>
<tr><td rowspan="2">－</td><td rowspan="2">必要な数の要員の収容</td><td>放射線管理用資機材※2</td><td rowspan="2">資機材</td><td rowspan="3">緊急時対策所本部運営要領</td></tr>
<tr><td>飲料水，食料等※2</td></tr>
<tr><td rowspan="6">免震重要棟内緊急時対策所
全交流動力電源</td><td rowspan="6">代替電源設備からの給電</td><td>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機</td><td rowspan="6">重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク</td><td>多様なハザード対応要領</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ</td><td rowspan="2">緊急時対策所本部運営要領</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤</td></tr>
<tr><td>軽油タンク</td><td rowspan="2">多様なハザード対応要領</td></tr>
<tr><td>タンクローリ（16kL）</td></tr>
</table>

＊１　「対策の検討に必要な資料」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。
＊２　「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。

表 1.18.2　重大事故等対処設備等と整備する手順（３号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

機能喪失を想定する設計基準対処設備	対応手段	対応設備		手順書
－	居住性の確保	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽	重大事故等対処設備	緊急時対策所本部運営要領
		３号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）遮蔽		
		３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機		
		３号炉原子炉建屋内緊急時対策所給排気隔離ダンパ		
		酸素濃度計		
		二酸化炭素濃度計		
		差圧計		
送受話器（ページング） 電力保安通信用電話設備 局線加入電話設備 専用電話設備（ホットライン） 衛星電話設備（社内向）※2	必要な指示及び通信連絡	必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））		
		データ伝送設備		
		衛星電話設備（常設，可搬型）		
		無線連絡設備（常設，可搬型）		
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）		
		対策の検討に必要な資料※1	資機材	原子力災害予防対策マニュアル
－	必要な数の要員の収容	放射線管理用資機材※3	資機材	緊急時対策所本部運営要領
		飲料水，食料等※3		
３号炉原子炉建屋内緊急時対策所全交流動力電源	代替電源設備からの給電	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車	重大事故等対処設備	
		交流分電盤		
		負荷変圧器		
		軽油タンク		多様なハザード対応要領
		タンクローリ（4kL）		

＊１　「対策の検討に必要な資料」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。
＊２　自主対策設備
＊３　「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。

表 1.18.3 重大事故等対処に係る監視計器（免震重要棟内緊急時対策所）

監視計器一覧

対応手段		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視計器
1.18.2.1 居住性を確保するための手順等			
(1) 免震重要棟内緊急時対策所から３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動判断並びに移動のための手順	判断基準	免震重要棟上屋建物変位量	地震観測装置（変位量識別用ポール）
		免震重要棟基礎部震度	地震観測装置（加速度検出器，震度表示計）
	操作	—	—
（２）緊急時対策所立ち上げの手順 a. 免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順	判断基準	—	—
	操作	免震重要棟内緊急時対策所室内差圧監視	差圧計
（２）緊急時対策所立ち上げの手順 c. 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	緊急時対策所内の環境監視	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 b. 免震重要棟内緊急時対策所待避室への移動の手順	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル計（ＣＡＭＳ）Ｄ／Ｗ，Ｓ／Ｃ放射能
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度
		格納容器内酸素濃度	格納容器内雰囲気放射線レベル計（ＣＡＭＳ）酸素濃度
	操作	—	—
1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等			
（１）放射線管理に関する手順について c. 緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替手順	判断基準	—	—
	操作	免震重要棟内緊急時対策所室内差圧監視	差圧計

表 1.18.4 重大事故等対処に係る監視計器（３号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

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	監視計器
1.18.2.1 居住性を確保するための手順等			
(1) 免震重要棟内緊急時対策所から３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動判断並びに移動のための手順	判断基準	免震重要棟上屋建物変位量	地震観測装置（変位量識別用ポール）
		免震重要棟基礎部震度	地震観測装置（加速度検出器，震度表示計）
	操作	—	—
（２）緊急時対策所立ち上げの手順 ｂ．３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順	判断基準	—	—
	操作	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所室内差圧監視	差圧計
（２）緊急時対策所立ち上げの手順 c.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	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の環境監視	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 c. ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所待避室への移動の手順等	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル計（ＣＡＭＳ）Ｄ／Ｗ，Ｓ／Ｃ放射能
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度
		格納容器内酸素濃度	格納容器内雰囲気放射線レベル計（ＣＡＭＳ）酸素濃度
	操作	—	—
1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等			
（１）放射線管理に関する手順について ｃ．緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替手順	判断基準	—	—
	操作	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所室内差圧監視	差圧計

表 1.18.4 重大事故等対処に係る監視計器（３号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

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	監視計器
1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順			
（２）３号炉原子炉建屋内緊急時対策用電源車による給電 a. ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所内用電源車起動手順	判断基準	—	—
	操作	電源	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所内用電源車電圧計，周波数計
（２）３号炉原子炉建屋内緊急時対策用電源車による給電 b. ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所内用電源車の切替手順	判断基準		
	操作	電源	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所内用電源車電圧計，電流計，周波数計
（２）３号炉原子炉建屋内緊急時対策用電源車による給電 d. ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の並列運転手順	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル計（ＣＡＭＳ）Ｄ／Ｗ，Ｓ／Ｃ放射能
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度
		格納容器内酸素濃度	格納容器内雰囲気放射線レベル計（ＣＡＭＳ）酸素濃度
	操作	電源	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所内用電源車電圧計，電流計，周波数計

表 1.18.5 審査基準における要求事項毎の給電対象設備（免震重要棟内緊急時対策所）

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.18】 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機	免震重要棟内緊急時対策所無停電電源装置
	緊急時対策支援システム伝送装置	免震重要棟内緊急時対策所充電器
	ＳＰＤＳ表示装置	免震重要棟内緊急時対策所無停電電源装置

※ 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。

表 1.18.6 審査基準における要求事項毎の給電対象設備
（３号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.18】 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機	交流分電盤①
	緊急時対策支援システム伝送装置	交流分電盤①
	ＳＰＤＳ表示装置	交流分電盤①

※ 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。

表 1.18.7 重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧
（免震重要棟内緊急時対策所及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所共通）

対応設備	
衛星電話設備	衛星電話設備（常設）
	衛星電話設備（可搬型）
無線連絡設備	無線連絡設備（常設）
	無線連絡設備（可搬型）
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	テレビ会議システム
	ＩＰ－電話機
	ＩＰ－ＦＡＸ

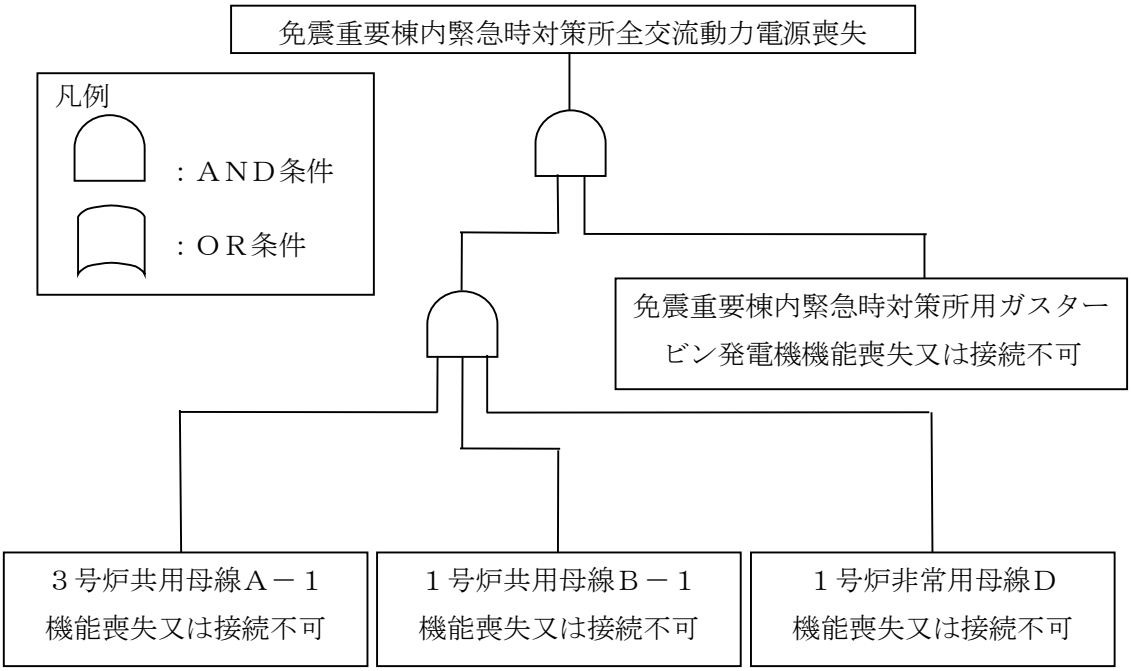


図 1.18.1　免震重要棟内緊急時対策所　全交流動力電源喪失の機能喪失要因と対処設備

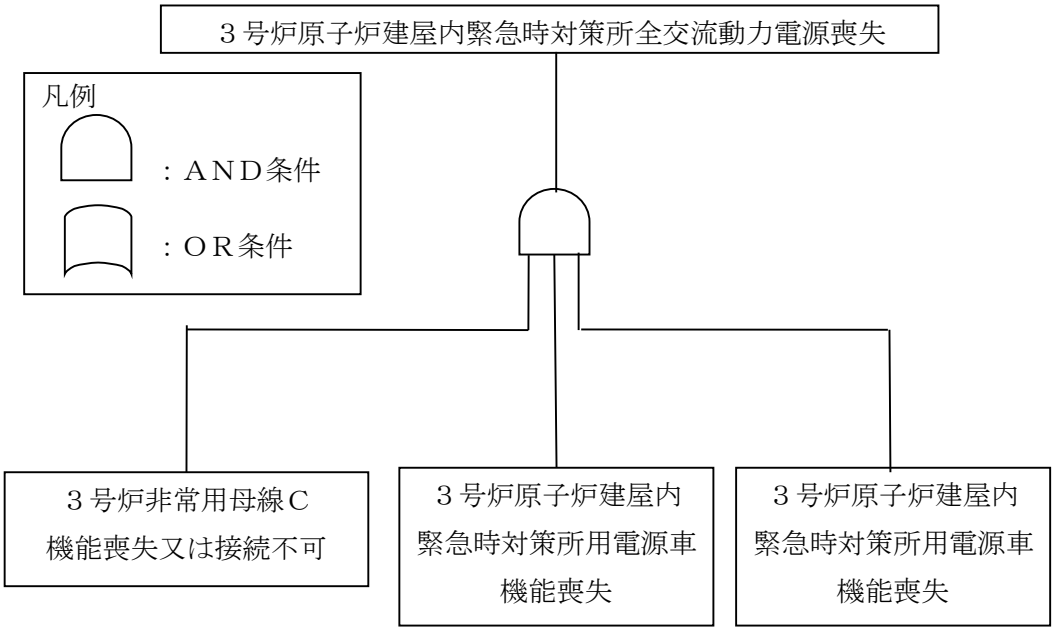


図 1.18.2　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所　全交流動力電源喪失の機能喪失要因と対処設備

図 1.18.3　免震重要棟　建物変位識別用ポール　イメージ図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

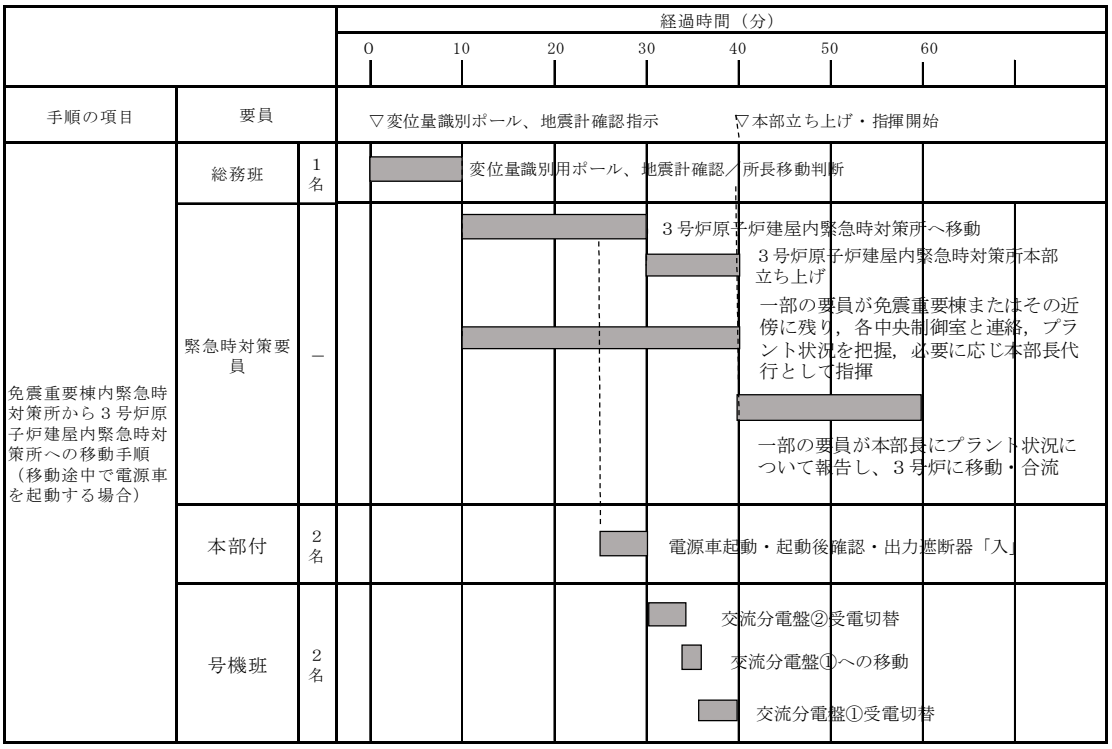


図 1.18.4　免震重要棟内緊急時対策所から３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動を判断並びに移動するための手順タイムチャート

図 1.18.5　免震重要棟内緊急時対策所から３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する際のアクセスルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

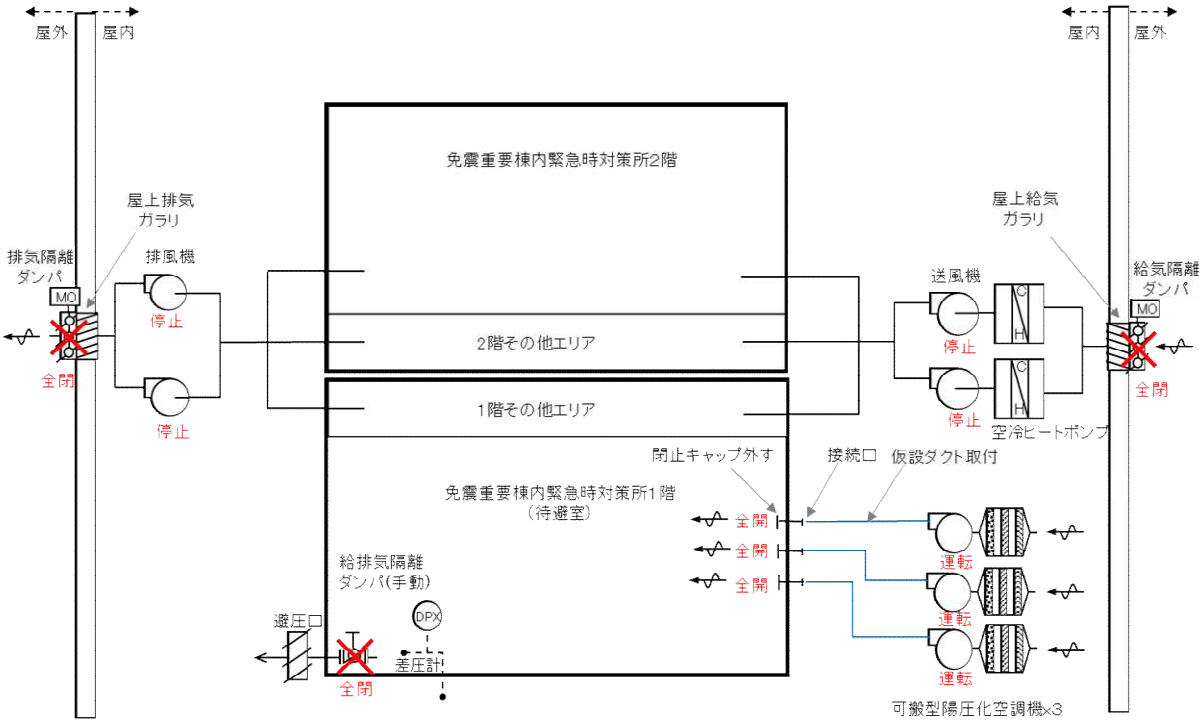


図 1.18.6　免震重要棟内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機運転の概略系統図

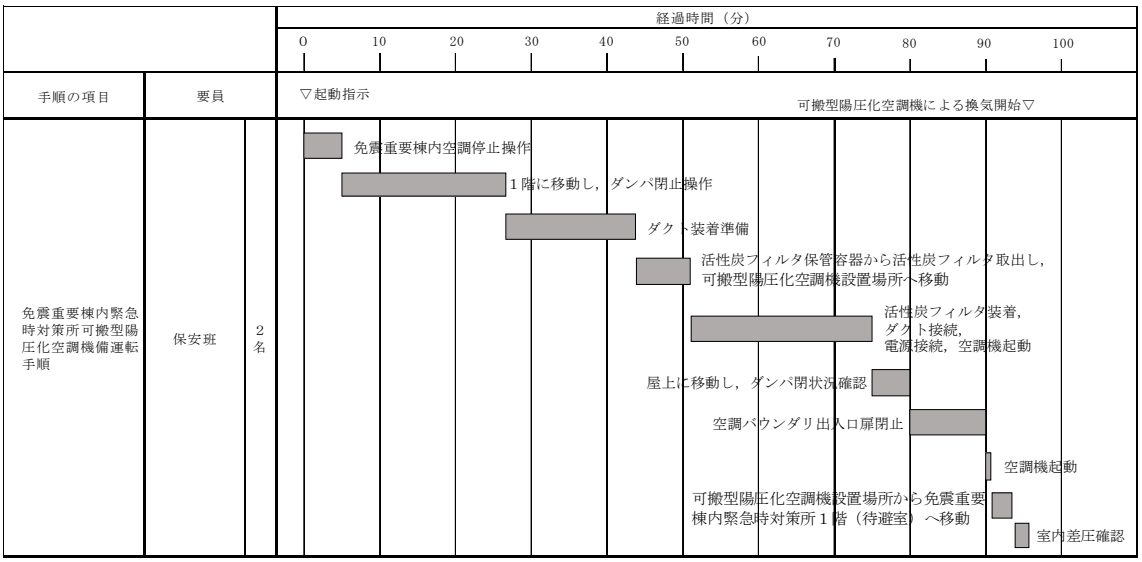


図 1.18.7　免震重要棟内緊急時対策所　可搬型陽圧化空調機運転タイムチャート

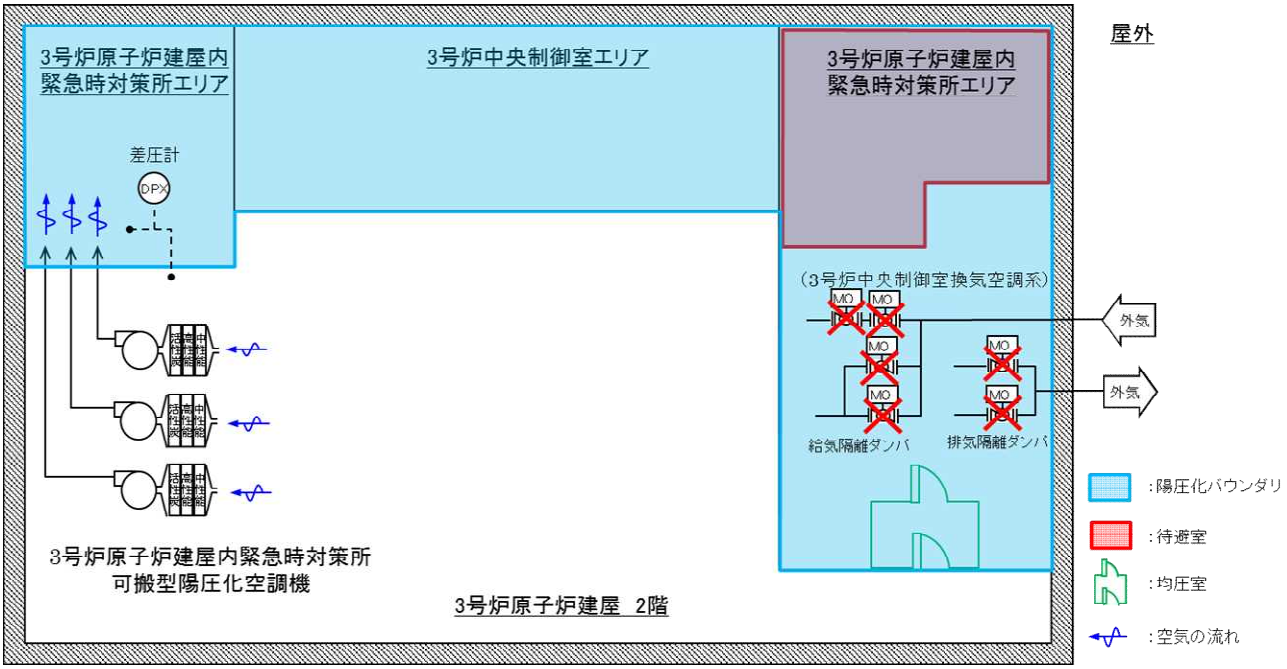


図 1.18.8　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機運転の概略系統

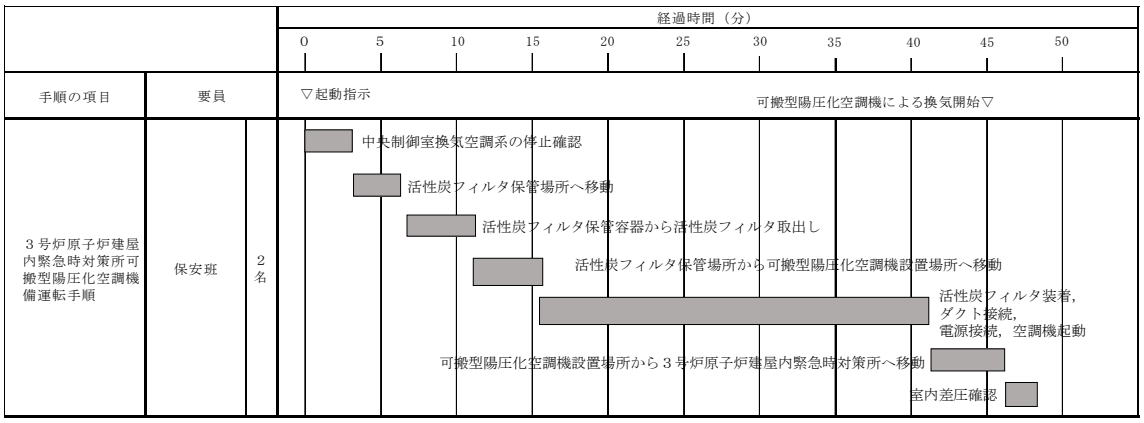


図 1.18.9　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転タイムチャート

図 1.18.10　免震重要棟内緊急時対策所２階　見取り図

図 1.18.11　免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）　見取り図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

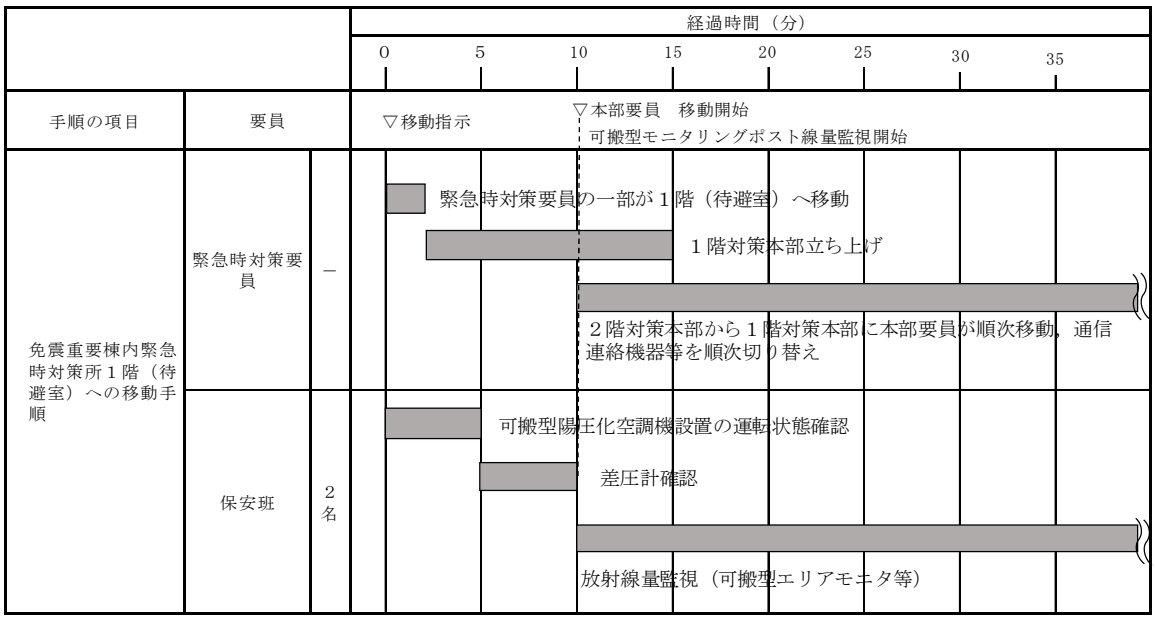
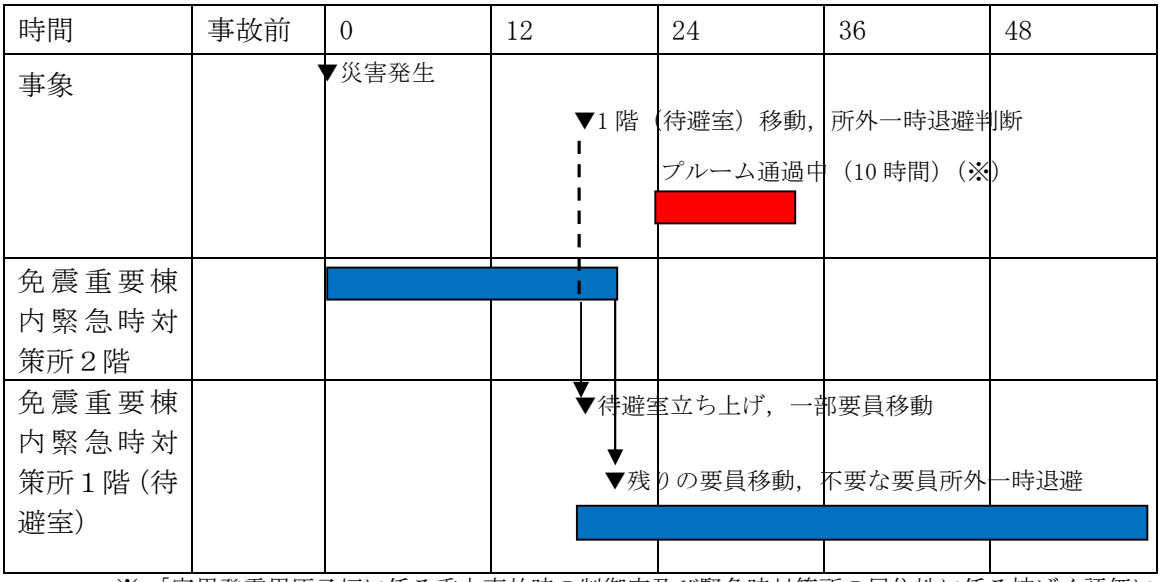


図 1.18.12　免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）への
移動手順タイムチャート



※：「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づく事象進展時間

図 1.18.13　免震重要棟内緊急時対策所２階から同１階（待避室）への移動タイムチャート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 1.18.14　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所　見取り図

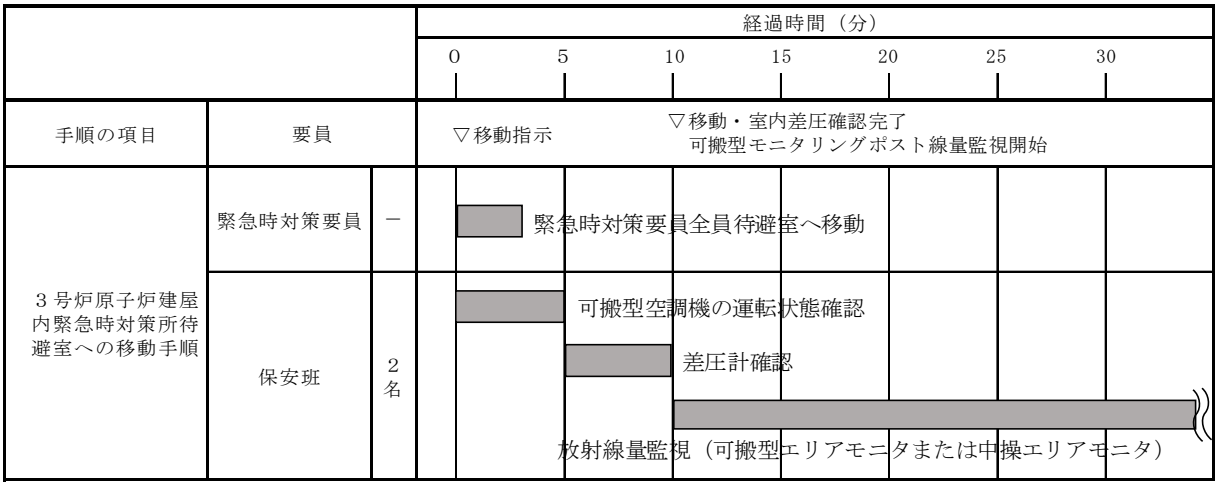
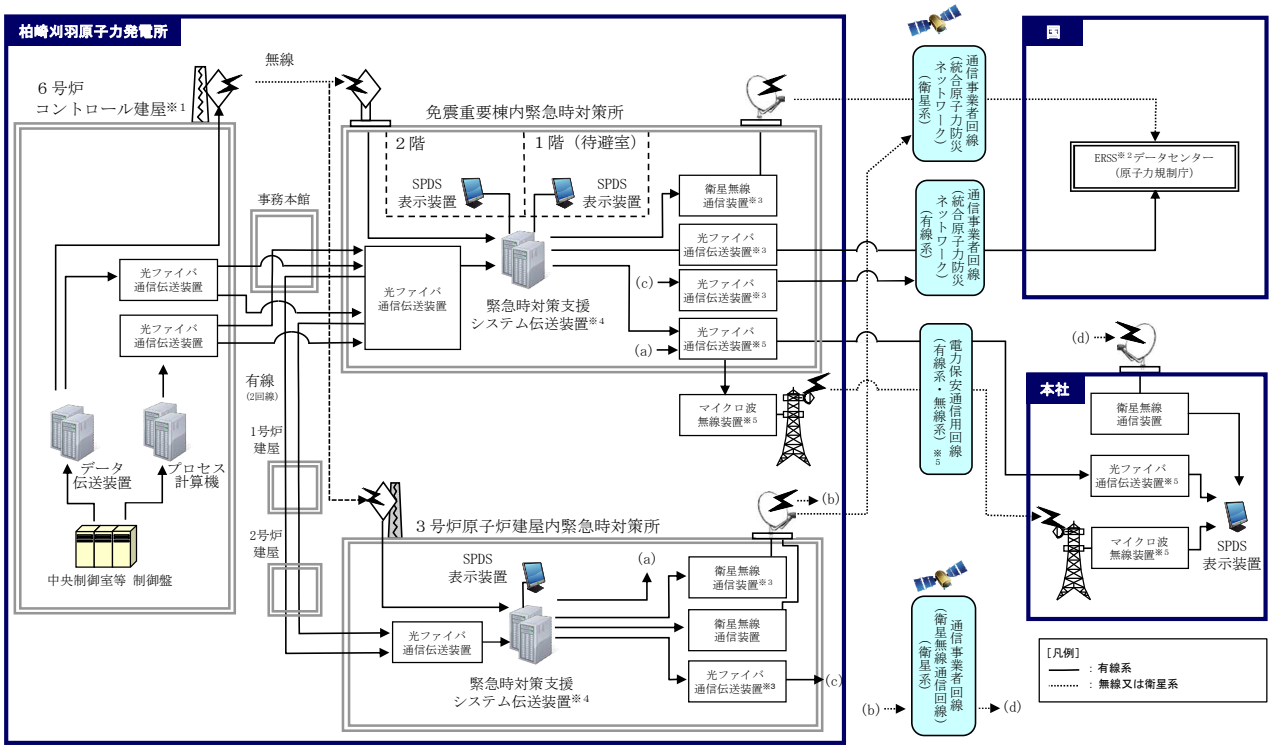


図 1.18.15　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所待避室への移動手順タイムチャート



※1：7号炉も同様
※2：国の緊急時対策支援システム。ERSSの第二データセンター設置完了後，本社等から伝送予定。
※3：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。
※4：免震重要棟のデータ伝送設備と3号炉原子炉建屋のデータ伝送設備の両方からERSSデータセンターへデータを伝送する。
※5：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は，一般送配電事業会社所掌となる。

図 1.18.16　緊急時対策所における安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及び
データ伝送設備の概要

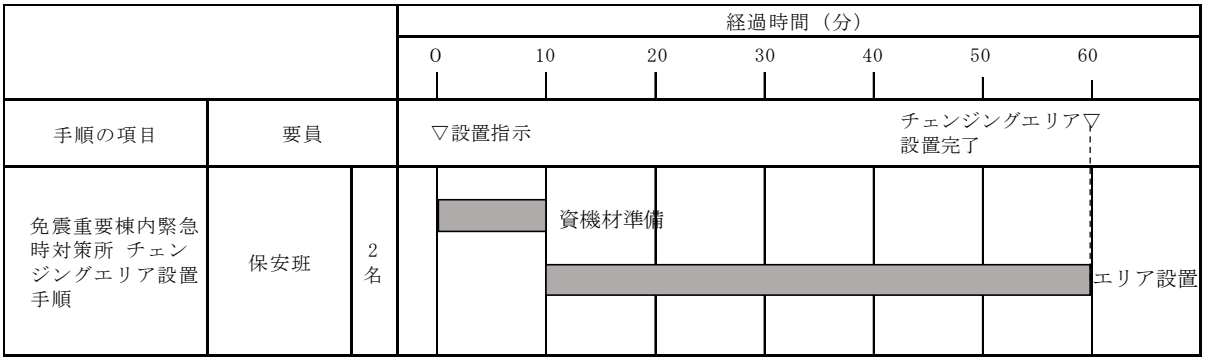


図 1.18.17　免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリア設置手順タイムチャート

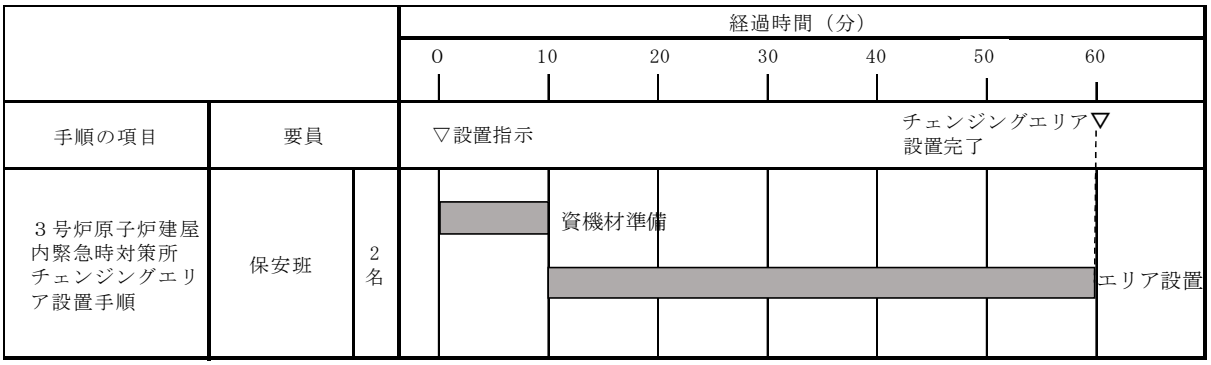
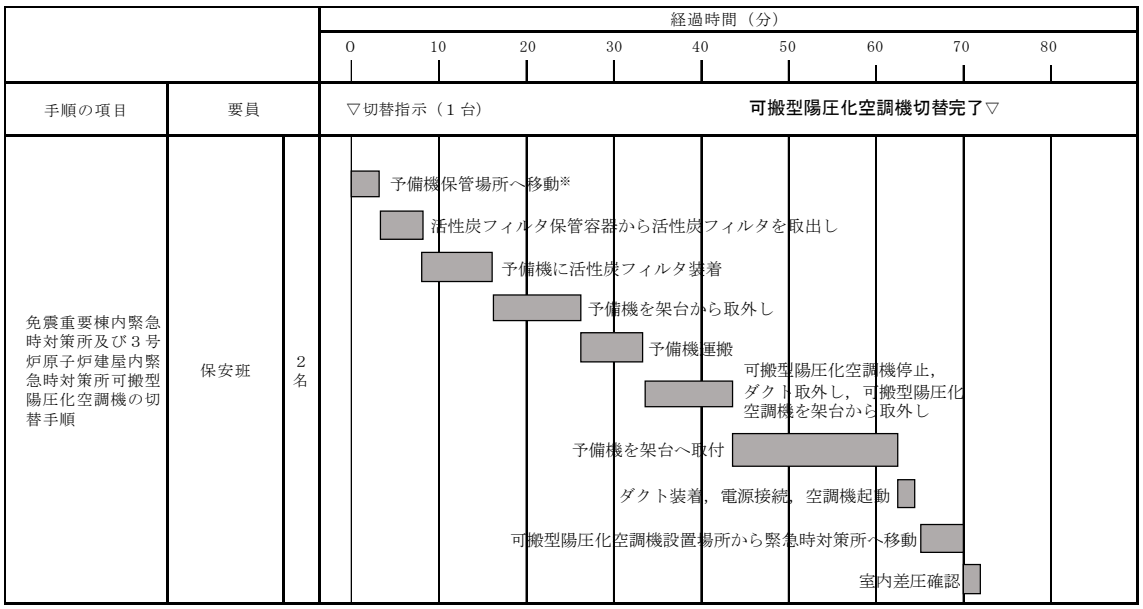


図 1.18.18　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア設置手順
タイムチャート



※：免震重要棟内緊急時対策所で使用することが想定される場合は，事前に設置場所近傍に移動しておく

図 1.18.19　免震重要棟内緊急時対策所，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所
可搬型陽圧化空調機切り替えタイムチャート

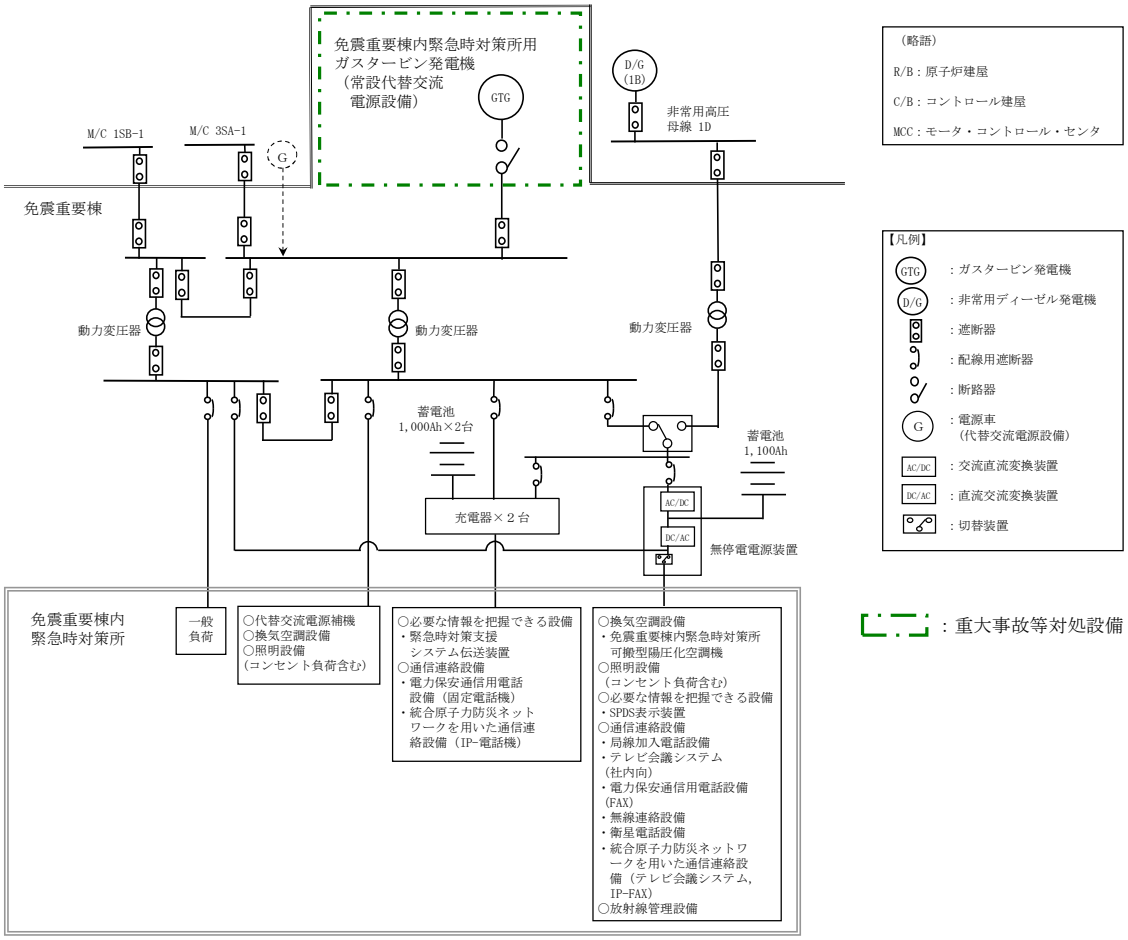
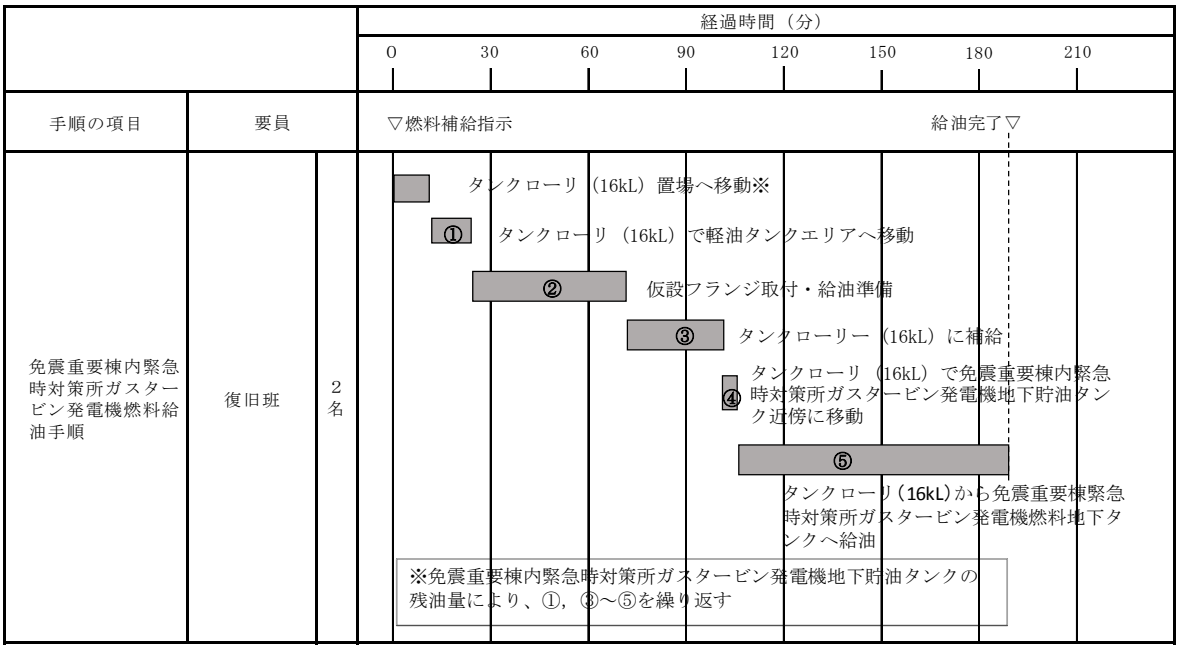


図 1.18.20　免震重要棟内緊急時対策所　給電系統概要図

図 1.18.21　タンクローリによるアクセスルート図

枠組みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※タンクローリ（16kL）は荒浜側高台保管庫に配備

図 1.18.22　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機燃料補給作業タイムチャート

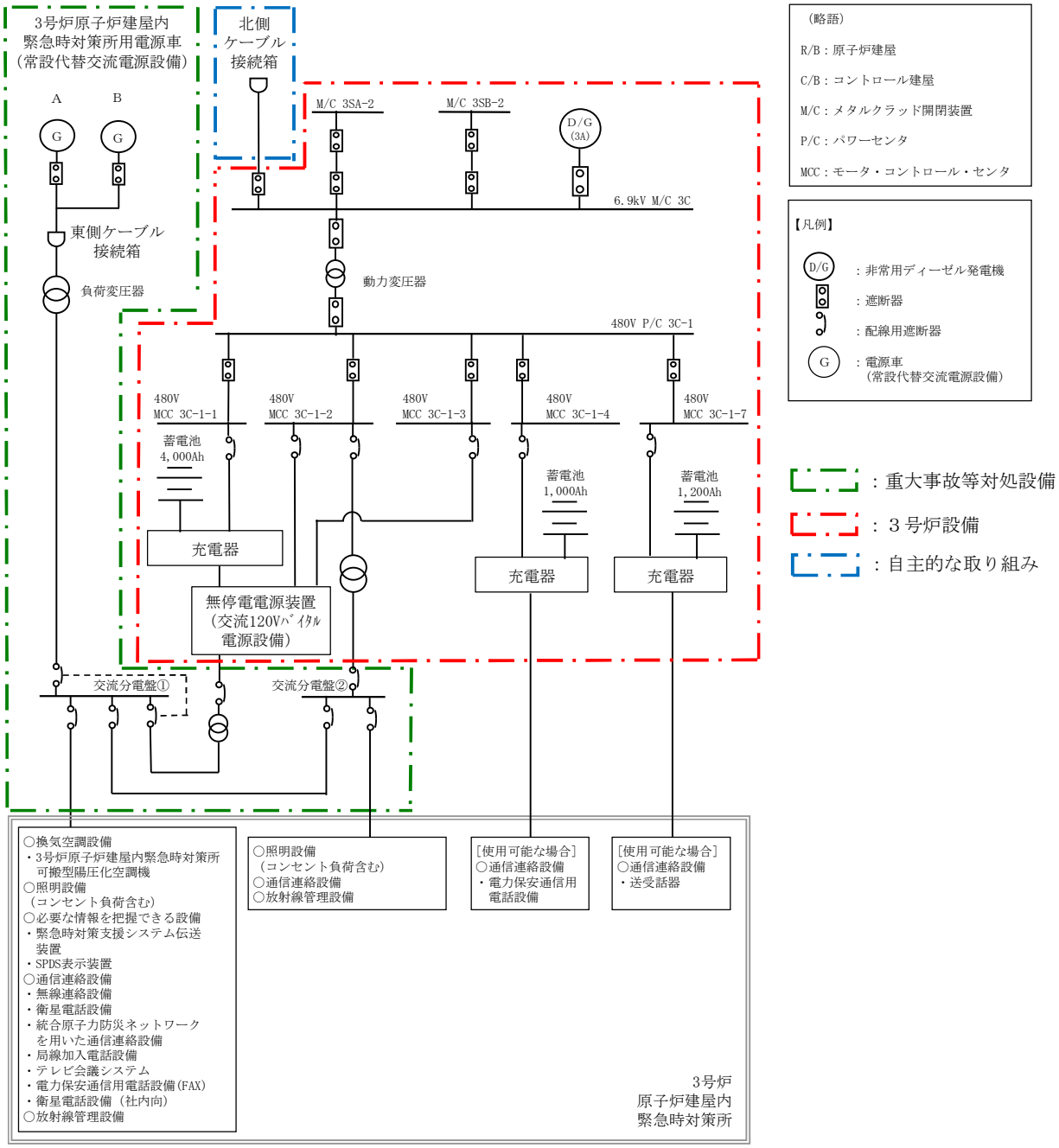


図 1.18.23　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所　給電系統概要図

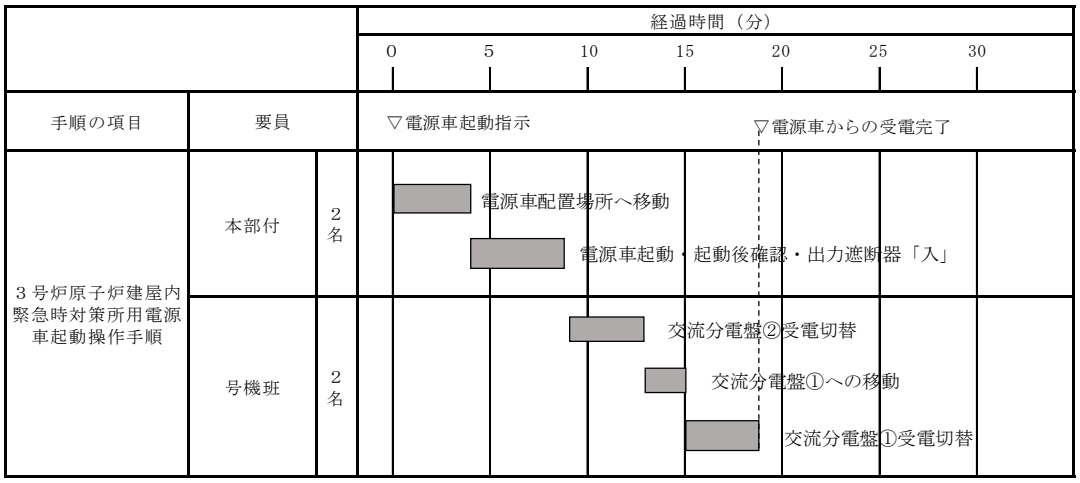


図 1.18.24　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車　起動操作タイムチャート

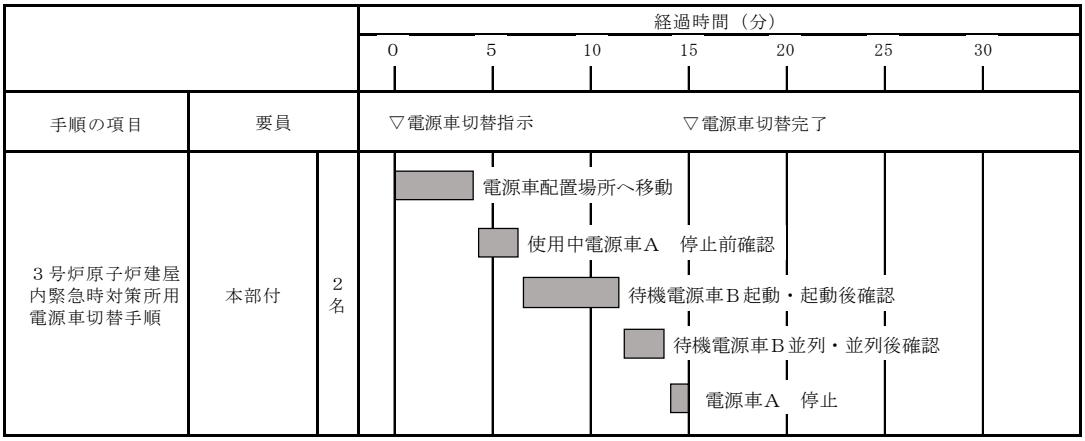
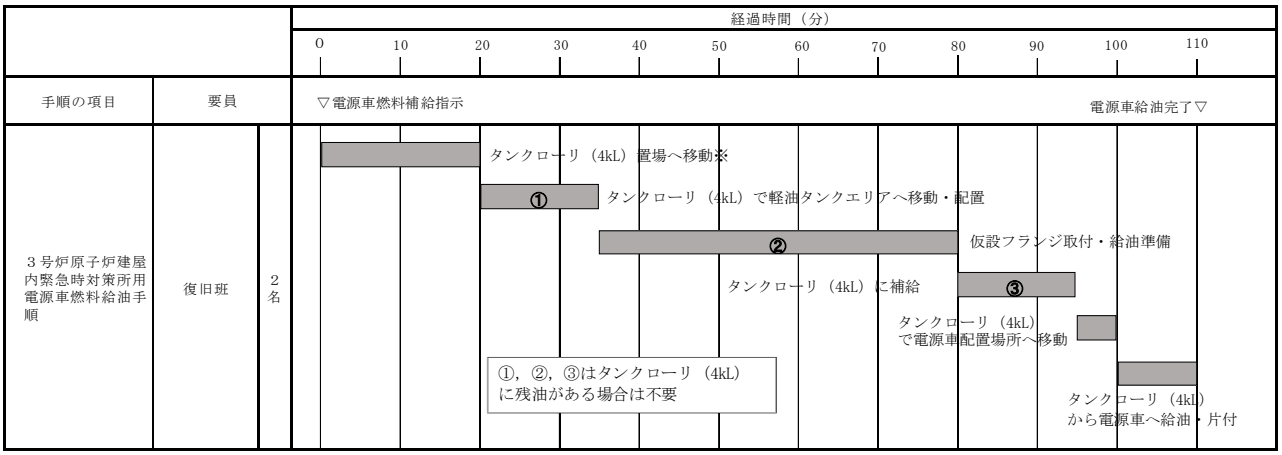


図 1.18.25　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車　切り替え操作タイムチャート



※３号炉原子炉建屋内緊急時対策所から大湊側高台保管場所の場合。荒浜側高台保管場所の場合は１０分。

図 1.18.26　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車　燃料補給作業タイムチャート

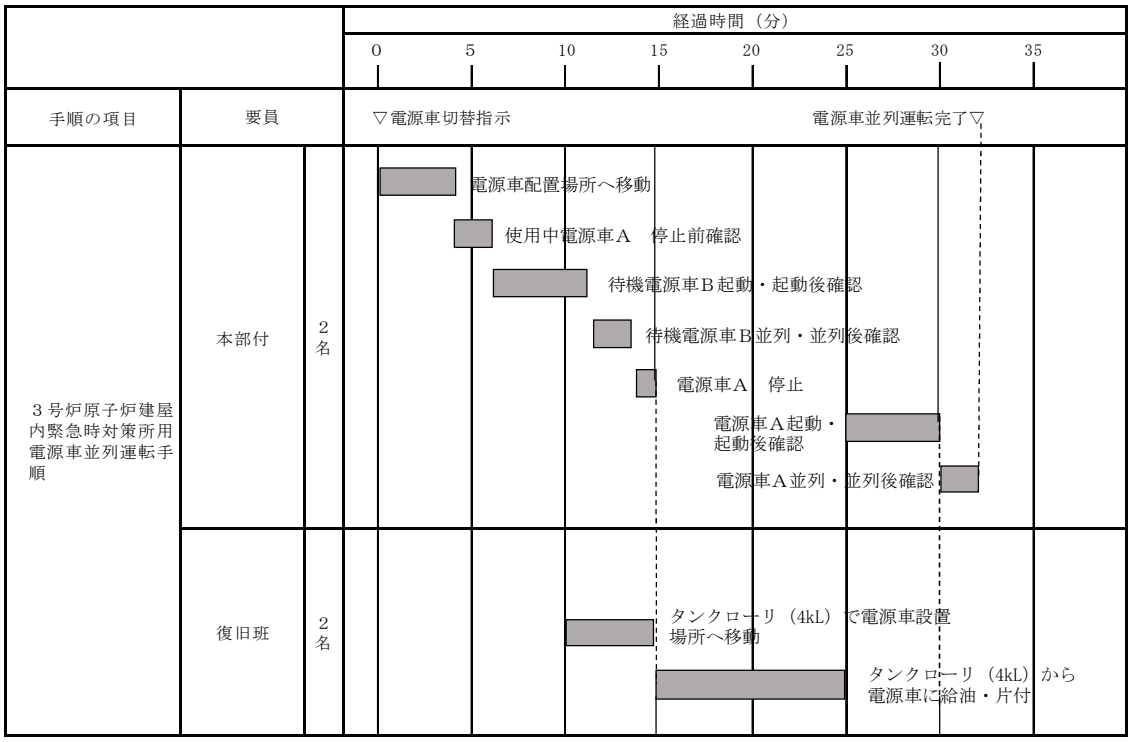


図 1.18.27　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 並列運転タイムチャート

図 1.18.28　一時待避場所の配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 1.18.29　緊急時対策所，一時待避場所への待避に関するアクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

重大事故等対処設備及び自主対策設備整理表（免震重要棟内緊急時対策所）

設置許可基準規則／技術基準規則		設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈	技術基準規則	技術基準規則の解釈	重大事故等対処設備			設計基準対処設備／自主対策設備							
						機能	機器名称	既設新設	機能	機器名称	常設／可搬	耐震性	機器クラス	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
第61条	第76条	第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう，次に掲げるものでなければならない。 一 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ことができるよう，適切な措置を講じたものであること。 二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。 三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。 ２ 緊急時対策所は，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ことができるものでなければならない。	１ 第１項及び第２項の要件を満たす緊急時対策所とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 ａ）基準地震動による地震力に対し，免震機能等により，緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに，基準津波の影響を受けないこと。 ｂ）緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。 ｃ）緊急時対策所は，代替交流電源からの給電を可能とすること。 また，当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は，多重性又は多様性を有すること。 ｄ）緊急時対策所の居住性が確保されるように，適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。 ｅ）緊急時対策所の居住性については，次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き，対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③ 交代要員体制，安定ヨウ素剤の服用，仮設設備等を考慮してもよい。ただし，その場合は，実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は，対策要員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないこと。 ｆ）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区画を設けること。 ２ 第２項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは，第１項第１号に規定する「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。	第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう，次に定めるところによらなければならない。 一 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ことができるよう，適切な措置を講ずること。 二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。 三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。 ２ 緊急時対策所には，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ことができる措置を講じなければならない。	１ 第１項及び第２項の要件を満たす緊急時対策所とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 ａ）基準地震動による地震力に対し，免震機能等により，緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに，基準津波の影響を受けないこと。 ｂ）緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。 ｃ）緊急時対策所は，代替交流電源からの給電を可能とすること。また，当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は，多重性又は多様性を有すること。 ｄ）緊急時対策所の居住性が確保されるように，適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。 ｅ）緊急時対策所の居住性については，次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き，対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③ 交代要員体制，安定ヨウ素剤の服用，仮設設備等を考慮してもよい。ただし，その場合は，実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は，対策要員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないこと。 ｆ）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区画を設けること。 ２ 第２項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは，第１項第１号に規定する「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。	居住性の確保	免震重要棟内緊急時対策所遮蔽	既設	—	—	—	—	—	—	—	—
							免震重要棟内緊急時対策所（待避室）遮蔽	新設								
							可搬型陽圧化空調機	新設								
							免震重要棟内緊急時対策所給排気隔離ダンパ	既設								
							地震観測装置	新設								
							酸素濃度計	新設								
							二酸化炭素濃度計	新設								
							差圧計	新設								
						代替電源設備からの給電の確保	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機	既設								
							免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク	既設								
							免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	既設								
							免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤	既設								
							軽油タンク	既設								
							タンクローリ（16ｋL）	新設								
						必要な情報の把握	必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS））	新設								
						発電所内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡	衛星電話設備	新設	発電所内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡	送受信機（ページング）	常設	—	—	—	—	耐震性を有していないが，備が健全である場合は，通信連絡を行うための手段として使用する。
							無線連絡設備	新設		電力保安通信用電話設備	常設	—	—	—	—	
							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，ＩＰ－ＦＡＸ）	新設		局線加入電話設備	常設	—	—	—	—	
										専用電話設備（ホットライン）	常設	—	—	—	—	
							データ伝送設備	新設		テレビ会議システム（社内向）	常設	—	—	—	—	

重大事故等対処設備及び自主対策設備整理表（３号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

設置許可基準規則／技術基準規則		設置許可基準規則	設置許可基準規則の解釈	技術基準規則	技術基準規則の解釈	重大事故等対処設備			設計基準対処設備／自主対策設備							
						機能	機器名称	既設新設	機能	機器名称	常設／可搬	耐震性	機器クラス	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
第61条	第76条	第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう，次に掲げるものでなければならない。 一　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ことができるよう，適切な措置を講じたものであること。 二　重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。 三　発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。 ２　緊急時対策所は，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ことができるものでなければならない。	１　第１項及び第２項の要件を満たす緊急時対策所とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 ａ）基準地震動による地震力に対し，免震機能等により，緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに，基準津波の影響を受けないこと。 ｂ）緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。 ｃ）緊急時対策所は，代替交流電源からの給電を可能とすること。 また，当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は，多重性又は多様性を有すること。 ｄ）緊急時対策所の居住性が確保されるように，適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。 ｅ）緊急時対策所の居住性については，次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き，対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③ 交代要員体制，安定ヨウ素剤の服用，仮設設備等を考慮してもよい。ただし，その場合は，実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は，対策要員の実効線量が７日間で100mSv を超えないこと。 ｆ）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区画を設けること。 ２　第２項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは，第１項第１号に規定する「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。	第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう，次に定めるところによらなければならない。 一　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ことができるよう，適切な措置を講ずること。 二　重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。 三　発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。 ２　緊急時対策所には，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ことができる措置を講じなければならない。	１第１項及び第２項の要件を満たす緊急時対策所とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。 ａ）基準地震動による地震力に対し，免震機能等により，緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに，基準津波の影響を受けないこと。 ｂ）緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。 ｃ）緊急時対策所は，代替交流電源からの給電を可能とすること。また，当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は，多重性又は多様性を有すること。 ｄ）緊急時対策所の居住性が確保されるように，適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。 ｅ）緊急時対策所の居住性については，次の要件を満たすものであること。 ① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。 ② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き，対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。 ③ 交代要員体制，安定ヨウ素剤の服用，仮設設備等を考慮してもよい。ただし，その場合は，実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は，対策要員の実効線量が７日間で100mSv を超えないこと。 ｆ）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区画を設けること。 ２　第２項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは，第１項第１号に規定する「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。	居住性の確保	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽	既設	—	—	—	—	—	—	—	—
							３号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）遮蔽	新設								
							可搬型陽圧化空調機	新設								
							３号炉原子炉建屋内緊急時対策所給排気隔離ダンパ	既設								
							酸素濃度計	新設								
							二酸化炭素濃度計	新設								
							差圧計	新設								
						代替電源設備からの給電の確保	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車	新設								
							交流分電盤	新設								
							負荷変圧器	新設								
							軽油タンク	既設								
							タンクローリ（4kL）	新設								
						必要な情報の把握	緊必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS）	新設								
							SPDS 表示装置	新設								
						発電所内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡	衛星電話設備	新設	発電所内外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡	送受信機（ページング）	常設	—	—	—	—	耐震性を有していないが，備が健全である場合は，通信連絡を行うための手段として使用する。
							無線連絡設備	新設		電力保安通信用電話設備	常設	—	—	—	—	
							統合原子力防災ネットワークを用いる通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）	新設		局線加入電話設備	常設	—	—	—	—	
										専用電話設備（ホットライン）	常設	—	—	—	—	
										テレビ会議システム	常設	—	—	—	—	
							データ伝送設備	新設		衛星電話設備（社内向）※１	常設	—	—	—	—	

※１：自主対策設備を指す。自主対策設備は訓練等の結果により見直される可能性がある。

免震重要棟内緊急時対策所の耐震性と使用可否判断について

免震重要棟は新潟県中越沖地震（2007 年 7 月）での被災経験を経て設置したもので，建築基準法告示で規定される地震動を 1.5 倍した地震力に対応した耐震設計がなされた，免震構造を有する建物であり，新潟県中越沖地震の地震力を上まわる震度 7 クラスの地震力にも耐えうる施設となっている。

そのため，原子炉建屋等発電設備に大きな影響が生じる可能性がある短周期地震に対しては有利な特徴を兼ね備える一方，非常に大きな長周期成分を含む一部の基準地震動に対する評価としては通常の免震設計クライテリアを満足しない場合があり，その際には構造物・設備の損傷が発生する可能性があると想定される。

具体的には概略評価として基準地震動を免震重要棟基礎面に直接入力した評価を行い，免震装置（積層ゴム）の設計目標値（75cm）を超える変位が発生し,建屋上屋側面と基礎部分が干渉（クリアランスは 85cm）すると評価している。

建屋と基礎との干渉が発生すると建屋上屋が損傷し，干渉に伴う衝撃力が建物に内蔵する設備に作用することで機能が喪失する可能性があるものと考えており,長期に亘り災害対策拠点として使用するに適さなくなる(補足)。図 1 に免震重要棟建物上屋と基礎の干渉イメージを示す。

図 1　免震重要棟　断面図，拡大図（NS 方向）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

免震重要棟内緊急時対策所の使用可否判断については，免震装置（積層ゴム）の設計目標値（75cm）を超える変位があったかどうかを識別することが

できる措置（以下,「変位量識別用ポール（75cm)」という）を講じた設計とすることで，参集後に特別な判定作業を必要とせず直ちに判断が可能である。

一方，大きな地震が生じた後にはそれが更に大規模な地震を誘発する可能性を排除できないことから，上記の変位量識別用ポール（75cm）に加え，免震重要棟基礎部に設置する地震計により連続的に地震観測を行うことで，免震重要棟内緊急時対策所の使用可否の判断を行う。

使用可否の判断のフローチャートは図２のとおりであり，以下の３パターンとなる。

① 変位量識別用ポール（75cm）が損傷していた場合

免震重要棟の建屋上屋側面と基礎部分が干渉し建屋上屋が損傷，通信連絡設備等収納設備が損傷した可能性が高いと判断し，免震重要棟を基本的に使用禁止とし，本部長は３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する判断を行う。

本部長を含めた初動対応要員は，必要最小限の要員を免震重要棟の近傍に残して，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動することとし，免震重要棟の近傍に残った要員は，免震重要棟又は宿泊所から持ち出した通信連絡設備（衛星電話設備（可搬型)，無線連絡設備（可搬型))で，各中央制御室と連絡を取り合い，プラントの状況を把握し，必要に応じて本部長の代行として指揮をとる。３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の本部立ち上げ後に，本部長に対してプラント状況等の報告を行った後，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する。

② 変位量識別用ポール（75cm）が損傷しておらず，地震計が震度７であった場合

免震重要棟は損傷していないものの，新潟県中越沖地震の地震力を上まわる震度７の地震があったことから，この地震が更に大規模な地震を誘発する可能性を排除できないとして，本部長は３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する判断を行う。

本部長を含めた初動対応要員は，必要最小限の要員を免震重要棟内緊急時対策所に残して，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動することとし，免震重要棟内緊急時対策所に残った要員は，同緊急時対策所内の通信連絡設備で，各中央制御室と連絡を取り合い，プラントの状況を把握し，必要に応じて本部長の代行として指揮をとる。

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の本部立ち上げ後に，本部長に対してプラント状況等の報告を行った後，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する。

③ 変位量識別用ポール（75cm）が損傷しておらず，地震計が震度７未満の場合

免震重要棟内緊急時対策所を緊急時対策所として活用することとする。

更に免震重要棟内緊急時対策所にて事故対応を行っている最中に地震が発生した際にも同様に使用可否判断フローチャートに従った判断を行うこととする。

なお，免震重要棟内緊急時対策所にて事故号炉の重大事故等対応を行っているところに，更に基準地震動クラスの地震被災を想定し，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に拠点を移すことは非常に希であると考えられるが，そのような場合においては，緊急時対策要員に外部放射線環境に応じた保護具を着用させた上で，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に拠点を移すこととする。

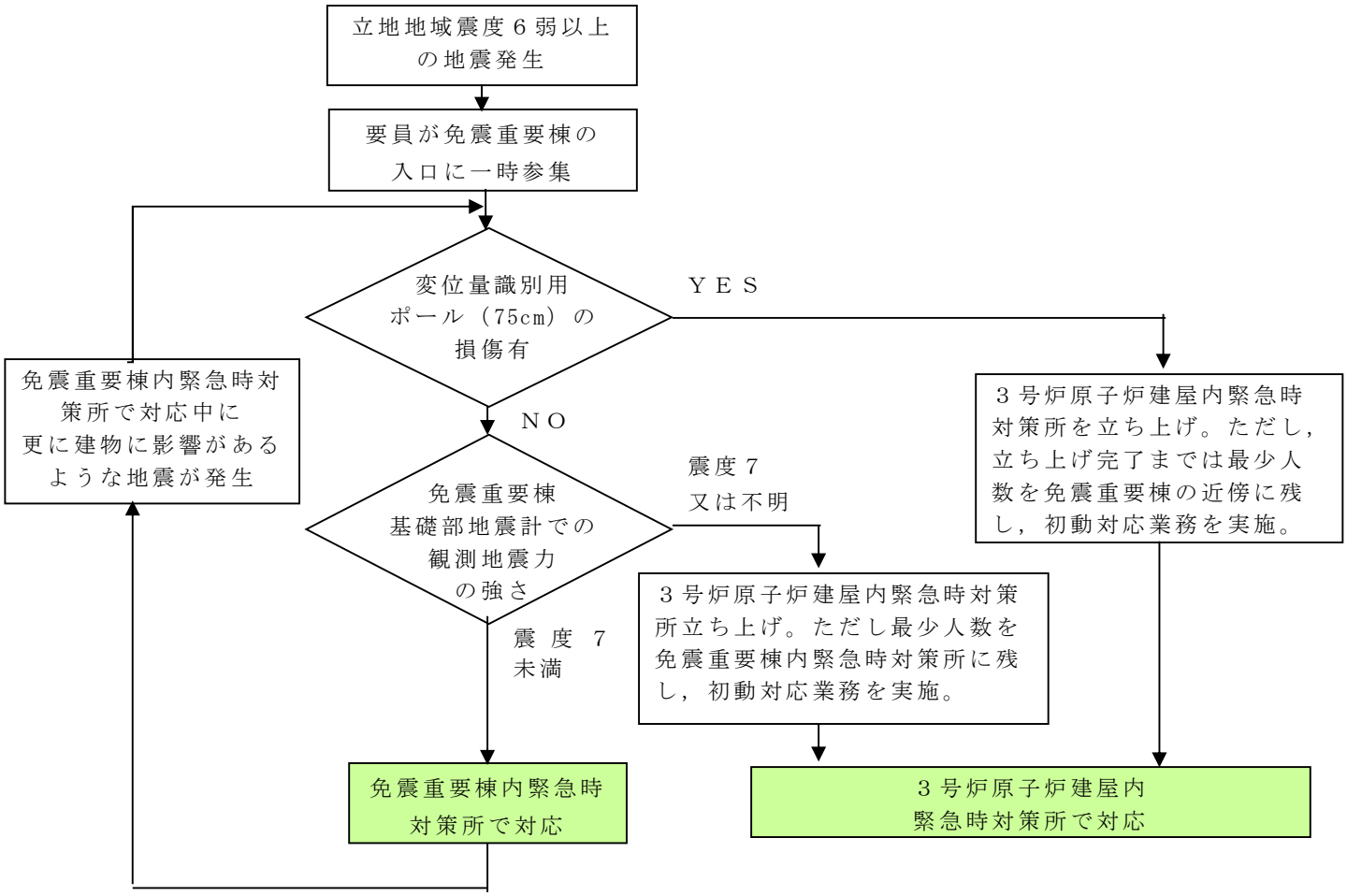


図２　免震重要棟内緊急時対策所　使用可否判断フローチャート

（補足）

地震後に建屋上屋側面と基礎部分とが干渉しない場合は，免震装置により免震重要棟内緊急時対策所の機能が維持される。

居住性については，免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）の気密壁は免震重要棟の構造部材に固定する設計とすることから，免震装置により緩和された地震力により生じる建物の層間変形へ追従することで健全性の確保が期待できる。その際の緊急時対策所本部エリア気密に関する健全性について以下の通り評価を行った。

軽量鉄骨下地ボード張り間仕切り壁の地震による損傷は，文献*[1]では実大試験の結果から，建屋の層間変形角 1/300 程度からボード表面の微小なシワとして確認され始めることが報告されている。

免震重要棟内緊急時対策所を設置する免震重要棟において，免震装置（積層ゴム）の設計目標値（75cm）が発生した場合の層間変形角を設計時の評価結果から，1/5,000 未満と推定され，間仕切り壁の損傷が 1/300 程度から始まることを踏まえると，間仕切り壁には損傷は生じることなく気密性は確保されると判断できる。

（*1）　軽量鉄骨下地間仕切り壁の静的加力試験　田村他　日本建築学会大会学術講演梗概集（関東）2006 年 9 月

炉心損傷の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては，注水機能喪失により原子炉水位が有効燃料頂部（TAF）以上に維持できない場合において，原子炉水位が低下し，炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

事故時運転操作手順書（徴候ベース）では，原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位が TAF 未満となった際に，格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）を用いて，ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のγ線線量率の状況を確認し,図 1 に示す設計基準事故相当のγ線線量率の 10 倍を超えた場合を，炉心損傷の判断としている。

炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が，逃がし安全弁等を介して格納容器内に流入する事象進展を捉まえて，格納容器内のγ線線量率の値の上昇を，運転操作における炉心損傷の判断，及び炉心損傷の進展割合の推定に用いているものである。

また，福島事故時に原子炉水位計，格納容器内雰囲気放射線レベル計等の計器が使用不能となり，炉心損傷を迅速に判断出来なかったことに鑑み，格納容器内雰囲気放射線レベル計に頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており，その結果，格納容器内雰囲気放射線レベル計の使用不能の場合は,「原子炉圧力容器温度計：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉圧力容器温度は，炉心が冠水している場合には，ＳＲＶ動作圧力（安全弁機能の最大 8.20MPa［gage］）における飽和温度約 298℃を超えることはなく，300℃以上にはならない。一方，原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり，温度は飽和温度を超えて上昇するため，300℃以上になると考えられる。上記より，炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

なお，炉心損傷判断は格納容器内雰囲気放射線レベル計が使用可能な場合は，当該計器にて判断を行う。

（１）ドライウェルのγ線線量率

（２）サプレッション・チェンバのγ線線量率

図１　ＳＯＰ導入条件判断図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

免震重要棟内緊急時対策所　可搬型陽圧化空調機運転操作について

1．操作概要

免震重要棟内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機フィルタを通気することにより放射性物質の侵入を低減し，必要な換気を確保するするため，可搬型陽圧化空調機を起動する。

2．必要要員数・実施可能時間

（1）必要要員数：保安班２名

（2）実施可能時間：約 96 分（訓練実績に基づく）

3．系統構成

免震重要棟内緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機運転の概略系統は図１のとおり。

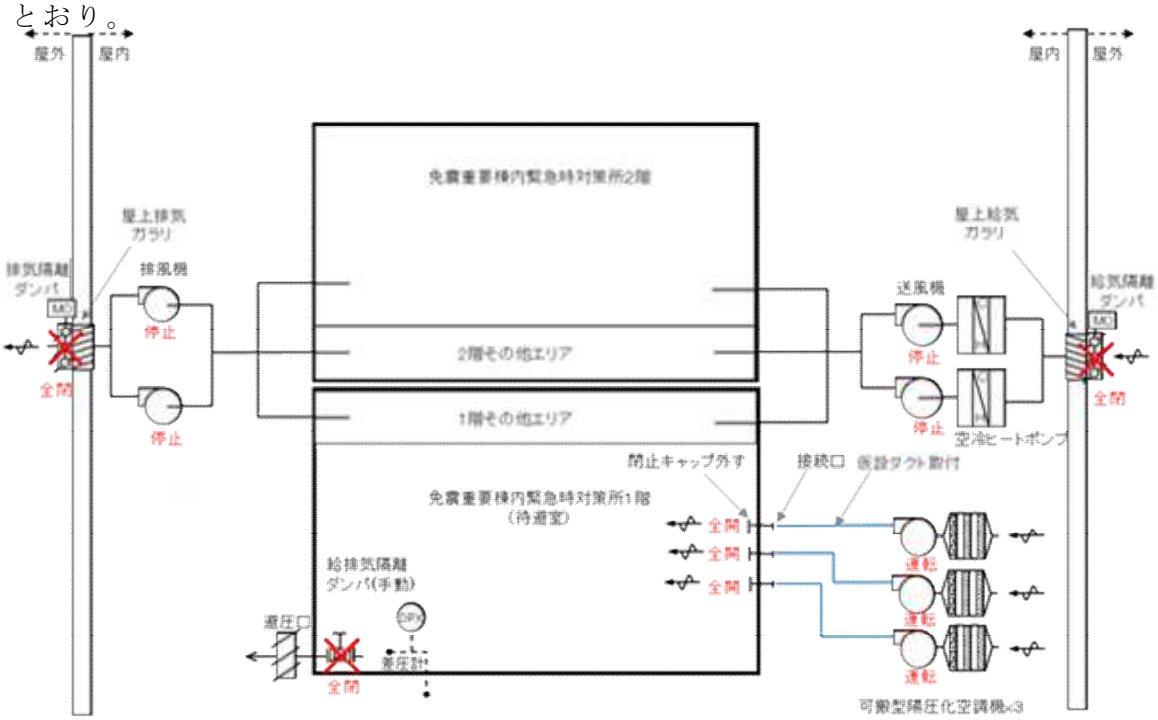


図１　免震重要棟内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機運転の概略系統図

4．手順

①　免震重要棟内緊急時対策所の空調を停止した後、１階（待避室）の給排気隔離ダンパ（手動）を閉止する。
②　活性炭フィルタ保管場所に移動し，保管容器から活性炭フィルタを取り出した後，可搬型陽圧化空調機設置場所に移動する。
③　３台の可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタを装着し，仮設ダクトを差込口に接続し，電源を接続する。
④　３台の可搬型陽圧化空調機を起動する。
⑤　差圧計で室内の圧力を微正圧（20Pa 以上）であることを確認する。

なお，免震重要棟内緊急時対策所２階から１階（待避室）に移動する際に合わせて，免震重要棟内緊急時対策所換気空調系の送風機及び排風機を停止，給気隔離ダンパ（屋上）及び排気隔離ダンパ（屋上）を閉止する。

以上

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所　可搬型陽圧化空調機運転操作について

１．操作概要

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機フィルタを通気することにより放射性物質の侵入を低減し，必要な換気を確保するするため，可搬型陽圧化空調機を起動する。

２．必要要員数・実施可能時間

（１）必要要員数：保安班２名

（２）実施可能時間　：約 48 分（訓練実績に基づく）

３．系統構成

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機運転の概略系統図は図１のとおり。

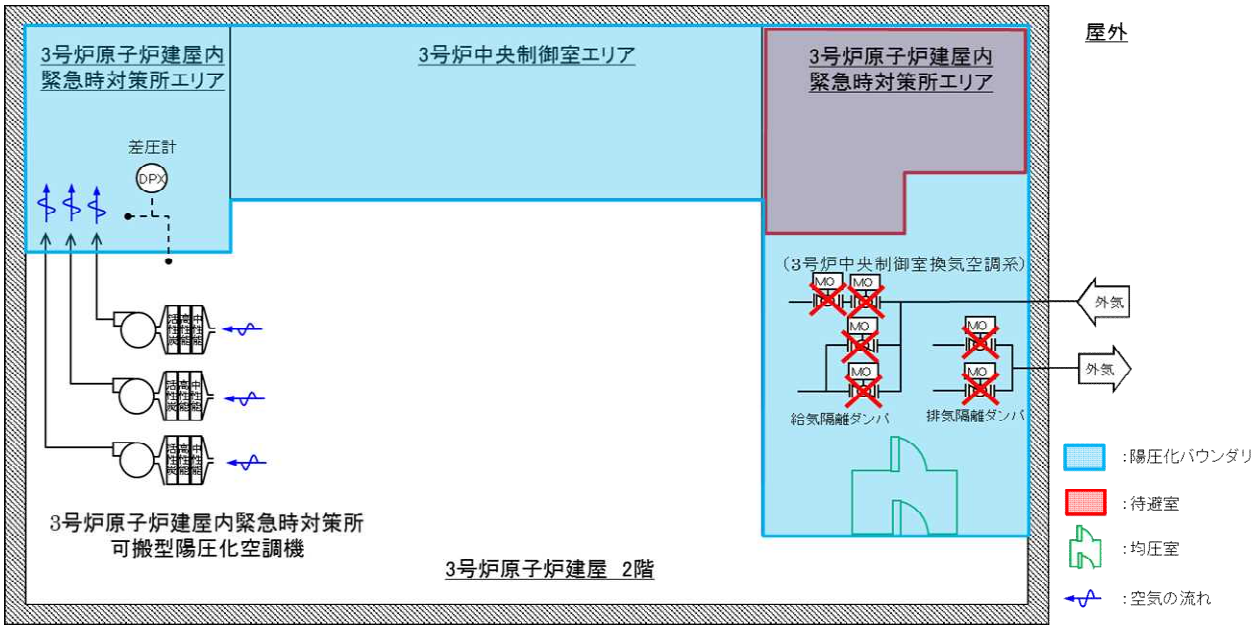


図１　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機運転の概略系統図

４．手順

①　３号炉中央制御室換気空調系の送風機及び排風機が停止していることと MCR 排気ダンパ,MCR 外気取入ダンパ及び MCR 非常時外気取入ダンパが閉していることを確認し，全交流動力電源喪失等の場合で３つのダンパが閉まっていなかった場合は，手動で閉める。
②　活性炭フィルタ保管場所に移動し，保管容器から活性炭フィルタを取り出した後，可搬型陽圧化空調機設置場所に移動する。
③　３台の可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタを装着し，仮設ダクトを差込口に接続して，電源を接続する。
④　３台の可搬型陽圧化空調機を起動する。
⑤　差圧計で室内の圧力を微正圧（20Pa 以上）であることを確認する。

以上

免震重要棟内緊急時対策所及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要換気流量について

１．設備仕様

緊急時対策所可搬型陽圧化空調機は，表１のような数量，仕様であり，可搬型陽圧化空調機３台により，必要換気風量を確保している。

表１　緊急時対策所　換気設備仕様

設備名称	数量	仕様
可搬型陽圧化空調機	100％×３台 （＋予備３台）	風量：600m^3/h/台 高性能フィルタ捕集効率：99.9％以上 活性炭フィルタ捕集効率：99.9％以上

２．必要換気量の考え方

緊急時対策所においては，重大事故発生後のプルーム通過時からプルーム通過後の長期間に亘り最大想定 174 人（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 人，自衛消防隊 10 人）に余裕を持った収容人数 180 人に対して許容二酸化炭素濃度及び許容酸素濃度を確保可能な設計とする。

３．許容二酸化炭素濃度，許容酸素濃度

許容二酸化炭素濃度は，JEAC4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員の事故時被ばくに関する規定」に定める 0.5%以下とする。許容酸素濃度は，労働安全衛生法 酸素欠乏防止規則に定める 18%以上とする。

４．二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量 Q1

・M　二酸化炭素発生量　：0.030※1（m^3/h/人）
・n　収容人数　：180（人）
・C　許容二酸化炭素濃度：0.5（％）
・C0　初期二酸化炭素濃度：0.039※2（％）

※1：軽作業時の二酸化炭素発生量（空気調和衛生工学便覧，軽作業時の CO_2 吐出し量）
※2：標準大気の二酸化炭素濃度（JIS W 0201）
※3：二酸化炭素基準の必要換気量（空気調和衛生工学便覧）

・Q_1　必要換気量　：$Q_1 = \dfrac{100Mn}{C - C_0}$ ※3（m^3/h）

Q1＝100×0.030×180÷(0.5－0.039)＝1171≒<u>1,180（m^3/h）</u>

５．酸素濃度基準に基づく必要換気量 Q2

・n　収容人数　：180（人）
・a　吸気酸素濃度　：20.95※4（％）
・b　許容酸素濃度　：18.0（％）
・c　成人の呼吸量　：0.48※5（m^3/h）
・d　乾燥空気換算酸素濃度：16.4※5（％）

※4：標準大気の酸素濃度（JIS W 0201）
※5：成人呼吸気の酸素濃度（空気調和衛生工学便覧）
※6：酸素基準の必要換気量（空気調和衛生工学便覧）

・Q_2　必要換気量　：$Q_2 = \dfrac{c(a-d)n}{a-b}$ ※6（m^3/h）

Q2＝0.48×(20.95－16.4)×180÷(20.95－18.0)＝133.3≒<u>134（m^3/h）</u>

６．必要換気量

上記より，窒息防止に必要な換気量は，二酸化炭素濃度基準の必要換気量が制限となることから，1,180m^3/h に余裕をもたせた 600m^3/h/台×３台＝1,800m^3/h を確保する。

以　上

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の給油操作について

1．電源系統

免震重要棟内緊急時対策所の電源系統図は図１のとおり。

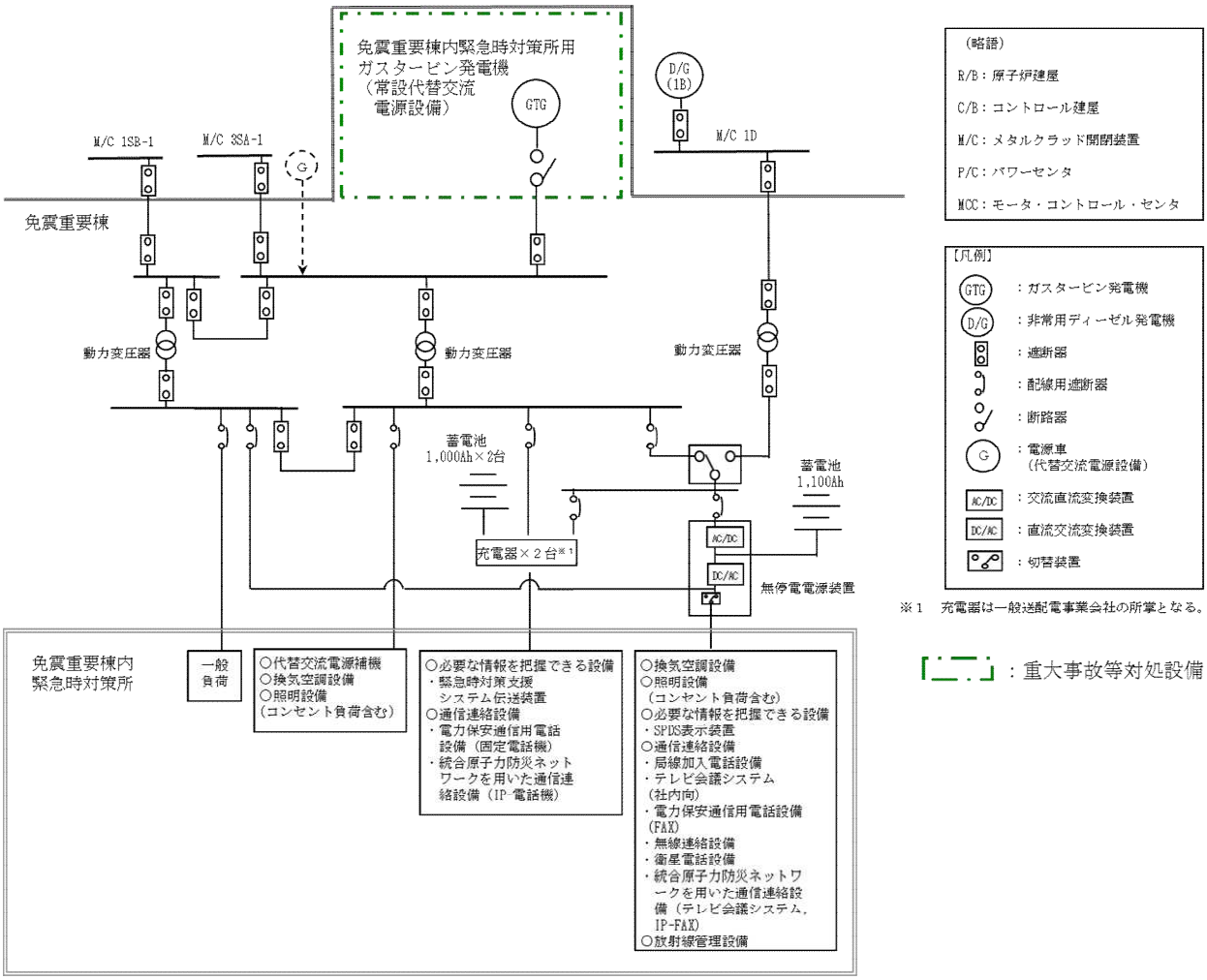


図１．免震重要棟内緊急時対策所　電源構成

２．免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の給油タイミングについて（格納容器ベント成功の場合）

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機は，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク（30kL）の燃料を満杯にすることにより，免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）の実負荷時には約 90 時間の連続運転が可能である。

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の給油タイミングを図２に示す。

格納容器ベント前に予め免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクへの給油を行い，格納容器ベント失敗に備え，燃料を満杯にしたタンクローリ（16ｋL）１台とタンクローリ（４kL）１台を地下貯油タンク付近に駐車しておき，格納容器ベント成功をもってタンクローリ（16ｋL）１台のみを使用することとし，事象発生後約 110 時間後及び 160 時間後給油を行うことで，７日間運転可能である。（連続運転時間については後述の３．参照）

なお，給油については，可搬型モニタリング設備及び格納容器の圧力等を監視し，適切なタイミングで行うこととする。給油作業にかかる被ばく線量は表１のとおり。

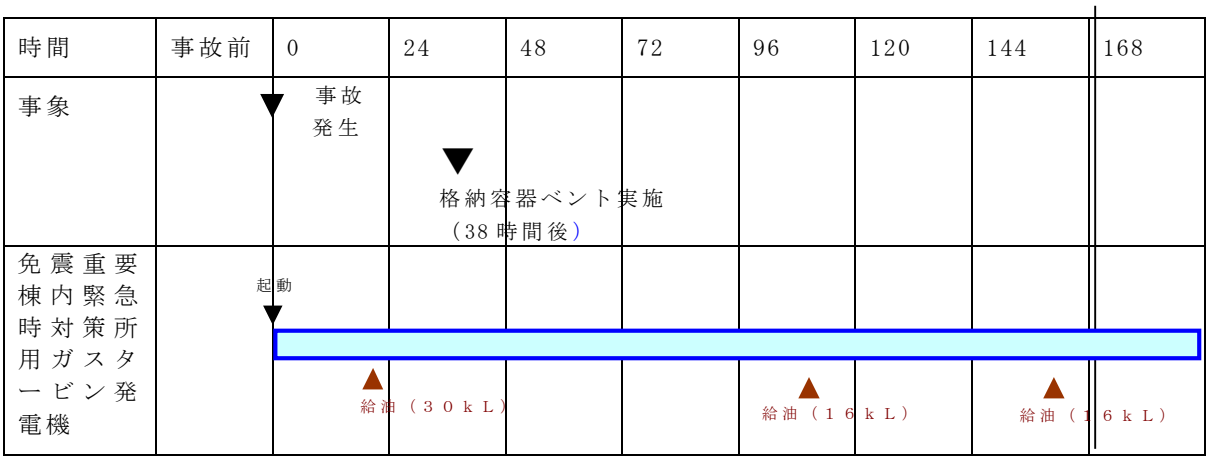


図２　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の給油タイミング（格納容器ベント成功の場合）

＜被ばく線量の評価条件＞

・発災プラント：６号炉及び７号炉

・ソースターム：６号炉格納容器ベント実施，７号炉代替循環冷却成功

・評価点：６号炉可搬型代替注水ポンプ（防火水槽取水）の設置箇所

（補給のために免震重要棟よりも発災プラントに近い６号炉及び７号炉軽油タンクエリアに移動することから，保守的に選定。配置見直し等により，今後見直す可能性がある。）

・大気拡散条件：発災プラント周辺現場作業エリアのうち厳しい評価結果を与える作業場所の相対濃度及び相対線量を参照

・評価時間：合計 75 分（作業場所への移動：10 分，作業：55 分，作業場所からの移動：10 分）

（57 条補足説明資料 57-11「燃料補給に関する補足説明資料」に記載した現場作業時間 55 分（訓練実績，ポンプ性能を用いた机上検討等から算定）に，保守的に移動時間中も同じ線量率で被ばくするものとして往復 20 分(発電所内移動時間の実績から算定）を加えたもの）

・遮蔽：考慮しない

・マスクによる防護係数：50

・被ばく経路：以下を考慮

二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく，

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

表１　６号炉放出時における燃料補給に伴う単位時間当たり被ばく量

（６号炉と７号炉からの寄与の和）　(mSv)

	格納容器ベント開始後経過時間[h]	
	110	160
給油作業に伴う被ばく量	約 38	約 28

３．連続運転時間および要求される負荷

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の仕様は，表２のとおり。また，免震重要棟内緊急時対策所２階の必要な負荷は表３，免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）の必要な負荷は表４のとおり。

表２　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の仕様

	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機	(参考)３号炉の非常用ディーゼル発電機
容量	約 1,000kVA	約 8,250kVA
電圧	6.9kV	6.9kV
力率	0.8	0.8

表３　免震重要棟内緊急時対策所２階　必要な負荷

負荷名称	負荷容量(kVA)
代替交流電源補機	約 20kVA
換気空調設備	約 240kVA
照明設備（コンセント負荷含む）	約 80kVA
必要な情報を把握できる設備，通信連絡設備	約 115kVA
放射線管理設備	約 55kVA
合計	約 510kVA

表４　免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）　必要な負荷

負荷名称	負荷容量(kVA)	備考
代替交流電源補機	約 20kVA	
換気空調設備	約 5kVA	
照明設備（コンセント負荷含む）	約 80kVA	免震重要棟床面積約 4,100m^2 が給電対象
必要な情報を把握できる設備，通信連絡設備	約 115kVA	テレビ会議システム及び重大事故等時に必要な負荷※1：約 35kVA
放射線管理設備	約 55kVA	重大事故等時に必要な負荷※2：約 10kVA
合計	約 275kVA	

※１　重大事故等時に必要な負荷：
無線連絡設備，衛星電話設備，
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，
緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS 表示装置

※２　重大事故等時に必要な負荷：
モニタリングポスト及び気象データを監視する装置，
原子力発電所周辺線量予測評価システム，個人線量計用充電器，
可搬型空気浄化装置（チェンジングエリア用）

免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の燃料消費率は表５のとおりである。免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）の運用に必要な負荷容量は約 275kVA（力率を 0.8 として 220kW）であり，220kW の負荷に対して，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク（30kL）により約 90 時間以上の連続運転が可能である。

表５　免震需要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機　燃費

	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 燃料消費率（ｌ／ｈ）	運転連続時間
800kW（100％負荷）		約 68 時間
220kW（実負荷）		約 103 時間

【参考】地下貯油タンク容量　30,000 リットル

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

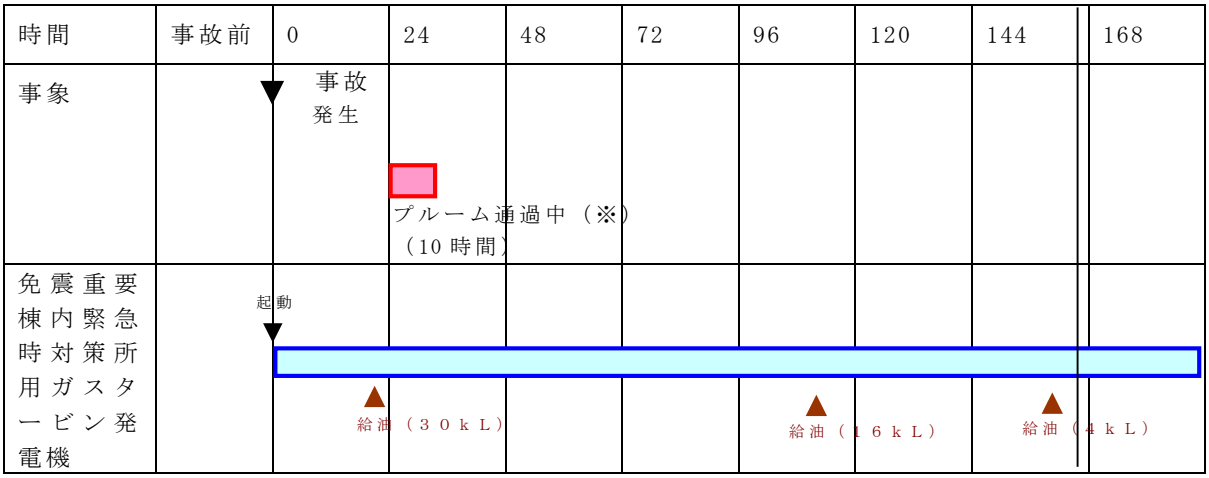
【補足】免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の給油タイミングと被ばく線量について（格納容器破損の場合）

緊急時対策所の居住性評価で想定する格納容器が破損した場合の免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の給油タイミングを図３に示す。

格納容器ベント前に予め免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンクへの給油を行い，格納容器ベント失敗に備え，燃料を満杯にしたタンクローリ（16ｋL）１台とタンクローリ（４kL）１台を地下貯油タンク付近に駐車しておき，給油要員は免震重要棟内緊急時対策所１階（待避室）に退避する。本ケースでは格納容器ベントに失敗し，格納容器が破損することから，格納容器ベント成功ケースとは異なり，駐車しておいたタンクローリ（16ｋL）１台とタンクローリ（４kL）１台をそのまま使用する。

格納容器が破損した場合，事故発生から 110 時間後に地下貯油タンク近傍に駐車してあったタンクローリ（16ｋL）から地下貯油タンクに給油を行うことで，約 50 時間の運転が可能である。また，事故発生から 160 時間後に地下貯油タンク近傍に駐車してあったタンクローリ（４kL）から地下貯油タンクに給油することにより，約 12 時間運転することが可能である。これにより７日間の連続運転が可能である。（連続運転時間については前述の３．参照）

また，給油作業は発電所外からの参集要員が行うこととする。給油作業にかかる被ばく線量は表５のとおり。給油は２名１組で対応することから，給油時は１名で行い，残る１名は線量影響の少ない免震重要棟内緊急時対策所に待避して，交代で対応するなどで被ばく低減に努める。



※：「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づく事象進展時間

図３　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機の給油タイミング（格納容器が破損した場合）

＜被ばく線量の評価条件＞

・ 発災プラント：6 号炉及び 7 号炉
・ ソースターム：福島第一原子力発電所事故と同等
・ 大気拡散条件：免震重要棟内緊急時対策所を評価点とした場合の相対濃度を参照（6 号炉放出時：5.8×10^{-6}(s/m^3)，7 号炉放出時：6.5×10^{-6}(s/m^3)）
・ 評価時間
  - 1 度目の給油時：合計 75 分（作業場所への移動：10 分，作業：55 分，作業場所からの移動：10 分）
  - 2 度目の給油時：合計 75 分（作業場所への移動：10 分，作業：55 分，作業場所からの移動：10 分）
・ 遮蔽：考慮しない
・ 被ばく経路：影響が支配的となる，地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくを考慮

表 5　給油作業に係る被ばく線量（6 号炉と 7 号炉からの寄与の和）

作業開始時間 （事故発生後の経過時間）(h)	110	160
作業に係る被ばく線量（mSv）	約 98	約 73

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の起動及び受電操作について

１．３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の起動及び受電操作概要

常設の３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車を起動したのち,交流分電盤において，３号炉無停電電源装置からの受電から，電源車からの受電に切り替える。

２．必要要員数・実施可能時間

（１） 必要要員数：本部付２名，号機班２名（現場要員ではなく，本部要員から選任）

（２） 実施可能時間：約 15 分

３．系統構成

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源構成は図１のとおり。

４．手順

① ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車を起動する。

② 電源車の出力電圧，周波数を確認し，出力遮断器を「入」とする。

③ 交流分電盤②にて，３号炉所内電源からの受電用遮断器を「切」とし，交流分電盤①への受電用遮断器を「入」とする。

③ 交流分電盤①にて，検電器で起動した電源車からの受電を確認した上で，３号炉無停電電源装置からの受電用遮断器を「切」とし，交流分電盤②への受電用遮断器を「入」とし，給電を開始する。

※上記，①，②については、本部付２名が，③，④については号機班２名が行う。

有効性評価タイムチャート上の３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の起動操作のタイミングについて，雰囲気圧力・温度静的負荷（格納容器過圧・過温破壊）の代替循環冷却を使用する場合を代表例として記載したものを図２に示す。

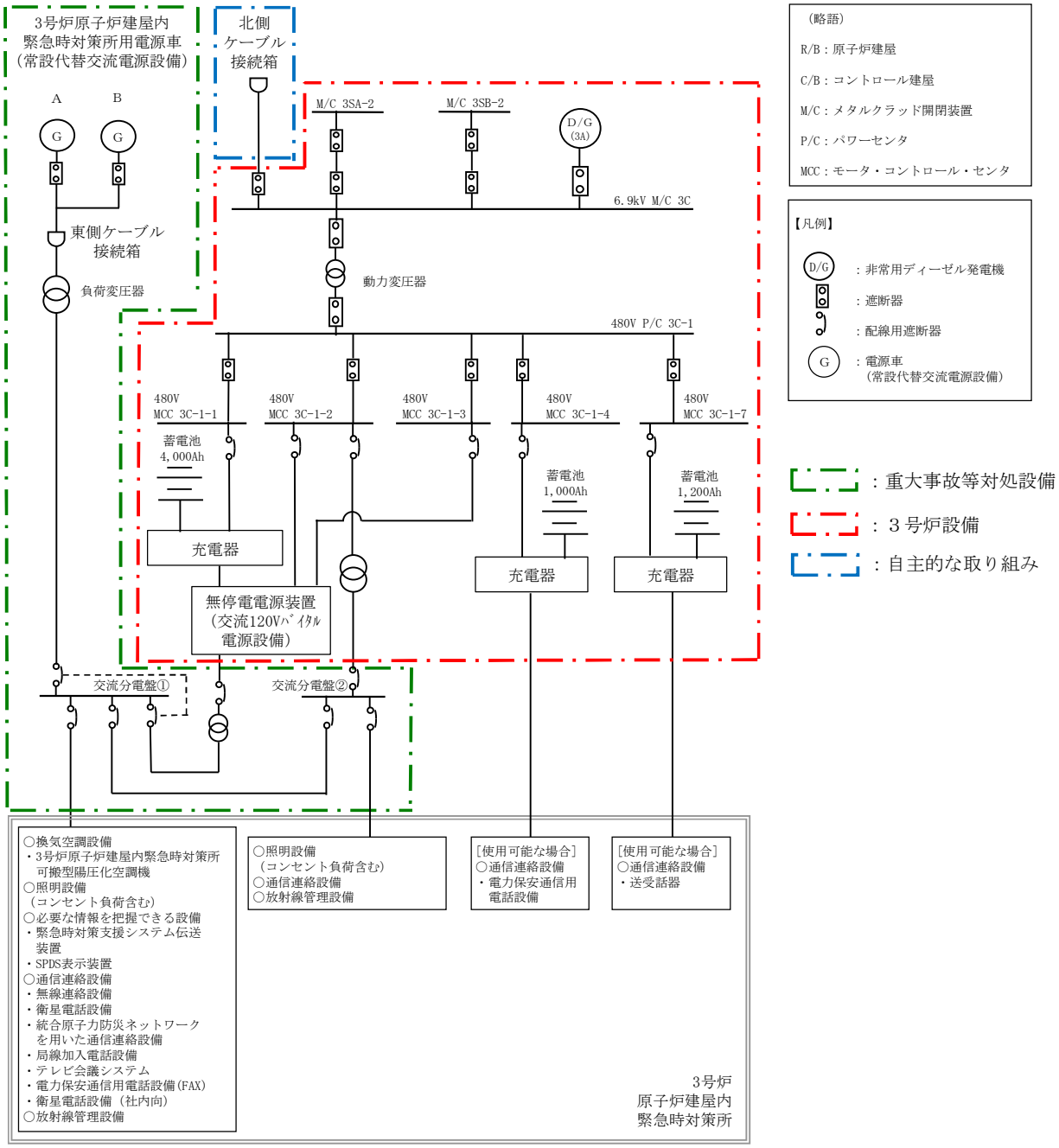


図１　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所　電源構成

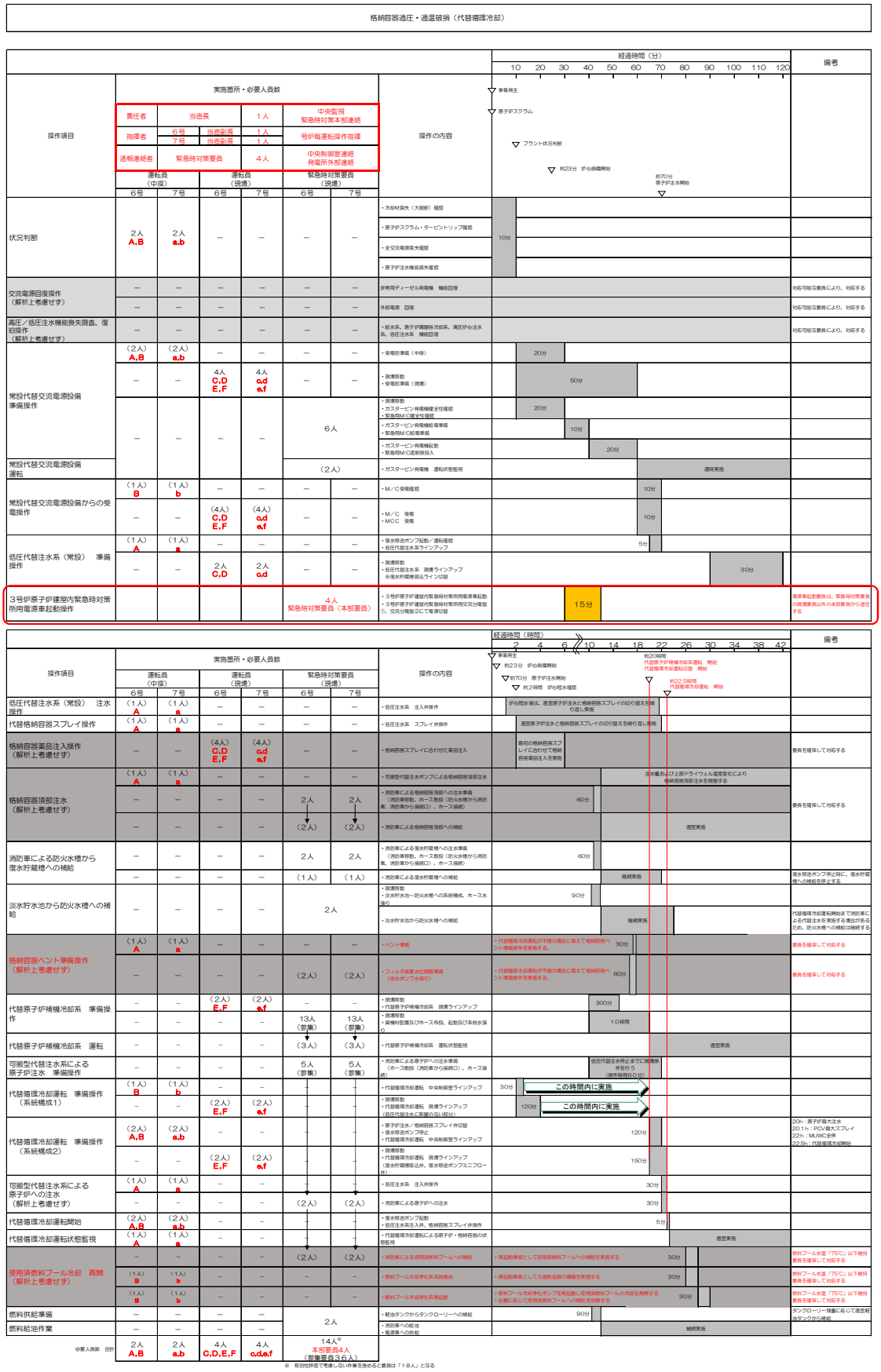


図２　有効性評価タイムチャート（格納容器過圧・過温破壊）上の電源車起動タイミング

５．３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の給油タイミング（格納容器　ベント成功の場合）

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の実負荷時には，約 12 時間連続給電が可能であり，格納容器ベント前に予め給油を行うことにより，プルーム通過時に給油が必要となることはない。なお，給油については，可搬型モニタリング設備及び格納容器の圧力等を監視し，適切なタイミングで行うこととする。給油作業にかかる被ばく線量は表１のとおり。

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車が停止した場合，並列運転した電源車にて約 12 時間給電可能な設計とする。

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の給油タイミングを図３に示す。

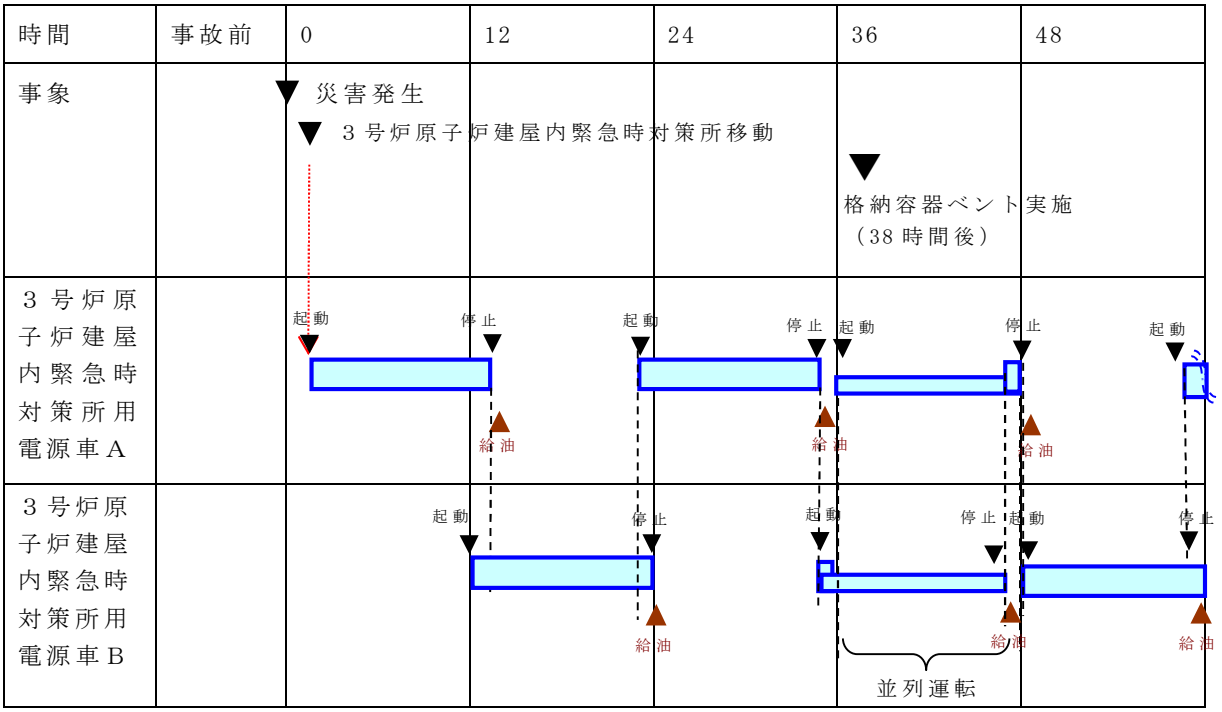


図３　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の給油時間

＜被ばく線量の評価条件＞

・発災プラント：６号炉及び７号炉

・ソースターム：６号炉格納容器ベント実施，７号炉代替循環冷却成功

・評価点：６号炉可搬型代替注水ポンプ（防火水槽取水）の設置箇所

（補給のために免震重要棟よりも発災プラントに近い６号炉及び７号炉軽油タンクエリアに移動することから，保守的に選定。配置見直し等により，今後見直す可能性がある。）

・大気拡散条件：発災プラント周辺現場作業エリアのうち厳しい評価結果を与える作業場所の相対濃度及び相対線量を参照

・評価時間：合計 35 分（作業場所への移動：10 分，作業：15 分，作業場所からの移動：10 分）

（57 条補足説明資料 57-11「燃料補給に関する補足説明資料」に記載した現場作業時間 15 分（訓練実績，ポンプ性能を用いた机上検討等から算定）に，保守的に移動時間中も同じ線量率で被ばくするものとして往復 20 分（発電所内移動時間の実績から算定）を加えたもの）

・遮蔽：考慮しない

・マスクによる防護係数：50

・被ばく経路：以下を考慮

二次格納施設内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく，

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく，

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

表１　６号炉放出時における燃料補給に伴う単位時間当たり被ばく量（６号炉と７号炉からの寄与の和）　（mSv）

作業開始時間（事故発生後の経過時間）(h)	48	60	72	84	96	108
作業に係る被ばく線量	約 42	約 29	約 25	約 21	約 19	約 18

作業開始時間（事故発生後の経過時間）(h)	120	132	144	156	168
作業に係る被ばく線量	約 17	約 16	約 14	約 14	約 13

６．連続運転時間および要求される負荷

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の仕様は，表２のとおり。また，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷は表３のとおり。

表２　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の仕様

	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車	（参考）３号炉の非常用ディーゼル発電機
容量	約 500kVA	約 8,250kVA
電圧	6.9kV	6.9kV
力率	0.8	0.8

表３　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所　必要な負荷

負荷名称	負荷容量(kVA)
換気空調設備	約 5kVA
照明設備（コンセント負荷含む）	約 17kVA
必要な情報を把握できる設備，通信連絡設備※	約 17kVA
放射線管理設備	約 11kVA
合計	約 50kVA

※　電力保安通信用電話設備及び送受話器は除く

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の運用に必要な負荷容量は約 50kVA であり，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車（定格 500kVA）の約 10%負荷である。

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の燃費を表４に示す。同電源車は約 10%負荷の燃料消費率から，12 時間以上の連続運転が可能である。

表４　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車　燃費

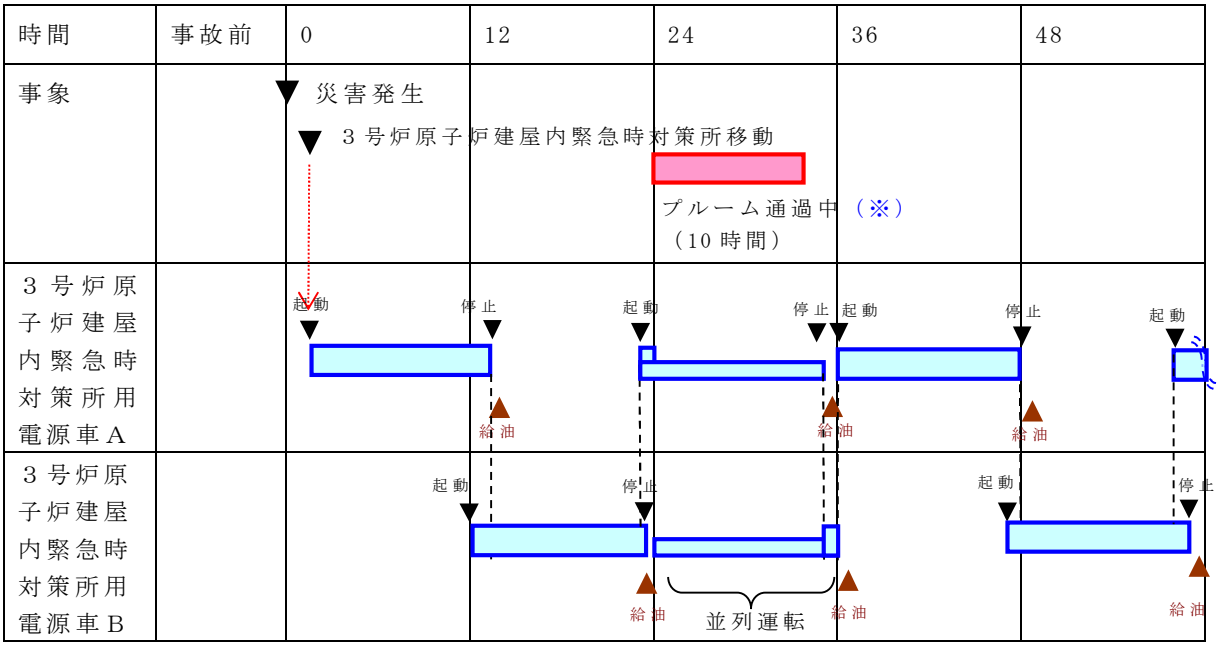
	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車燃料消費率（ｌ／ｈ）	運転連続時間
100%負荷		約２時間
75%負荷		約３時間
50%負荷		約４時間
25%負荷		約８時間
10%負荷		約１６時間

【参考】燃料タンク容量　250 リットル

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【補足】３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の給油タイミング及び被ばく評価（格納容器が破損した場合）

緊急時対策所の居住性評価で想定する格納容器が破損した場合の３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の給油タイミングを図４に示す。



※：「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」に基づく事象進展時間

図４　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車の給油時間
（格納容器が破損した場合）

格納容器ベント前に予め３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車への給油を行い，格納容器ベント失敗に備え，燃料を満杯にしたタンクローリ（４kL）１台を３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車付近に駐車しておき，給油要員は３号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）に退避する。本ケースでは格納容器ベントに失敗し，格納容器が破損することから，格納容器ベント成功ケースとは異なり，駐車しておいたタンクローリ（４kL）１台をそのまま使用する。

格納容器が破損した場合，事故発生から36時間後以降12時間おきに近傍に駐車してあったタンクローリ（4ｋL）から給油を行うことで，７日間の連続運転が可能である。

また，格納容器が破損した場合の給油作業は発電所外からの参集要員が行うこととする。給油作業にかかる被ばく線量は表２のとおり。給油は２名１組で対応することから，給油時は１名で行い，残る１名は線量影響の少ない３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に待避して，交代で対応するなどで被ばく低減に努める。

＜被ばく線量の評価条件＞

- 発災プラント：6 号炉及び 7 号炉
- ソースターム：福島第一原子力発電所事故と同等
- 大気拡散条件:3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を評価点とした場合の相対濃度を参照(6 号炉放出時:3.6×10^{-6}(s/m^3)，7 号炉放出時:4.3×10^{-6}(s/m^3))
- 評価時間：合計 35 分（作業場所への移動：10 分，作業：15 分，作業場所からの移動：10 分）
- 遮蔽：考慮しない
- 被ばく経路：影響が支配的となる，地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくを考慮

表２　給油作業にかかる被ばく線量（6 号炉と 7 号炉からの寄与の和）

作業開始時間（事故発生後の経過時間）(h)	36	48	60	72	84	96
作業に係る被ばく線量（mSv）	約 67	約 52	約 44	約 39	約 35	約 32

作業開始時間（事故発生後の経過時間）(h)	108	120	132	144	156	168
作業に係る被ばく線量（mSv）	約 29	約 27	約 25	約 23	約 22	約 20

ＳＰＤＳ表示装置にて確認できるパラメータについて

通常，免震重要棟内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は，６号炉及び７号炉のコントロール建屋に設置するプロセス計算機からデータを収集し，SPDS 表示装置にて確認できる設計とする。また，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は，６号炉及び７号炉のコントロール建屋に設置するデータ伝送装置からデータを収集し，SPDS 表示装置にて確認できる設計とする。

免震重要棟及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置に入力されるパラメータ（SPDS パラメータ）は，各緊急時対策所において，データを確認（主要なバルブの開閉表示も確認可能である）することができるとともに，国の緊急時対策支援システム（ERSS）へ伝送できる設計とする。

また，国の緊急時対策支援システム（ERSS）への伝送については，免震重要棟内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置と３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置の両方から同じパラメータを伝送する設計とする。

通常のデータ伝送ラインが使用できない場合，免震重要棟及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は，主な ERSS 伝送パラメータ※をバックアップ伝送ラインにより６号炉及び７号炉のコントロール建屋に設置するデータ伝送装置からデータを収集し，SPDS 表示装置にて確認できる設計とする。

各パラメータは，緊急時対策支援システム伝送装置に２週間分（１分周期）のデータが保存され，SPDS 表示装置にて過去データ（２週間分）が確認できる設計とする。

※一部の「環境の情報確認」に関するパラメータは，バックアップ伝送ラインを経由せず，SPDS 表示装置で確認できる。

SPDS パラメータについては，緊急時対策所において必要な指示を行うことが出来るよう，プラント・系統全体の安定・変化傾向を把握し，それによって事故の様相の把握とその復旧方策，代替措置の計画・立案・指揮・助言を行うために必要な情報を選定する。すなわち，以下に示す対応活動が可能となるように必要なパラメータが表示・把握できる設計とする。

① 各号炉の中央制御室（運転員）を支援する観点から「炉心反応度の状態」，「炉心冷却の状態」，「格納容器の状態」，「放射能隔離の状態」，「非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等」の確認に加え，「使用済み燃料プールの状態」の把握，並びに「環境の情報」の把握。

② 上記①を元にした設備・系統の機能が維持できているか，性能を発揮できているか等プラント状況・挙動の把握。

上記①②が可能となるパラメータを確認することで，中央制御室でのバルブ開閉等の

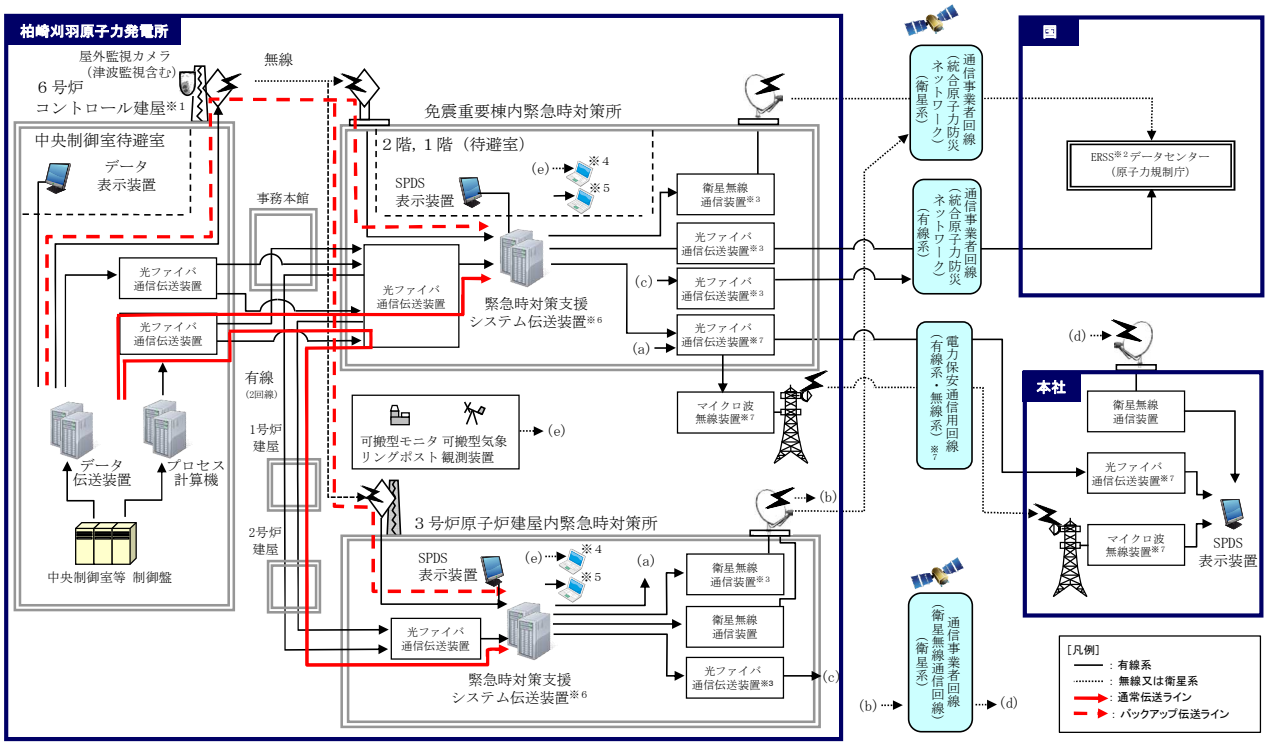
操作の結果として予測されるプラント状況・挙動との比較を行うことができ，前述の計画・立案・指揮・助言を行うことができることから，弁の開閉状態等については一部を除き SPDS パラメータとして選定しない。弁の開閉状態等についての情報が必要な場合には，通信連絡設備を用いて中央制御室（運転員）に確認する。

（例：中央制御室にて低圧代替注水操作を行った場合，緊急時対策所においては，原子炉水位・復水補給水系流量（原子炉圧力容器）を確認することで操作成功時の予測との比較を行うことができる。）

バックアップ伝送ラインでは，これらパラメータ以外にも，「水素爆発による格納容器の破損防止」「水素爆発による原子炉建屋の損傷防止」に必要なパラメータ（バックアップ対象パラメータ）を収集し，緊急時対策所に設置する SPDS 表示装置において確認できる設計とする。

SPDS 表示装置で確認できるパラメータ（６号炉，７号炉）を表１，２に示す。

なお，ERSS 伝送パラメータ以外のバックアップ対象パラメータについては、免震重要棟内緊急時対策所及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）を使用し国等の関係各所と情報共有することは可能である。



※１：７号炉も同様
※２：国の緊急時対策支援システム。ERSSの第二データセンター設置完了後，本社等から伝送予定。
※３：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。
※４：可搬型モニタリングポスト等データ表示装置
※５：屋外監視カメラ監視装置（有線又は無線系による伝送）
※６：免震重要棟のデータ伝送設備と３号炉原子炉建屋のデータ伝送設備の両方からERSSデータセンターへデータを伝送する。
※７：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は，一般送配電事業会社所掌となる。

図１　必要な情報を把握できる設備（SPDS）のデータ伝送の概要

表１　SPDS 表示装置で確認できるパラメータ　６号炉（１／９）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心反応度の状態確認	ＡＰＲＭ平均値	○	○	○
	ＡＰＲＭ（Ａ）	○	－	○
	ＡＰＲＭ（Ｂ）	○	－	○
	ＡＰＲＭ（Ｃ）	○	－	○
	ＡＰＲＭ（Ｄ）	○	－	○
	ＳＲＮＭ　（Ａ）　対数計数率出力	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｂ）　対数計数率出力	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｃ）　対数計数率出力	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｄ）　対数計数率出力	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｅ）　対数計数率出力	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｆ）　対数計数率出力	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｇ）　対数計数率出力	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｈ）　対数計数率出力	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｊ）　対数計数率出力	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｌ）　対数計数率出力	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ａ）　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｂ）　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｃ）　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｄ）　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｅ）　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｆ）　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｇ）　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｈ）　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｊ）　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｌ）　計数率高高	○	○	○
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力　（広帯域）（ＢＶ）	○	○	○
	原子炉圧力（Ａ）	○	－	○
	原子炉圧力（Ｂ）	○	－	○
	原子炉圧力（Ｃ）	○	－	○
	原子炉圧力（ＳＡ）	○	－	○
	原子炉水位（広帯域）ＰＢＶ	○	○	○
	原子炉水位（広帯域）（Ａ）	○	－	○
	原子炉水位（広帯域）（Ｃ）	○	－	○
	原子炉水位（広帯域）（Ｆ）	○	－	○
	原子炉水位（燃料域）ＰＢＶ	○	○	○
	原子炉水位（燃料域）（Ａ）	○	－	○
	原子炉水位（燃料域）（Ｂ）	○	－	○
	原子炉水位（ＳＡ）（ワイド）	○	－	○
	原子炉水位（ＳＡ）（ナロー）	○	－	○
	炉水温度　ＰＢＶ	○	○	○
	逃し安全弁　開	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の状態確認	ＨＰＣＦ（Ｂ）系統流量	○	○	○
	ＨＰＣＦ（Ｃ）系統流量	○	○	○
	ＲＣＩＣ系統流量	○	○	○
	高圧代替注水系系統流量	○	－	○
	ＲＨＲ（Ａ）系統流量	○	○	○
	ＲＨＲ（Ｂ）系統流量	○	○	○
	ＲＨＲ（Ｃ）系統流量	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器（Ａ）入口温度	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ｂ）入口温度	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ｃ）入口温度	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ａ）出口温度	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ｂ）出口温度	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ｃ）出口温度	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ａ）入口冷却水流量	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ｂ）入口冷却水流量	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ｃ）入口冷却水流量	○	－	○
	原子炉補機冷却水系（Ａ）系統流量	○	－	○
	原子炉補機冷却水系（Ｂ）系統流量	○	－	○
	原子炉補機冷却水系（Ｃ）系統流量	○	－	○
	６．９ｋＶ　６Ａ１母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６Ａ２母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６Ｂ１母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６Ｂ２母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６ＳＡ１母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６ＳＡ２母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６ＳＢ１母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６ＳＢ２母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６Ｃ母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６Ｄ母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６Ｅ母線電圧	○	○	○
	Ｄ／Ｇ　６Ａ　遮断器　投入	○	○	○
	Ｄ／Ｇ　６Ｂ　遮断器　投入	○	○	○
	Ｄ／Ｇ　６Ｃ　遮断器　投入	○	○	○
	原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力容器下鏡上部温度）	○	－	○
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器） （ＲＰＶ注水流量）	○	－	○
	復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	○	－	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の状態確認	ＣＡＭＳ（Ａ）Ｄ／Ｗ放射能	○	○	○
	ＣＡＭＳ（Ｂ）Ｄ／Ｗ放射能	○	○	○
	ＣＡＭＳ（Ａ）Ｓ／Ｃ放射能	○	○	○
	ＣＡＭＳ（Ｂ）Ｓ／Ｃ放射能	○	○	○
	ドライウェル圧力（広帯域）（最大）	○	○	○
	格納容器内圧力（Ｄ／Ｗ）	○	－	○
	サプレッションチェンバ圧力（最大）	○	○	○
	格納容器内圧力（Ｓ／Ｃ）	○	－	○
	ＲＰＶベロシール部周辺温度（最大）	○	○	○
	サプレッションプール水位　ＢＶ	○	○	○
	サプレッション・チェンバ・プール水位	○	－	○
	サプレッション・チェンバ気体温度	○	－	○
	Ｓ／Ｐ水温度（最大）	○	○	○
	サプレッション・チェンバ・プール水温度（中間上部）	○	－	○
	サプレッション・チェンバ・プール水温度（中間下部）	○	－	○
	サプレッション・チェンバ・プール水温度（下部）	○	－	○
	ＣＡＭＳ（Ａ）　水素濃度	○	○	○
	ＣＡＭＳ（Ｂ）　水素濃度	○	○	○
	格納容器内水素濃度（ＳＡ）（Ｄ／Ｗ）	○	－	○
	格納容器内水素濃度（ＳＡ）（Ｓ／Ｃ）	○	－	○
	ＣＡＭＳ（Ａ）　酸素濃度	○	○	○
	ＣＡＭＳ（Ｂ）　酸素濃度	○	○	○
	ＣＡＭＳ（Ａ）サンプル切替（Ｄ／Ｗ）	○	○	○
	ＣＡＭＳ（Ｂ）サンプル切替（Ｄ／Ｗ）	○	○	○
	ＲＨＲ（Ａ）系統流量	○	○	○
	ＲＨＲ（Ｂ）系統流量	○	○	○
	ＲＨＲ（Ｃ）系統流量	○	○	○
	ＲＨＲ格納容器冷却ライン隔離弁Ｂ　全閉以外	○	○	○
	ＲＨＲ格納容器冷却ライン隔離弁Ｃ　全閉以外	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ（Ａ）吐出圧力	○	－	○
	残留熱除去系ポンプ（Ｂ）吐出圧力	○	－	○
	残留熱除去系ポンプ（Ｃ）吐出圧力	○	－	○
	ドライウェル雰囲気温度（上部ドライウェルフランジ部雰囲気温度）	○	－	○
	ドライウェル雰囲気温度（下部ドライウェルリターンライン上部雰囲気温度）	○	－	○
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）（ドライウェル注水流量）	○	－	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の状態確認	復水移送ポンプ（Ａ）吐出圧力	○	－	○
	復水移送ポンプ（Ｂ）吐出圧力	○	－	○
	復水移送ポンプ（Ｃ）吐出圧力	○	－	○
	復水補給水系温度（代替循環冷却）	○	－	○
	格納容器下部水位 (ペデスタル水位高（3m))	○	－	○
	格納容器下部水位 (ペデスタル水位高（2m))	○	－	○
	格納容器下部水位 (ペデスタル水位高（1m))	○	－	○
	復水補給水系流量（原子炉格納容器） (ペデスタル注水流量)	○	－	○
放射能隔離の状態確認	排気筒排気放射能（ＩＣ）（最大）	○	○	○
	排気筒排気（ＳＣＩＮ）放射能（Ａ）	○	○	○
	排気筒排気（ＳＣＩＮ）放射能（Ｂ）	○	○	○
	主蒸気管放射能高（スクラム）区分（１）	○	○	○
	主蒸気管放射能高（スクラム）区分（２）	○	○	○
	主蒸気管放射能高（スクラム）区分（３）	○	○	○
	主蒸気管放射能高（スクラム）区分（４）	○	○	○
	ＰＣＩＳ隔離　内側	○	○	○
	ＰＣＩＳ隔離　外側	○	○	○
	ＭＳＩＶ（内側）　閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁（Ａ）　全閉以外	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁（Ｂ）　全閉以外	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁（Ｃ）　全閉以外	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁（Ｄ）　全閉以外	○	○	○
	ＭＳＩＶ（外側）　閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁（Ａ）　全閉以外	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁（Ｂ）　全閉以外	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁（Ｃ）　全閉以外	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁（Ｄ）　全閉以外	○	○	○
環境の情報確認	ＳＧＴＳ　（Ａ）　作動（１系）	○	○	○
	ＳＧＴＳ　（Ｂ）　作動（１系）	○	○	○
	ＳＧＴＳ排ガス放射能（ＩＣ）（最大）	○	○	○
	ＳＧＴＳ排ガス（ＳＣＩＮ）放射能（Ａ）	○	○	○
	ＳＧＴＳ排ガス（ＳＣＩＮ）放射能（Ｂ）	○	○	○
	６号機　海水モニタ（指数タイプ）	○	○	－※

※　バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報確認	モニタリングポストＮｏ．１　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．２　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．３　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．４　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．５　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．６　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．７　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．８　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．９　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．１　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．２　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．３　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．４　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．５　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．６　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．７　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．８　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．９　低線量率	○	○	－※
	風向２０ｍ	○	○	－※
	風向８５ｍ	○	○	－※
	風向１６０ｍ	○	○	－※
	風速２０ｍ	○	○	－※
	風速８５ｍ	○	○	－※
	風速１６０ｍ	○	○	－※
	大気安定度	○	○	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．１ 高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．２ 高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．３ 高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．４ 高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．５ 高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．６ 高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．７ 高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．８ 高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．９ 高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．１ 低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．２ 低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．３ 低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．４ 低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．５ 低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．６ 低線量率	○	－	－※

※　バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

環境の情報確認	可搬型モニタリングポストＮｏ．７ 低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．８ 低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．９ 低線量率	○	－	－※
	風向（可搬型）	○	－	－※
	風速（可搬型）	○	－	－※
	大気安定度（可搬型）	○	－	－※
非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等	ＡＤＳ　Ａ　作動	○	○	○
	ＡＤＳ　Ｂ　作動	○	○	○
	ＲＣＩＣ　作動	○	○	○
	ＨＰＣＦポンプ（Ｂ）　起動	○	○	○
	ＨＰＣＦポンプ（Ｃ）　起動	○	○	○
	ＲＨＲポンプ（Ａ）　起動	○	○	○
	ＲＨＲポンプ（Ｂ）　起動	○	○	○
	ＲＨＲポンプ（Ｃ）　起動	○	○	○
	ＲＨＲ注入弁（Ａ）全閉以外	○	○	○
	ＲＨＲ注入弁（Ｂ）全閉以外	○	○	○
	ＲＨＲ注入弁（Ｃ）全閉以外	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
	総給水流量	○	○	○

※　バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+6000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+5000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+4000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+3000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+2000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端+1000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 (燃料ラック上端 -1000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ （低レンジ）	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ （高レンジ）	○	－	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度）	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +6750mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +6500mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +6000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +5500mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +5000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +4000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +3000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +2000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +1000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 -1000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 -3000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （プール底部付近）	○	－	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置水素濃度 （格納容器圧力逃がし装置水素濃度）	○	－	○
	フィルタ装置水素濃度 （フィルタベント装置出口水素濃度）	○	－	○
	フィルタ装置出口放射線モニタ（Ａ）	○	－	○
	フィルタ装置出口放射線モニタ（Ｂ）	○	－	○
	フィルタ装置入口圧力	○	－	○
	フィルタ装置水位（Ａ）	○	－	○
	フィルタ装置水位（Ｂ）	○	－	○
	フィルタ装置スクラバ水ｐＨ	○	－	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	○	－	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ（Ａ）	○	－	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ（Ｂ）	○	－	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 （Ｒ／Ｂオペフロ水素濃度Ａ）	○	－	○
	原子炉建屋水素濃度 （Ｒ／Ｂオペフロ水素濃度Ｂ）	○	－	○
	原子炉建屋水素濃度 （上部ドライウェル所員用エアロック）	○	－	○
	原子炉建屋水素濃度 （上部ドライウェル機器搬入用ハッチ）	○	－	○
	原子炉建屋水素濃度 （サプレッション・チェンバ出入口）	○	－	○
	原子炉建屋水素濃度 （下部ドライウェル所員用エアロック）	○	－	○
	原子炉建屋水素濃度 （下部ドライウェル機器搬入用ハッチ）	○	－	○
	静的触媒式水素再結合器　動作監視装置 （北側ＰＡＲ吸気温度）	○	－	○
	静的触媒式水素再結合器　動作監視装置 （北側ＰＡＲ排気温度）	○	－	○
	静的触媒式水素再結合器　動作監視装置 （南側ＰＡＲ吸気温度）	○	－	○
	静的触媒式水素再結合器　動作監視装置 （南側ＰＡＲ排気温度）	○	－	○

表２　SPDS 表示装置で確認できるパラメータ　７号炉（１／９）

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送パラメータ	バックアップ対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	ＡＰＲＭ（平均値）	○	○	○
	ＡＰＲＭ（Ａ）	○	－	○
	ＡＰＲＭ（Ｂ）	○	－	○
	ＡＰＲＭ（Ｃ）	○	－	○
	ＡＰＲＭ（Ｄ）	○	－	○
	ＳＲＮＭ　（Ａ）　計数率	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｂ）　計数率	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｃ）　計数率	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｄ）　計数率	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｅ）　計数率	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｆ）　計数率	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｇ）　計数率	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｈ）　計数率	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｊ）　計数率	○	○	○
	ＳＲＮＭ　（Ｌ）　計数率	○	○	○
	ＳＲＮＭ　Ａ　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　Ｂ　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　Ｃ　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　Ｄ　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　Ｅ　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　Ｆ　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　Ｇ　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　Ｈ　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　Ｊ　計数率高高	○	○	○
	ＳＲＮＭ　Ｌ　計数率高高	○	○	○
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力　Ａ	○	○	○
	原子炉圧力（Ａ）	○	－	○
	原子炉圧力（Ｂ）	○	－	○
	原子炉圧力（Ｃ）	○	－	○
	原子炉圧力（ＳＡ）	○	－	○
	原子炉水位（Ｗ）Ａ	○	○	○
	原子炉水位（広帯域）（Ａ）	○	－	○
	原子炉水位（広帯域）（Ｃ）	○	－	○
	原子炉水位（広帯域）（Ｆ）	○	－	○
	原子炉水位（Ｆ）	○	○	○
	原子炉水位（燃料域）（Ａ）	○	－	○
	原子炉水位（燃料域）（Ｂ）	○	－	○
	原子炉水位（ＳＡ）（ワイド）	○	－	○
	原子炉水位（ＳＡ）（ナロー）	○	－	○
	ＣＵＷ再生熱交換器入口温度	○	○	○
	ＳＲＶ開（ＣＲＴ）	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
炉心冷却の状態確認	ＨＰＣＦ（Ｂ）系統流量	○	○	○
	ＨＰＣＦ（Ｃ）系統流量	○	○	○
	ＲＣＩＣ系統流量	○	○	○
	高圧代替注水系系統流量	○	－	○
	ＲＨＲ（Ａ）系統流量	○	○	○
	ＲＨＲ（Ｂ）系統流量	○	○	○
	ＲＨＲ（Ｃ）系統流量	○	○	○
	残留熱除去系熱交換器（Ａ）入口温度	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ｂ）入口温度	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ｃ）入口温度	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ａ）出口温度	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ｂ）出口温度	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ｃ）出口温度	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ａ）入口冷却水流量	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ｂ）入口冷却水流量	○	－	○
	残留熱除去系熱交換器（Ｃ）入口冷却水流量	○	－	○
	原子炉補機冷却水系（Ａ）系統流量	○	－	○
	原子炉補機冷却水系（Ｂ）系統流量	○	－	○
	原子炉補機冷却水系（Ｃ）系統流量	○	－	○
	６．９ｋＶ　７Ａ１母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　７Ａ２母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　７Ｂ１母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　７Ｂ２母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６ＳＡ１母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６ＳＡ２母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６ＳＢ１母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　６ＳＢ２母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　７Ｃ母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　７Ｄ母線電圧	○	○	○
	６．９ｋＶ　７Ｅ母線電圧	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　７Ｃ　Ｄ／Ｇ受電遮断器閉	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　７Ｄ　Ｄ／Ｇ受電遮断器閉	○	○	○
	Ｍ／Ｃ　７Ｅ　Ｄ／Ｇ受電遮断器閉	○	○	○
	原子炉圧力容器温度 （ＲＰＶ下鏡上部温度）	○	－	○
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器） （ＲＨＲ（Ａ）注入配管流量）	○	－	○
	復水貯蔵槽水位（ＳＡ）	○	－	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の状態確認	格納容器内雰囲気放射線モニタ（A）D／W	○	○	○
	格納容器内雰囲気放射線モニタ（B）D／W	○	○	○
	格納容器内雰囲気放射線モニタ（A）S／C	○	○	○
	格納容器内雰囲気放射線モニタ（B）S／C	○	○	○
	ドライウェル圧力（W）	○	○	○
	格納容器内圧力（D／W）	○	－	○
	S／C圧力（最大値）	○	○	○
	格納容器内圧力（S／C）	○	－	○
	D／W温度（最大値）	○	○	○
	S／P水温度最大値	○	○	○
	S／P水位（W）（最大値）	○	○	○
	サプレッション・チェンバ・プール水位	○	－	○
	サプレッション・チェンバ気体温度	○	－	○
	サプレッション・チェンバ・プール水温度（中間上部）	○	－	○
	サプレッション・チェンバ・プール水温度（中間下部）	○	－	○
	サプレッション・チェンバ・プール水温度（下部）	○	－	○
	格納容器内水素濃度（A）	○	○	○
	格納容器内水素濃度（B）	○	○	○
	格納容器内水素濃度（SA）（D／W）	○	－	○
	格納容器内水素濃度（SA）（S／C）	○	－	○
	格納容器内酸素濃度（A）	○	○	○
	格納容器内酸素濃度（B）	○	○	○
	CAMS（A）D／W測定中	○	○	○
	CAMS（B）D／W測定中	○	○	○
	CAMS（A）S／C測定中	○	○	○
	CAMS（B）S／C測定中	○	○	○
	RHR（A）系統流量	○	○	○
	RHR（B）系統流量	○	○	○
	RHR（C）系統流量	○	○	○
	PCVスプレイ弁（B）　全閉	○	○	○
	PCVスプレイ弁（C）　全閉	○	○	○
	残留熱除去系ポンプ（A）吐出圧力	○	－	○
	残留熱除去系ポンプ（B）吐出圧力	○	－	○
	残留熱除去系ポンプ（C）吐出圧力	○	－	○
	ドライウェル雰囲気温度（上部D／W内雰囲気温度）	○	－	○
	ドライウェル雰囲気温度（下部D／W内雰囲気温度）	○	－	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
格納容器内の状態確認	復水補給水系流量（原子炉格納容器）（ＲＨＲ（Ｂ）注入配管流量）	○	－	○
	復水移送ポンプ（Ａ）吐出圧力	○	－	○
	復水移送ポンプ（Ｂ）吐出圧力	○	－	○
	復水移送ポンプ（Ｃ）吐出圧力	○	－	○
	復水補給水系温度（代替循環冷却）	○	－	○
	格納容器下部水位（Ｄ／Ｗ下部水位（3m））	○	－	○
	格納容器下部水位（Ｄ／Ｗ下部水位（2m））	○	－	○
	格納容器下部水位（Ｄ／Ｗ下部水位（1m））	○	－	○
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）（下部Ｄ／Ｗ注水流量）	○	－	○
放射能隔離の状態確認	排気筒放射線モニタ（ＩＣ）最大値	○	○	○
	排気筒放射線モニタ（ＳＣＩＮ）Ａ	○	○	○
	排気筒放射線モニタ（ＳＣＩＮ）Ｂ	○	○	○
	区分Ⅰ主蒸気管放射能高高	○	○	○
	区分Ⅱ主蒸気管放射能高高	○	○	○
	区分Ⅲ主蒸気管放射能高高	○	○	○
	区分Ⅳ主蒸気管放射能高高	○	○	○
	ＰＣＩＳ隔離　内側	○	○	○
	ＰＣＩＳ隔離　外側	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁　全弁全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁（Ａ）全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁（Ｂ）全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁（Ｃ）全閉	○	○	○
	主蒸気内側隔離弁（Ｄ）全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁　全弁全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁（Ａ）全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁（Ｂ）全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁（Ｃ）全閉	○	○	○
	主蒸気外側隔離弁（Ｄ）全閉	○	○	○
環境の情報確認	ＳＧＴＳ　（Ａ）　作動	○	○	○
	ＳＧＴＳ　（Ｂ）　作動	○	○	○
	ＳＧＴＳ放射線モニタ（ＩＣ）最大値	○	○	○
	ＳＧＴＳ排ガス放射線モニタ（ＳＣＩＮ）Ａ	○	○	○
	ＳＧＴＳ排ガス放射線モニタ（ＳＣＩＮ）Ｂ	○	○	○
	７号機　海水モニタ（指数タイプ）	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．１　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．２　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．３　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．４　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．５　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．６　高線量率	○	○	－※

※　バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
環境の情報確認	モニタリングポストＮｏ．７　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．８　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．９　高線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．１　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．２　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．３　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．４　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．５　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．６　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．７　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．８　低線量率	○	○	－※
	モニタリングポストＮｏ．９　低線量率	○	○	－※
	風向２０ｍ	○	○	－※
	風向８５ｍ	○	○	－※
	風向１６０ｍ	○	○	－※
	風速２０ｍ	○	○	－※
	風速８５ｍ	○	○	－※
	風速１６０ｍ	○	○	－※
	大気安定度	○	○	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．１　高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．２　高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．３　高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．４　高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．５　高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．６　高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．７　高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．８　高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．９　高線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．１　低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．２　低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．３　低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．４　低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．５　低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．６　低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．７　低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．８　低線量率	○	－	－※
	可搬型モニタリングポストＮｏ．９　低線量率	○	－	－※
	風向（可搬型）	○	－	－※
	風速（可搬型）	○	－	－※
	大気安定度（可搬型）	○	－	－※

※　バックアップ伝送ラインを経由せず、SPDS 表示装置にて確認できる。

非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等	ＡＤＳ　Ａ　作動	○	○	○
	ＡＤＳ　Ｂ　作動	○	○	○
	ＲＣＩＣ起動状態（ＣＲＴ）	○	○	○
	ＨＰＣＦポンプ（Ｂ）起動	○	○	○
	ＨＰＣＦポンプ（Ｃ）起動	○	○	○
	ＲＨＲポンプ（Ａ）起動	○	○	○
	ＲＨＲポンプ（Ｂ）起動	○	○	○
	ＲＨＲポンプ（Ｃ）起動	○	○	○
	ＲＨＲ注入弁（Ａ）全閉	○	○	○
	ＲＨＲ注入弁（Ｂ）全閉	○	○	○
	ＲＨＲ注入弁（Ｃ）全閉	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
	全給水流量	○	○	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度)	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端+6000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端+5000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端+4000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端+3000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端+2000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端+1000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ） (使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端-1000mm))	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ （低レンジ）	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ （高レンジ）	○	－	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度）	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +6750mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +6500mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +6000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +5500mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +5000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +4000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +3000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +2000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 +1000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 -1000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （燃料ラック上端 -3000mm））	○	－	○
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（ＳＡ広域） （使用済燃料貯蔵プール温度 （プール底部付近）	○	－	○

目的	対象パラメータ	SPDS パラメータ	ERSS 伝送 パラメータ	バック アップ対象 パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置水素濃度 （格納容器圧力逃がし装置水素濃度）	○	－	○
	フィルタ装置水素濃度 （フィルタベント装置出口水素濃度）	○	－	○
	フィルタ装置出口放射線モニタ（Ａ）	○	－	○
	フィルタ装置出口放射線モニタ（Ｂ）	○	－	○
	フィルタ装置入口圧力	○	－	○
	フィルタ装置水位（Ａ）	○	－	○
	フィルタ装置水位（Ｂ）	○	－	○
	フィルタ装置スクラバ水ｐＨ	○	－	○
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	○	－	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ（Ａ）	○	－	○
	耐圧強化ベント系放射線モニタ（Ｂ）	○	－	○
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋水素濃度 （Ｒ／Ｂオペフロ水素濃度Ａ）	○	－	○
	原子炉建屋水素濃度 （Ｒ／Ｂオペフロ水素濃度Ｂ）	○	－	○
	原子炉建屋水素濃度 （上部ドライウェル所員用エアロック）	○	－	○
	原子炉建屋水素濃度 （上部ドライウェル機器搬入用ハッチ）	○	－	○
	原子炉建屋水素濃度 （サプレッション・チェンバ出入口）	○	－	○
	原子炉建屋水素濃度 （下部ドライウェル所員用エアロック）	○	－	○
	原子炉建屋水素濃度 （下部ドライウェル機器搬入用ハッチ）	○	－	○
	静的触媒式水素再結合器　動作監視装置 （北側ＰＡＲ吸気温度）	○	－	○
	静的触媒式水素再結合器　動作監視装置 （北側ＰＡＲ排気温度）	○	－	○
	静的触媒式水素再結合器　動作監視装置 （南側ＰＡＲ吸気温度）	○	－	○
	静的触媒式水素再結合器　動作監視装置 （南側ＰＡＲ排気温度）	○	－	○

柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて

当社は福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓を踏まえ，事故以降，緊急時体制の見直しを進めてきている。具体的には，緊急時訓練を繰り返し実施して見直しを重ね，実効的な組織を目指して継続的な改善を行っているところである。

こうした取り組みを経て現在柏崎刈羽原子力発電所において組織している緊急時体制について，以下に説明する。

１．基本的な考え方

柏崎刈羽原子力発電所の緊急時体制を図１に示す。

緊急時体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

・機能毎の整理

まず基本的な機能を以下の４つに整理し，機能毎に責任者として「統括」を配置する。さらに「統括」の下に機能班を配置する。

① 情報収集・計画立案

② 現場対応

③ 対外対応

④ ロジスティック・リソース管理

これらの統括の上に，組織全体を統括し，意思決定，指揮を行う「本部長（所長）」を置く。

このように役割，機能を明確に整理するとともに，階層化によって管理スパンを適正な範囲に制限する。

・権限委譲と自律的活動

予め定める要領等に記載された手順の範囲内において，本部長の権限は各統括，班長に委譲されており，各統括，班長は上位職の指示を待つことなく，自律的に活動する。

・戦略の策定と対応方針の確認

計画・情報統括は，本部長のブレーンとして事故対応の戦略を立案し，本部長に進言する。また，こうした視点から対応実施組織が行う事故対応の方向性の妥当性を常に確認し，必要に応じて是正を助言する。

・申請号炉と長期停止号炉の分離

プラント毎に行う現場対応については，申請号炉である６，７号炉と長期停止号炉である１～５号炉に対応する組織を分離する。

・申請号炉の復旧操作対応

申請号炉である６，７号炉については，万一の両プラント同時被災の場合の錯綜する状況にも適切に対応できるようにするため，各号炉を統括する者をそれぞれに置き（「６号統括」と「７号統括」），統括以下，号炉毎に独立した組織とすることで，要員

が担当号炉に専念できる体制とする。

・本部長の管理スパン

以上のように統括を配置すると，本部長は１～７号炉の現場の対応について，１～５号統括，６号統括，７号統括の３名を管理することになる。

本部長は各統括に基本的な役割を委譲していることから，３名の統括を通じて全号炉の管理をするが，プラントが事前の想定を超えた状況になり、２基を超えるプラントで本部長が統括に対して直接の指示を行う必要が生じた場合には，本部長の判断により，本部長が指名した者と本部長が役割を分割し，それぞれの担当号炉を分けて管理する。(図 2)

・発電所全体に亘る活動

発電所全体を所管する自衛消防隊は，火災の発生箇所，状況に応じて，１～５号統括，６号統括，７号統括のいずれかの指揮下で活動する。

また，発電所全体を所管する保安班は，計画・情報統括配下に配置する。

２．役割・機能（ミッション）

緊急体制における各職位の役割・機能（ミッション）を，表１に示す。

この中で，特に緊急時にプラントの復旧操作を担当する号機班と復旧班，及び号機統括の役割・機能について，以下の通り補足する。

○号機班：　プラント設備に関する運転操作について，当直による実際の対応を確認する。この運転操作には，常設設備を用いた対応まで含む。

これらの運転操作の実施については，本部長から当直副長にその実施権限が委譲されているため，号機班から特段の指示が無くても，当直が手順に従って自律的に実施し，号機班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一，当直の対応に疑義がある場合には，号機班長は当直に助言する。

○復旧班：　設備や機能の復旧や，可搬型設備を用いた対応を実施する。

これらの対応の実施については，復旧班にその実施権限が委譲されているため，復旧班が手順に従って自律的に準備し，号機統括へ状況の報告を行う。

○号機統括：当直及び号機班と復旧班の実施するプラント復旧操作に関する報告を踏まえて，担当号炉における復旧活動の責任者として当該活動を統括する。

なお，あらかじめ決められた範囲での復旧操作については当直及び復旧班にその実施権限が委譲されているため，号機統括は万一対応に疑義がある場合に是正の指示を行う。

また，当該号炉の火災の場合には，自衛消防隊の指揮を行う。

３．指揮命令及び情報の流れについて

緊急時組織において，指揮命令は基本的に本部長を頭に，階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方，下位から上位へは，実施事項等が報告される。これとは別に，常に横方向の情報共有が行われ，例えば同じ号炉の号機班と復旧班など，連携が必要な班の間には常に綿密な情報の共有がなされる。

なお，予め定めた手順の範囲内において，本部長の権限は各統括，班長に委譲されているため，その範囲であれば特に本部長や統括からの指示は要しない。複数号炉にまたがる対応や，あらかじめ定めた手順を超えるような場合には，本部長や統括が判断を行い，各班に実施の指示を行うことになる。

以上のような指揮命令及び情報の流れについて，具合例として以下の２つのケースの場合を示す。

（ケース１）消防車による６号炉への注水（定められた手順で対応が可能な場合の例：図 3）

・復旧班長（６号炉）の指示の下，６号復旧班が自律的に消防車による送水を準備，開始する
・復旧班長（６号炉）は，６号統括に状況を報告すると共に号機班（６号炉）にも情報を共有する。
・６号炉当直副長の指示の下，当直が自律的に原子炉への注水ラインを構成する。
・号機班長（６号炉）は，６号統括に状況を報告すると共に復旧班（６号炉）にも情報を共有する。
・号機班長（６号炉）は復旧班から共有された情報をもとに，原子炉注水の準備ができたことを当直に連絡する。
・当直は原子炉への注水を開始する。
・号機班長（６号炉）は６号統括に，原子炉への注水開始を報告する。

（ケース２）複数個所の火災発生（自衛消防隊の指揮権が委譲される場合の例：図 4）

・６号炉での火災消火のため，６号統括が自分の指揮下に入るよう自衛消防隊に命じ出動を指示する。
・自衛消防隊が６号炉で活動中に１号炉で火災発生。1 号炉当直副長は初期消火班にて対応する。
・両火災の対応の優先度について１～５号統括と６号統括を中心に本部にて協議し，本部長の判断にて「６号炉での消火活動の継続」を決定する。
・６号炉消火後，６号統括は，自衛消防隊に１号炉へ移動するよう指示し，自衛消防隊の指揮権を１～５号統括に委譲する。
・自衛消防隊は１～５号統括の指揮の下，１号炉の消火活動を実施する。

４．その他

（１） 夜間・休祭日の体制

夜間・休祭日については，上述した緊急時体制をベースに，特に初動対応に必要な要員を中心に宿直体制をとり，常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していくこととなる。

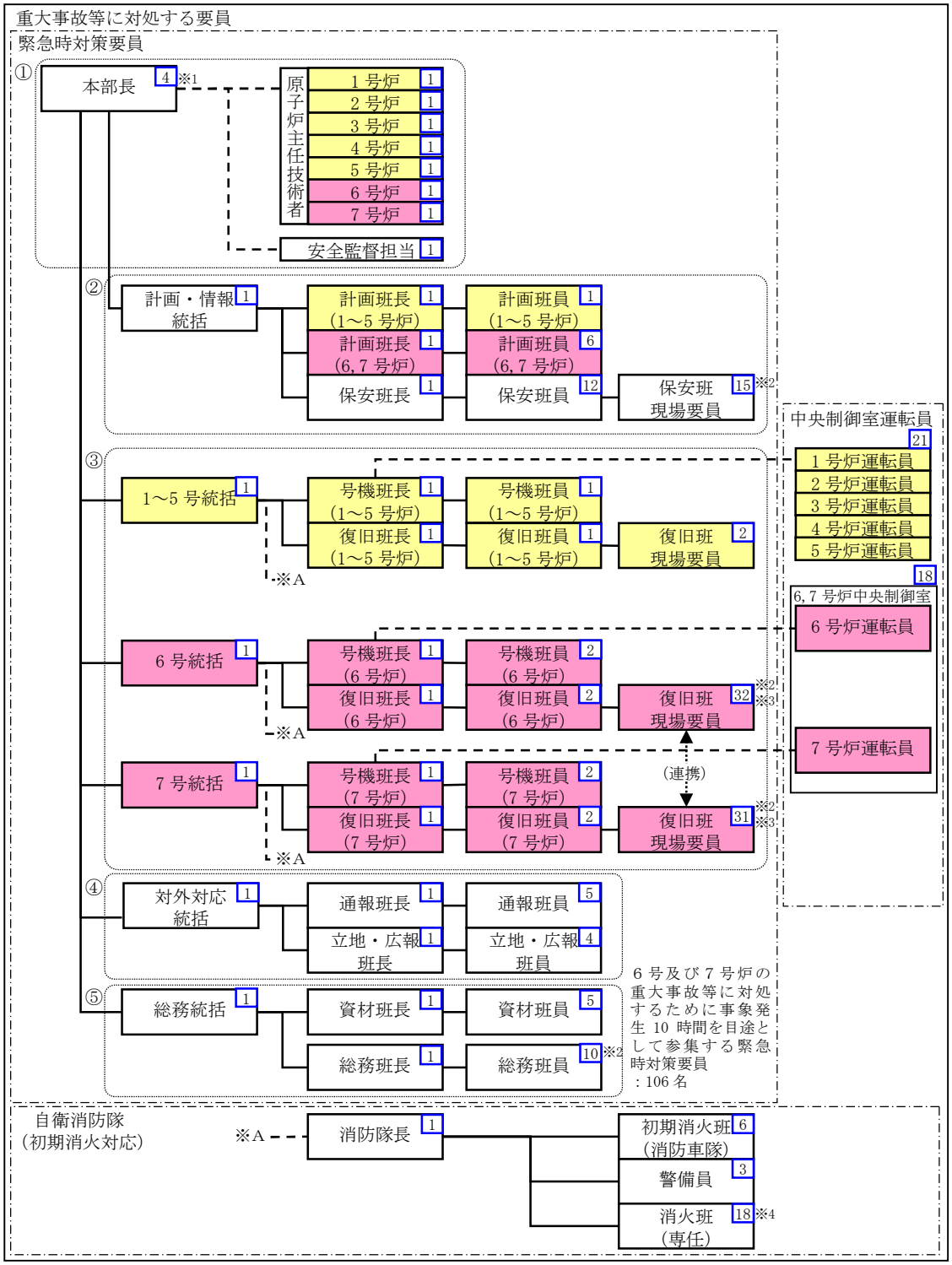
（２） 要員が負傷した際の代行の考え方

特に夜間・休祭日において万一何らかの理由で要員が負傷するなどにより役割が実行できなくなった場合には，平日昼間のように十分なバックアップ要員がいないことが考えられる。こうした場合には，同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか，又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務する（例：復旧班長が負傷した場合は復旧班副班長が代行するか，又は統括が兼務する）。

具体的な代行者の選定については，上位職の者（例えば班長の代行者については統括）が決定する。

表１　各職位のミッション

職　位	ミッション
本部長	・防災態勢の発令，変更の決定 ・緊急時対策本部（以下，「対策本部」という。）の指揮・統括 ・重要な事項の意思決定
原子炉主任技術者	・原子炉安全に関する保安の監督，本部長への助言
安全監督担当	・人身安全に関する安全の監督，本部長への助言
計画・情報統括	・事故対応方針の立案 ・プラントパラメータ等の把握とプラント状態の予測 ・本部長への技術的進言・助言（重大事故等対処設備など構内設備の活用）
計画班	・事故対応に必要な情報（パラメータ，常設設備の状況・可搬型設備の準備状況等）の収集，プラント状態の進展予測・評価 ・プラント状態の進展予測・評価結果の事故対応方針への反映 ・アクシデントマネジメントの専門知識に関する計画・情報統括のサポート
保安班	・発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価 ・被ばく管理，汚染拡大防止措置に関する緊急時対策要員への指示 ・影響範囲の評価に基づく対応方針に関する計画・情報統括への助言 ・放射線の影響の専門知識に関する計画・情報統括のサポート
号機統括	・対象号機に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わるプラント設備の運転操作への助言，可搬型設備を用いた対応，不具合設備の復旧の統括
号機班	・当直からの重要パラメータ及び常設設備の状況の入手，対策本部へインプット ・事故対応手段の選定に関する当直のサポート ・当直からの支援要請に関する号機統括への助言
当直（運転員）	・重要パラメータ及び常設設備の状況把握と操作 ・中央制御室内監視・操作の実施 ・事故の影響緩和，拡大防止に関わるプラントの運転操作
復旧班	・事故の影響緩和・拡大防止に関わる可搬型設備の準備と操作 ・可搬型設備の準備状況の把握，号機統括へインプット ・不具合設備の復旧の実施
自衛消防隊	・初期消火活動（消防車隊）
対外対応統括	・対外対応活動の統括 ・対外対応情報の収集，本部長へインプット
通報班	・社外関係機関への通報連絡
立地・広報班	・対外対応情報の収集，本部長へインプット ・自治体派遣者の活動状況把握とサポート ・マスコミ対応者への支援
総務統括	・対策本部の運営支援の統括
資材班	・資材の調達及び輸送に関する一元管理 ・原子力緊急事態支援組織からの資機材受入調整
総務班	・要員の呼集，参集状況の把握，対策本部へインプット ・食料・被服の調達 ・宿泊関係の手配 ・医療活動 ・所内の警備指示 ・一般入所者の避難指示 ・物的防護施設の運用指示 ・他の班に属さない事項



※1　本部付含む。
※2　班員については役割に応じたチームを編成する。
※3　復旧班現場要員は，6 号及び 7 号炉の共用設備の対応を行う現場対応要員も含まれおり，いずれかに所属させていることから人数が異なっている。
※4　消火班は，火災の規模に応じ召集する。

：1～5 号炉対応要員
：6 号又は 7 号炉対応要員
：1～7 号炉共通対応要員
は人数を示す

①：意思決定・指揮
②：情報収集・計画立案
③：現場対応
④：対外対応
⑤：ロジスティック・リソース管理

合計：231 名

図 1　柏崎刈羽原子力発電所　原子力防災組織　体制図
（第 2 次緊急時態勢・参集要員召集後　6 号及び 7 号炉共運転中の場合）

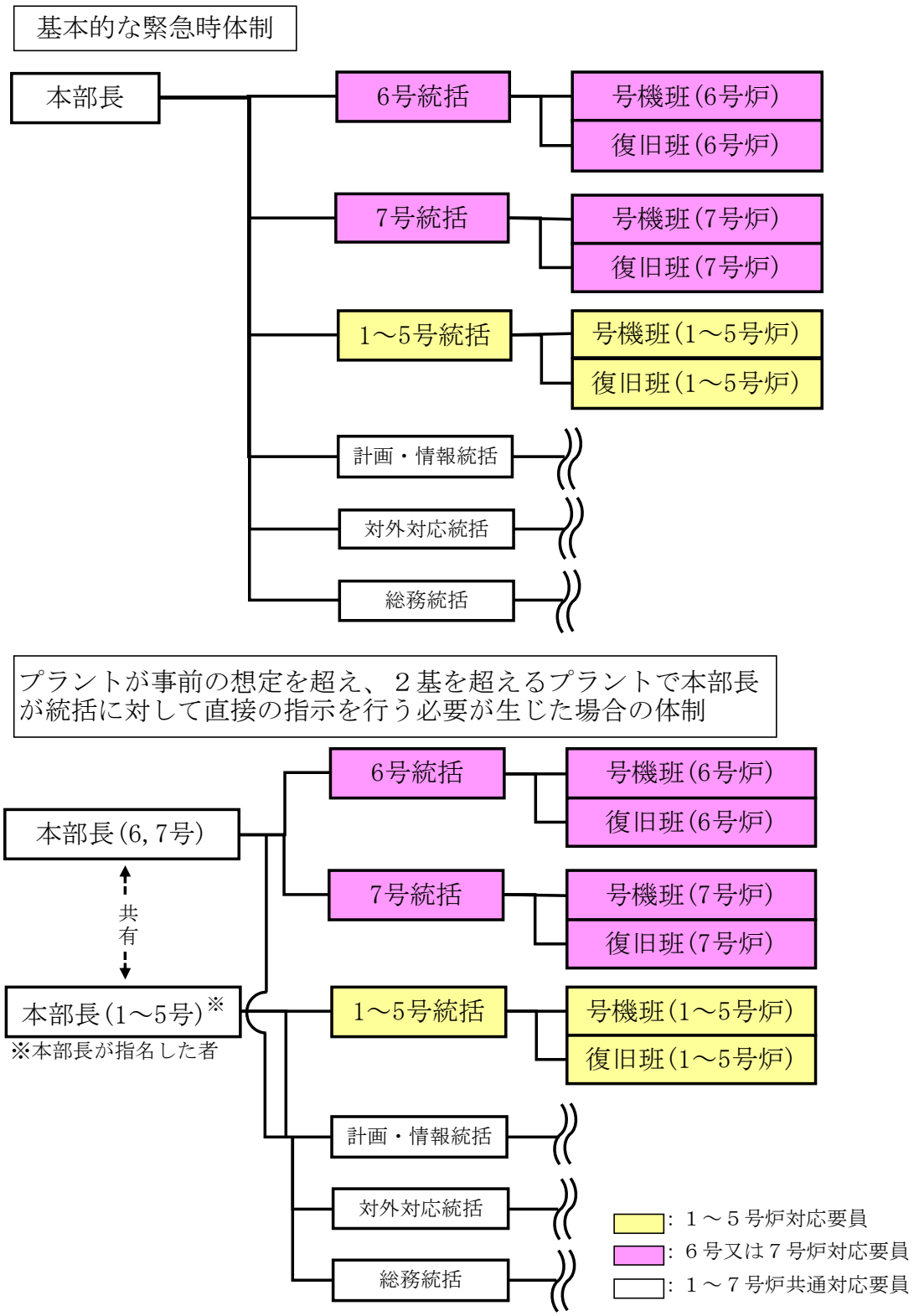
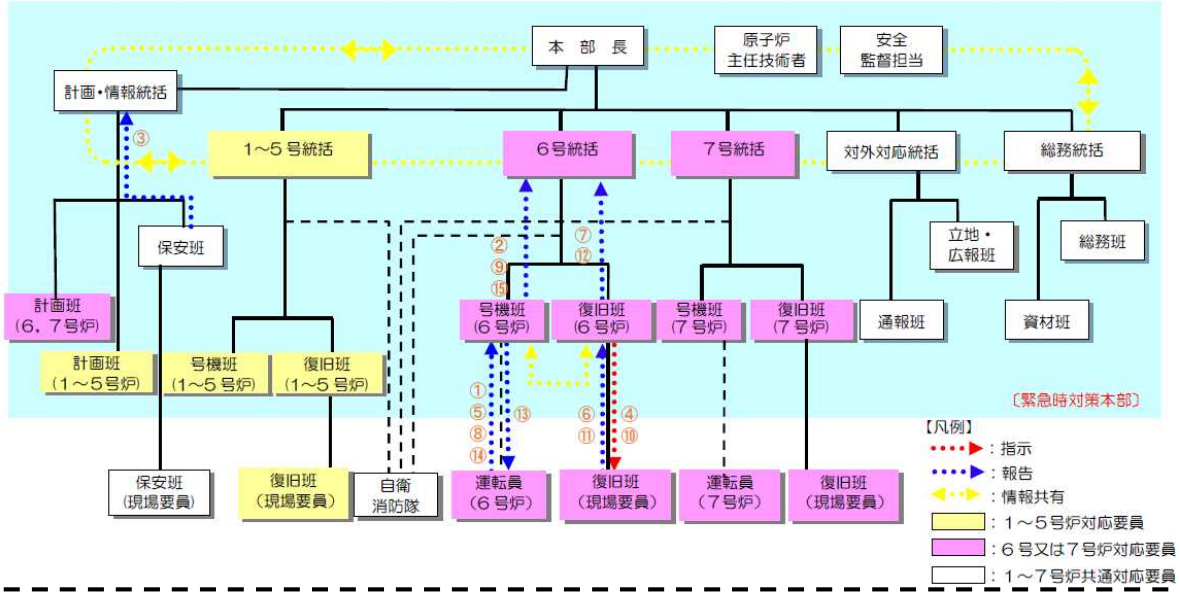


図２　柏崎刈羽原子力発電所　緊急時対策本部体制（概要）

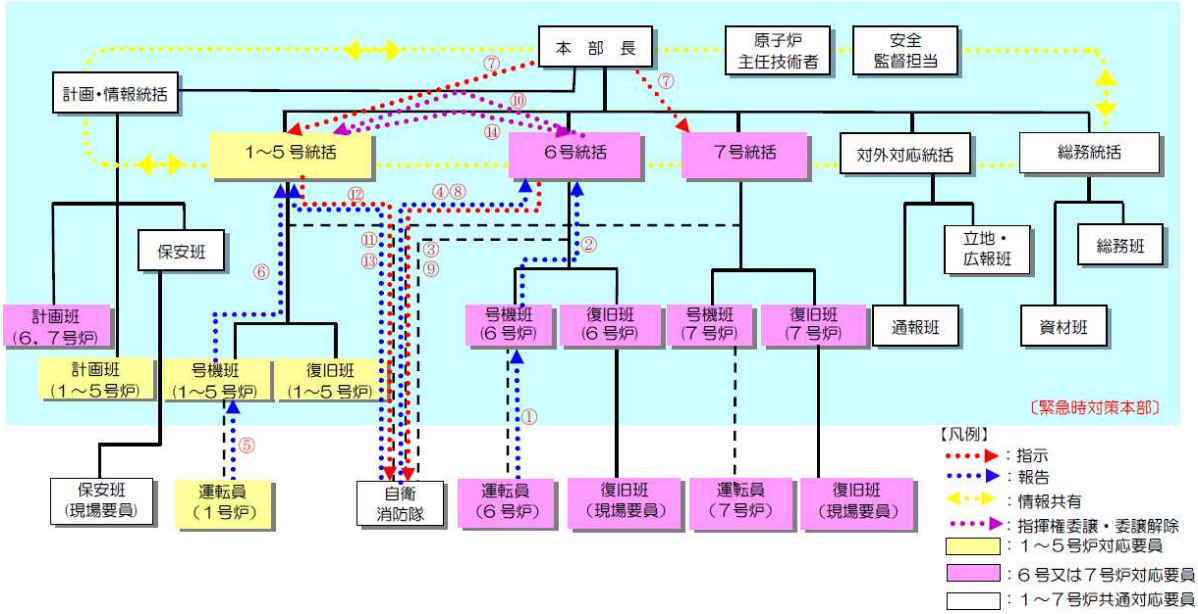
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



指示・命令の流れ（例：消防車による6号機への注水が必要となった場合）

図3　消防車による6号炉への注水が必要になった場合の情報の流れ(例)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

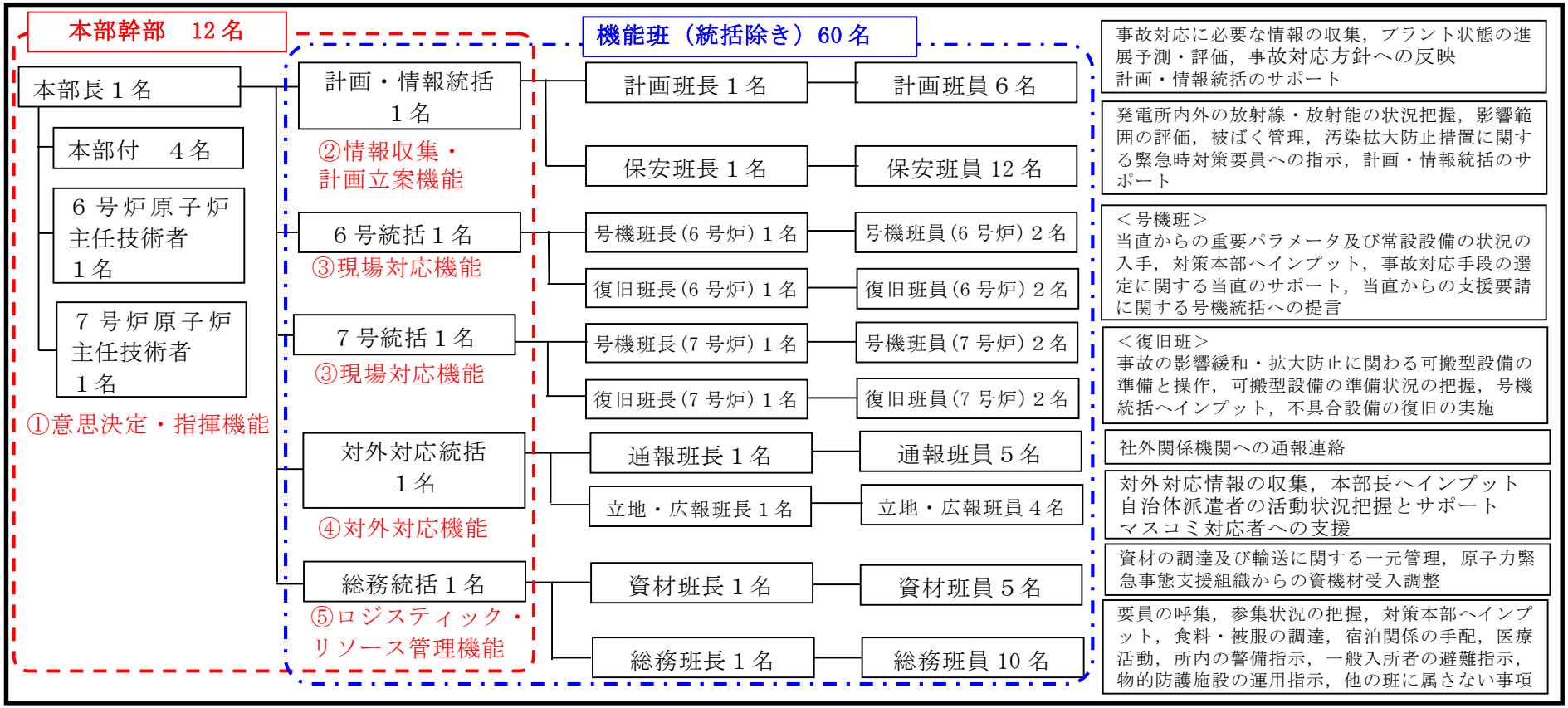


指示・命令の流れ（例：6号炉で火災が発生し，その後1号炉で火災が発生した場合）

図4　火災発生時（2ヶ所の場合）の対応と情報の流れ(例)

原子力防災組織の要員（第２次緊急時態勢　緊急時対策所，中央制御室，自衛消防隊　６，７号炉対応要員）

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員　72 名



②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防止を抑制するために必要な要員　106 名

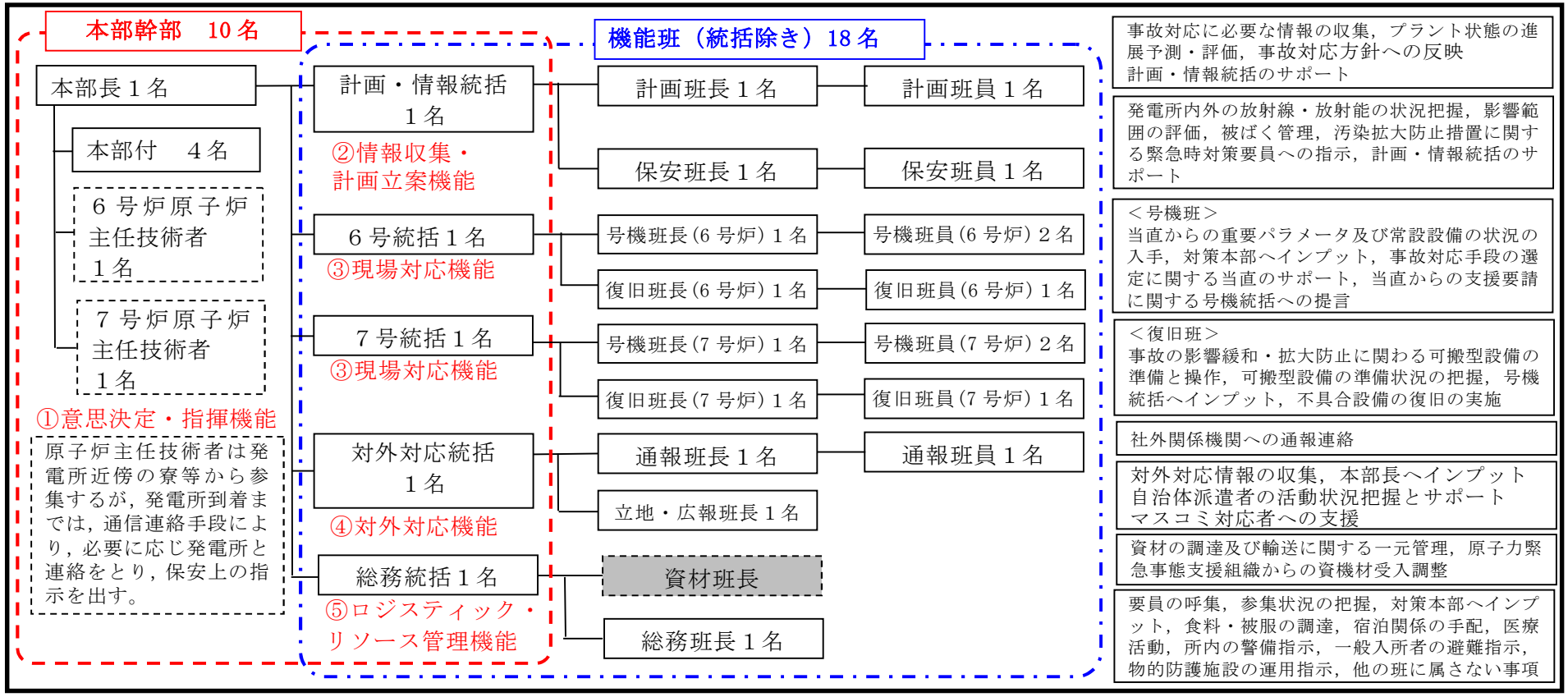
・６，７号炉中央制御室にて対応を行う運転員	・現場にて対応を行う復旧班要員	・現場にて対応を行う保安班要員	・自衛消防隊（初期消火対応）
運転員　18 名	復旧班現場要員　63 名	保安班現場要員　15 名	自衛消防隊　10 名

※上記①，②の要員については，長期的な対応に備え，所外に待機させた交代要員を招集し，順次交代させる。
今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

原子力防災組織の要員（夜間・休祭日，緊急時対策所，中央制御室，自衛消防隊　６，７号炉対応要員）

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員　28 名

凡例：　：初動態勢では統括が兼務する班長



②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防止を抑制するために必要な要員　44 名

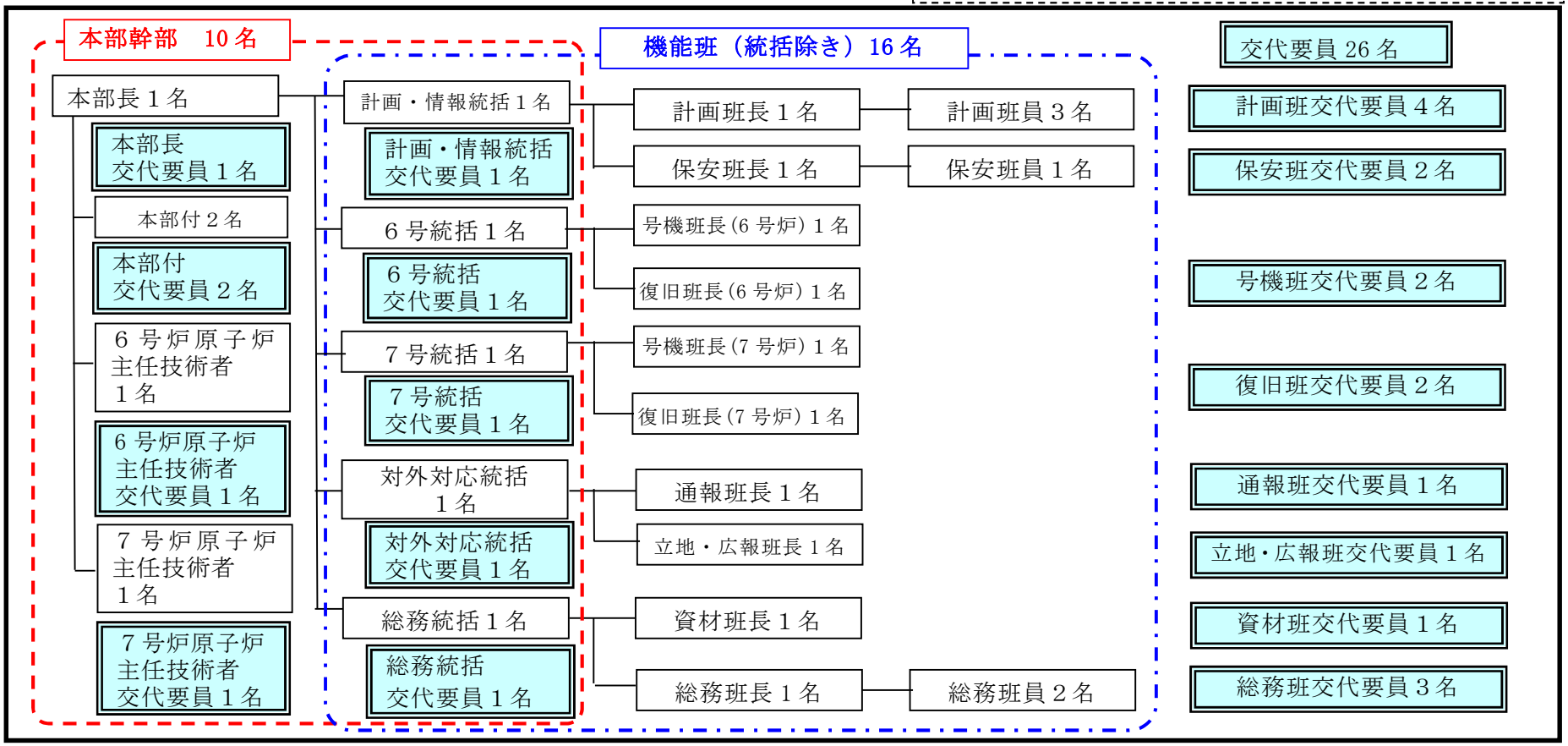
・６，７号炉中央制御室にて対応を行う運転員	・現場にて対応を行う復旧班要員	・現場にて対応を行う保安班要員	・自衛消防隊（初期消火対応）
運転員　18 名	復旧班現場要員　14 名	保安班現場要員　２名	自衛消防隊　10 名

※上記①，②の要員については，今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

プルーム通過時　緊急時対策所，中央制御室にとどまる要員

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員　52 名

凡例：　：プルーム通過時は統括が兼務する班長

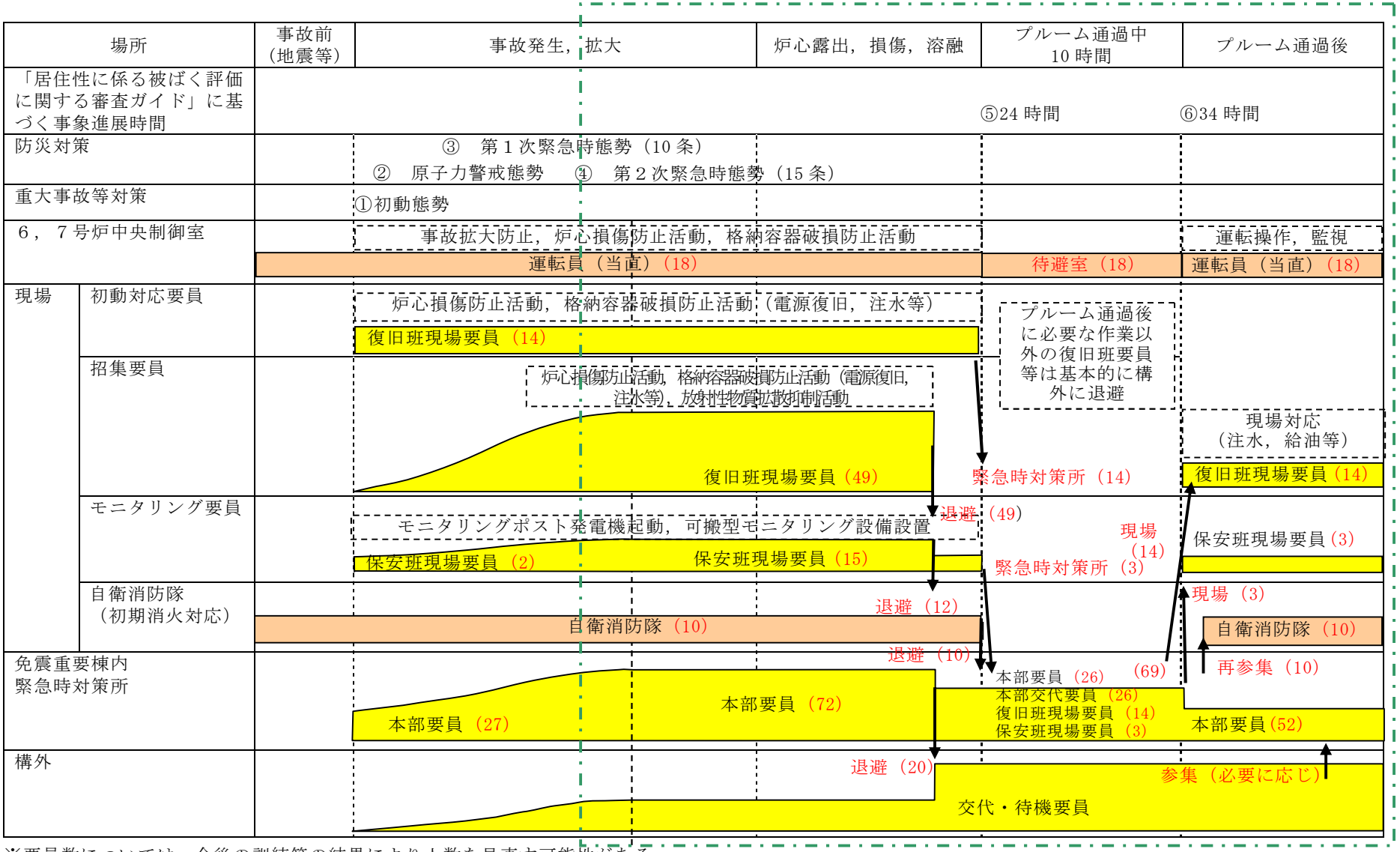


②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員　35 名

・6，7 号炉中央制御室にて対応を行う運転員	・現場にて対応を行う復旧班要員	・現場にて対応を行う保安班要員
運転員　18 名	復旧班現場要員　14 名	保安班現場要員　3 名

※上記①，②の要員については，今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

免震重要棟内緊急時対策所，中央制御室　事故発生からプルーム通過までの要員の動き



※要員数については，今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

：ＳＡ

緊急時対策所に最低限必要な要員について

プルーム通過中においても，重大事故等に対処するために緊急時対策所にとどまる必要のある要員は，交代要員も考慮して，①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 52 名と，②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物資の拡散を抑制するために必要な要員 35 名のうち，中央制御室待避所にとどまる運転員 18 名を除く 17 名の合計 69 名を想定している。

なお，この要員数を目安として，本部長が緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

１．重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

要員	考え方	人数	合計
本部長・統括他	緊急時対策本部を指揮・統括する本部長（所長），本部長を補佐する計画・情報統括，６号統括，７号統括，対外対応統括，総務統括原子炉主任技術者及び本部付２名は，重大事故等において，指揮をとる要員として緊急時対策所にとどまる	10 名	52 名
各班長・班員	各班については，本部長からの指揮を受け，重大事故等に対処するため，最低限必要な要員を残して，緊急時対策所にとどまる。 その際，各班長の業務を必要に応じその上司である統括が兼務する。	16 名	
交代要員	上記，本部長（所長），各統括，原子炉主任技術者及び本部付の交代要員については 10 名，班長，班員クラスの交代要員については 16 名を確保する。	26 名	

２．格納容器破損時に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

プルーム通過後に実施する作業は，重大事故等対策の有効性評価の重大事故シーケンスのうち，格納容器破損防止（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破壊），水素燃焼）を参考とし，重大事故等対応に加えて，放射性物質拡散防止のための放水操作等が可能な要員数を確保する。

交代要員については，順次，構外に待機している要員を当てる。

要員	考え方		人数	合計
運転員（当直）	プルーム通過時には，運転員については中央制御室待避所に退避する。		18名	35名
復旧班要員	GTG運転監視	6号及び7号炉ガスタービン発電機の運転を監視	2名	
	消防車によるCSPへの注水監視	消防車運転によるCSPへの注水を監視	2名	
	燃料補給	燃料タンクからタンクローリへの軽油移し替え，消防車等への燃料補給	2名	
	フィルタベント対応	フィルタベントスクラバタンク補給，水位調整	4名	
	放射性物質拡散防止対応	放射性物質の拡散を抑制するための原子炉建屋への放水操作の再開	4名	
保安班要員	作業現場モニタリング	作業現場の放射線モニタリング	3名	

重大事故等に柔軟に対処できるよう，整備した設備等の手順書を制定するとともに，訓練により必要な力量を習得する。訓練は継続的に実施し，必要の都度運用の改善を図っていく。

放射線管理用資機材

○防護具

免震重要棟内緊急時対策所，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所それぞれに以下の数量を保管する。

品　　名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	1,890 着	180 名（１～７号炉対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕。以下同様）×７日×1.5（余裕）＝1,890
靴下	1,890 足	180 名×７日×1.5（余裕）＝1,890
帽子	1,890 着	180 名×７日×1.5（余裕）＝1,890
綿手袋	1,890 双	180 名×７日×1.5（余裕）＝1,890
ゴム手袋	3,780 双	180 名×７日×1.5（余裕）×２＝3,780
全面マスク	810 個	180 名×３日（除染による再使用を考慮）×1.5（余裕）＝810
チャコールフィルタ	3,780 個	180 名×７日×1.5（余裕）×２＝3,780
アノラック	945 着	180 名×７日×1.5（余裕）×50％（年間降水日数を考慮）＝945
汚染区域用靴	40 足	80 名（現場復旧要員 65 名＋放射線管理要員 15 名）×0.5（現場要員の半数）
タングステンベスト	14 着	14 名（プルーム通過後現場復旧要員 14 名）
セルフエアセット	４台	初期対応用３台＋予備１台

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

○計測器

免震重要棟内緊急時対策所，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所それぞれに以下の数量を保管する。

品　　名		保管数※	考え方
個人線量計	電子式線量計	180 台	180 名（１～７号炉対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）分
	ガラスバッチ	180 台	180 名（１～７号炉対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）分
ＧＭ汚染サーベイメータ		５台	チェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ		８台	現場作業時に使用
可搬型エリアモニタ		４台	各エリアにて使用。設置のタイミングは，チェンジングエリア設営と同時

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

チェンジングエリアについて

１．チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 61 条第１項（緊急時対策所）並びに「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈」第 76 条第１項（緊急時対策所）に基づき，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区画を設けることを基本的な考え方とする。

（実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則の解釈第 76 条第１項（緊急時対策所）抜粋）

> 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区画を設けること。

２．チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリアからなり，免震重要棟内緊急時対策所及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に併設するとともに，緊急時対策要員の被ばく低減の観点からそれぞれ免震重要棟内及び３号炉原子炉建屋内に設営する。概要は表１のとおり。

表１　チェンジングエリアの概要

<table>
<tr><th colspan="2">項目</th><th>理由</th></tr>
<tr><td rowspan="2">設営場所</td><td>免震重要棟
１階エントランス
（免震重要棟内緊急時対策所）</td><td rowspan="2">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区画を設ける。</td></tr>
<tr><td>３号炉原子炉建屋
２階
Ｄ／Ｇ送風機室
（３号炉原子炉建屋内緊急時対策所）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">設営形式</td><td>エアーテント
（免震重要棟内緊急時対策所）</td><td rowspan="2">設営の容易さ及び迅速化の観点から，エアーテントを採用する。</td></tr>
<tr><td>エアーテント
（３号炉原子炉建屋内緊急時対策所）</td></tr>
<tr><td>手順着手の判断基準</td><td>原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した後，保安班長が，事象進展の状況，参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して，チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。</td><td>緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染するようなおそれが発生した場合，チェンジングエリアの設営を行う。</td></tr>
<tr><td>実施者</td><td>保安班</td><td>チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている保安班員が設営を行う。</td></tr>
</table>

３．チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

チェンジングエリアは，免震重要棟内緊急時対策所及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に併設する。チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルートは，図１，２のとおり。

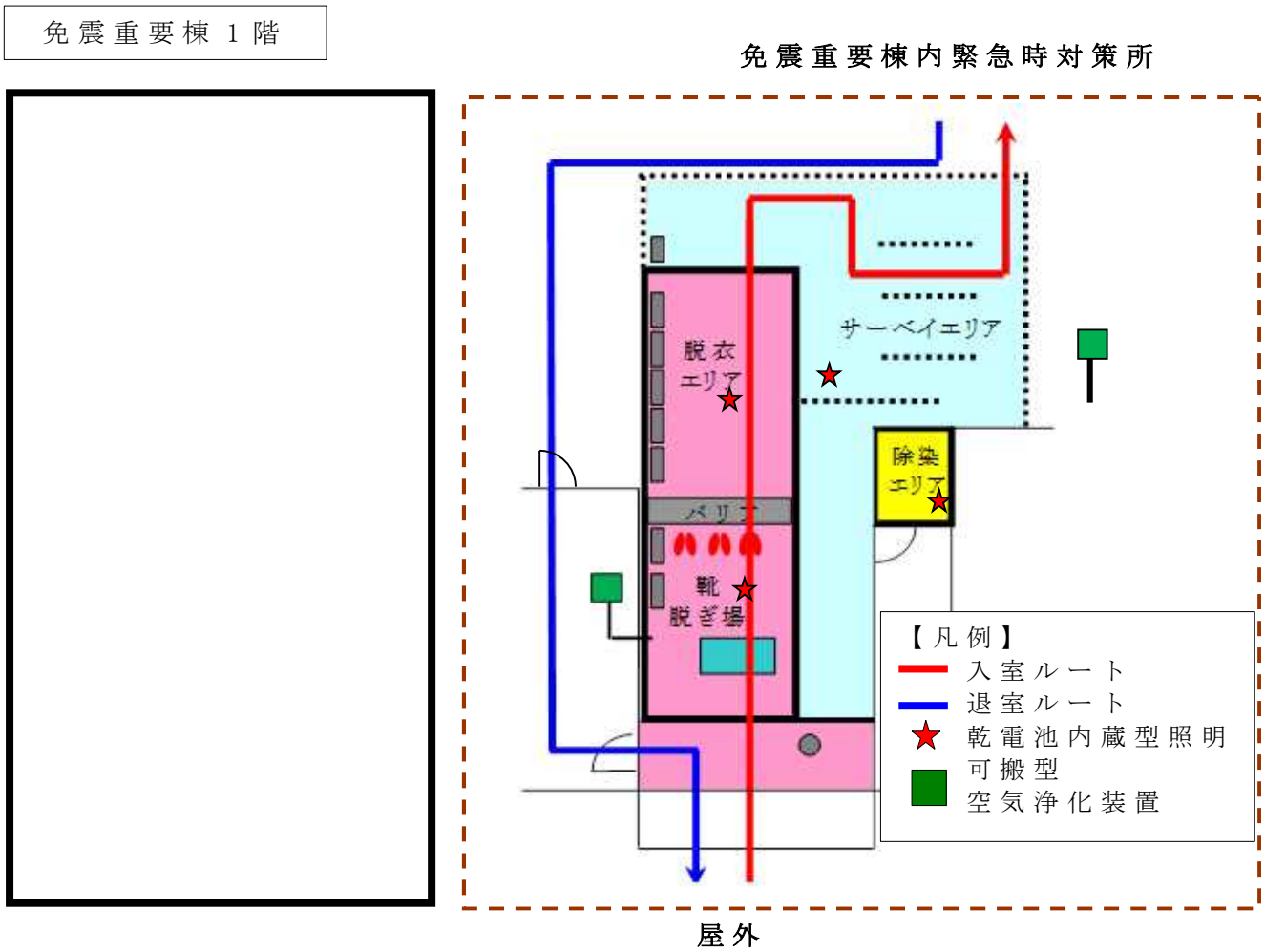
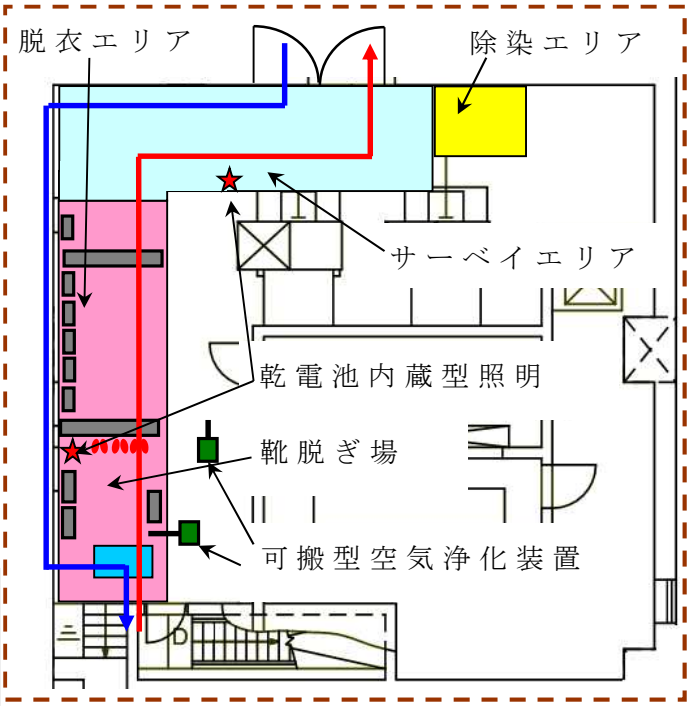


図１　免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3 号炉原子炉建屋 2 階

3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所



【凡例】
：チェンジングエリア
：緊急時対策所
（陽圧化バウンダリ）

中 2 階へ

3 号炉原子炉建屋 1 階

3 号炉原子炉建屋中 2 階

図 2　3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

４．チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

ａ．考え方

緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため，図３の設営フローに従い，図４，５のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，保安班員 2 名で免震重要棟内緊急時対策所では約 60 分，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所では約 60 分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の要員（夜間・休祭日）の保安班２名，又は参集要員（10 時間後までに参集）のうち,チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，保安班長が，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，事象進展の状況，参集済みの要員数及び保安班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し,速やかに実施する。

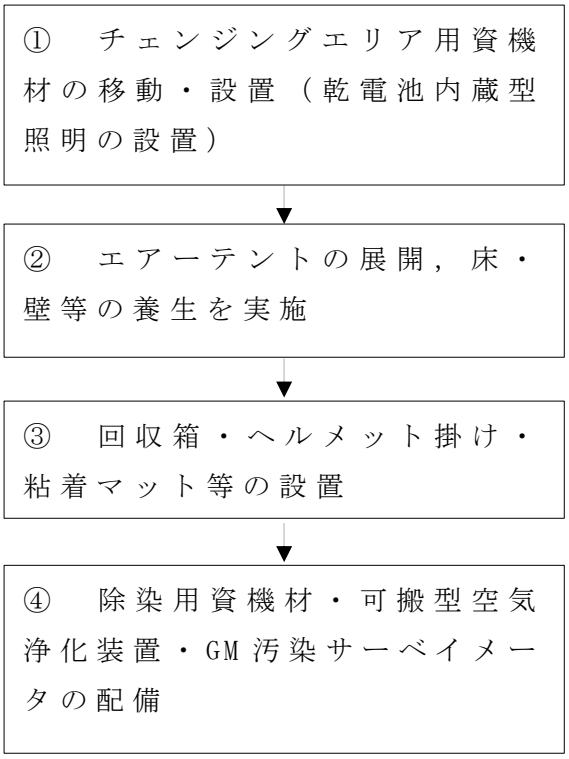


図３　チェンジングエリア設営フロー

免震重要棟１階　チェンジングエリア

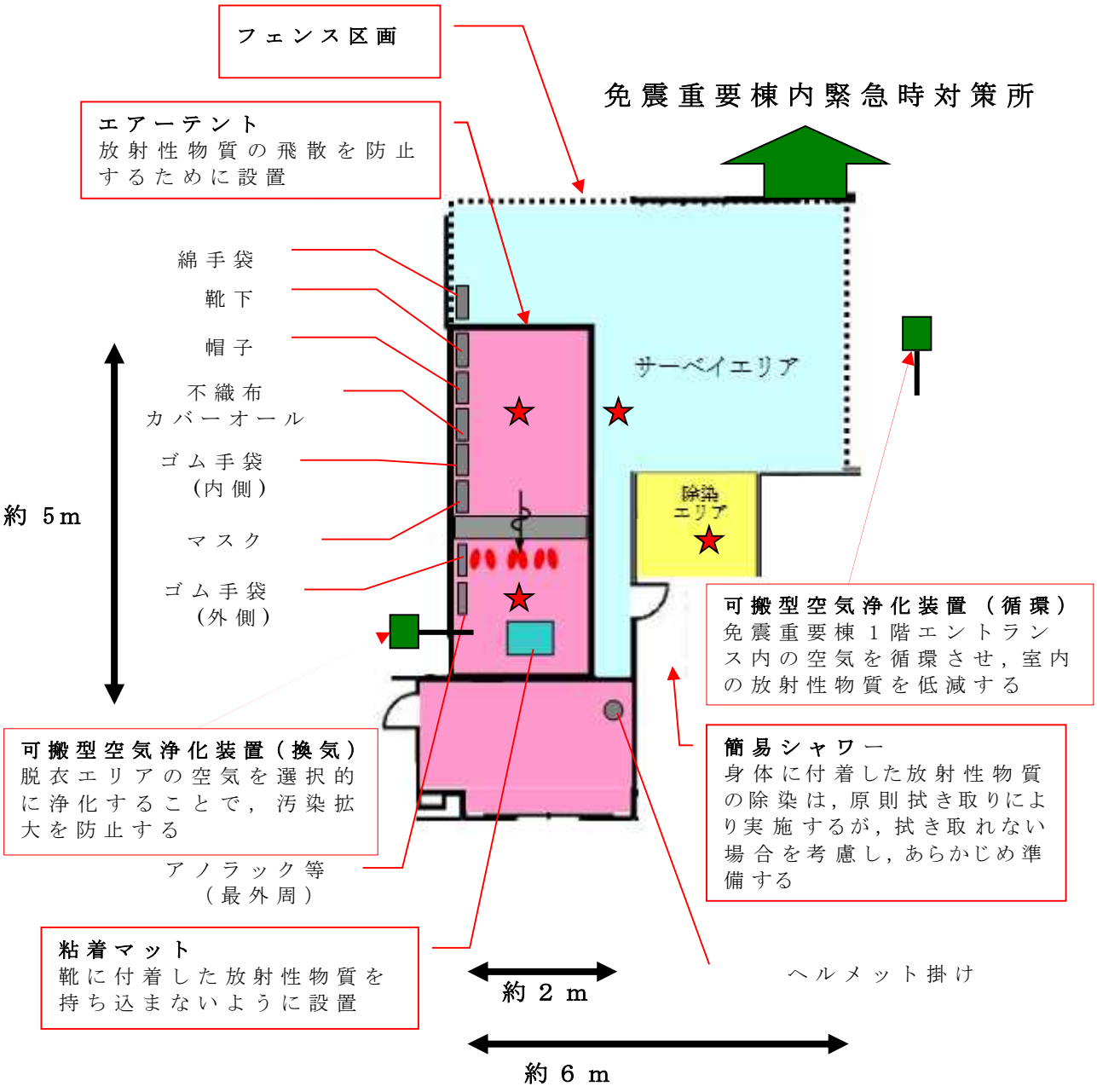


図４　免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリア

３号炉原子炉建屋２階　チェンジングエリア

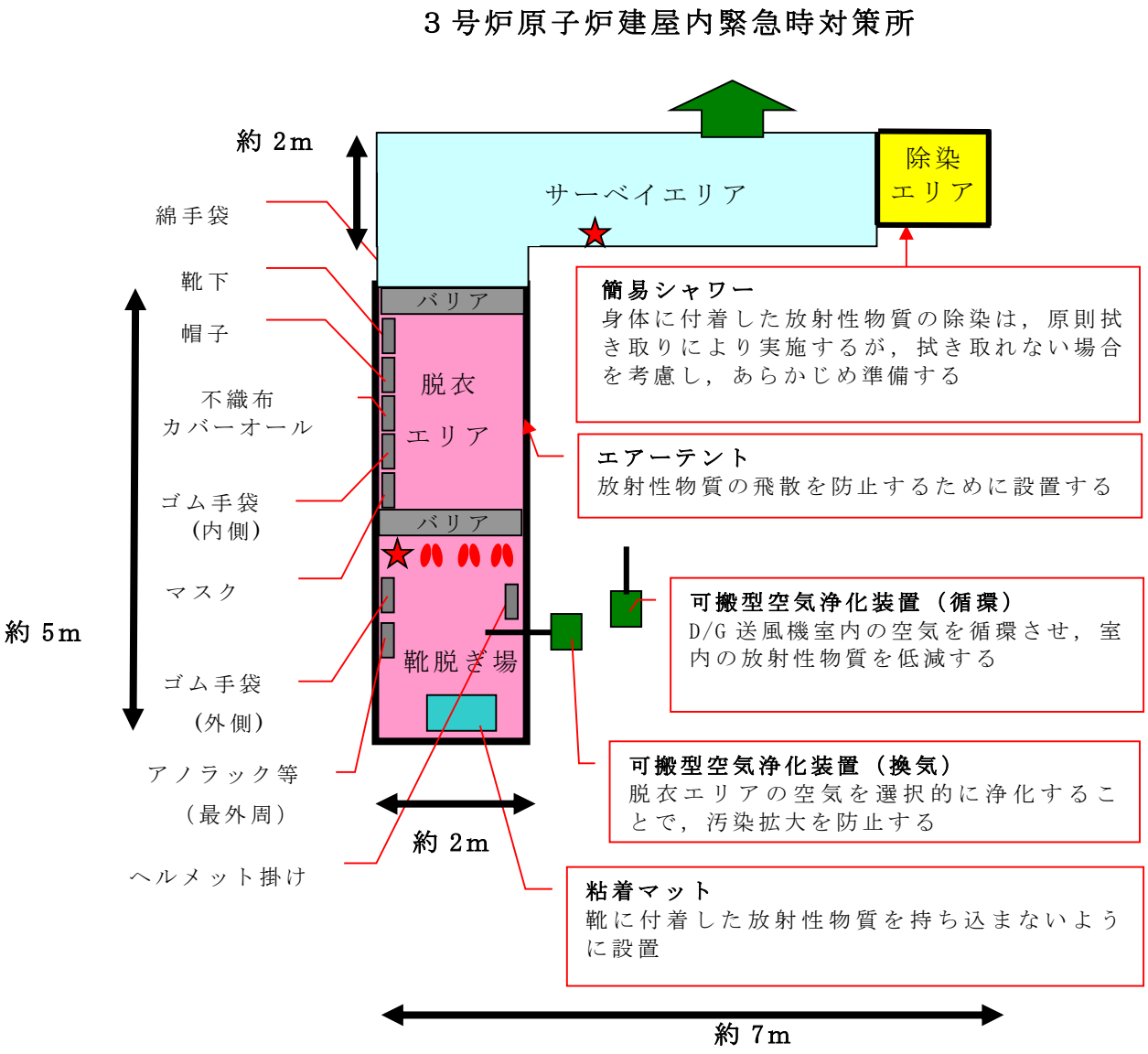


図５　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア

b.チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については,運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して，表２，３のとおりとする。

表２　免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

名称	数量（6／7 号炉共用）	根拠
エアーテント	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	3 巻	
バリア	6 個	
フェンス	20 枚	
粘着マット	4 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ゴミ箱	14 個	
ポリ袋	40 枚	
テープ	20 巻	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	10 巻	
はさみ	6 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 台	
簡易タンク	1 台	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	2 台（予備 1 台）	
乾電池内蔵型照明	4 台（予備 1 台）	

表３　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

名称	数量（6／7 号炉共用）	根拠
エアーテント	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	3 巻	
バリア	4 個	
フェンス	9 枚	
粘着マット	2 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ポリ袋	25 枚	
テープ	5 巻	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	10 巻	
はさみ	6 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 台	
簡易タンク	1 台	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	2 台（予備 1 台）	
乾電池内蔵型照明	2 台（予備 1 台）	

５．チェンジングエリアの運用

（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，要員に汚染が確認された場合の対応，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

ａ．出入管理

チェンジングエリアは，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，緊急時対策所に待機していた要員が，屋外で作業を行った後，再度，緊急時対策所に入室する際等に利用する。緊急時対策所外は，放射性物質により汚染しているおそれがあることから，緊急時対策所外で活動する要員は防護具を着用し活動する。

チェンジングエリアのレイアウトは図４，５のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで緊急時対策所内への放射性物質の持ち込みを防止する。

①　脱衣エリア

防護具を適切な順番で脱衣するエリア

②　サーベイエリア

防護具を脱衣した要員の身体や物品のサーベイを行うエリア。汚染が確認されなければ緊急時対策所内へ移動する。

③　除染エリア

サーベイエリアにて汚染が確認された際に除染を行うエリア

b.脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

・脱衣エリアの靴脱ぎ場で，汚染区域用靴，ヘルメット，ゴム手袋外側，アノラック等を脱衣する。

・脱衣エリアで，不織布カバーオール，ゴム手袋内側，マスク，帽子，靴下，綿手袋を脱衣する。

なお, チェンジングエリアでは, 保安班員が要員の脱衣状況を適宜確認し, 指導, 助言, 防護具の脱衣の補助を行う。

c.汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

・脱衣後，サーベイエリアに移動する。

・サーベイエリアにて汚染検査を受ける。

・汚染基準を満足する場合は，緊急時対策所へ入室する。汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。

なお, 保安班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また，保安班員は汚染検査の状況について，適宜確認し，指導，助言をする。

d.除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。

・汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。

・再度汚染箇所について汚染検査する。

・汚染基準を満足しない場合は，簡易シャワーで除染する。（簡易シャワーでも汚染基準を満足しない場合は，汚染箇所を養生し，再度除染ができる施設へ移動する。）

e．着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

・緊急時対策所内で，綿手袋，靴下，帽子，不織布カバーオール，マスク，ゴム手袋内側，ゴム手袋外側等を着衣する。

・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で，ヘルメット，汚染区域用靴等を着用する。

保安班員は，要員の作業に応じて，アノラック等の着用を指示する。

f．要員に汚染が確認された場合の対応

サーベイエリア内で要員の汚染が確認された場合は，サーベイエリアに隣接した除染エリアで要員の除染を行う。

要員の除染については，ウェットティッシュでの拭き取りによる除染を基本とするが，拭き取りにて除染できない場合も想定し，汚染箇所への水洗によって除染が行えるよう簡易シャワーを設ける。

簡易シャワーで発生した汚染水は，図６のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。

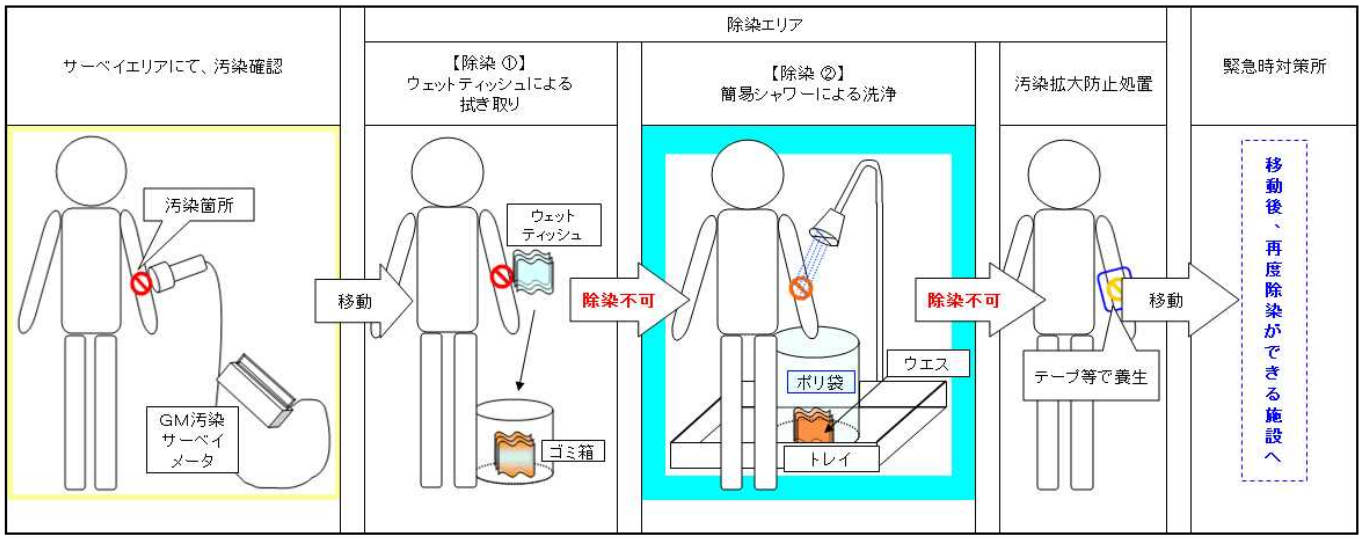


図６　除染及び汚染水処理イメージ図

g. 廃棄物管理

緊急時対策所外で活動した要員が脱衣した防護具については，チェンジングエリア内に留め置くとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから，適宜屋外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h. チェンジングエリアの維持管理

保安班員は，チェンジングエリア内の表面汚染密度，線量当量率及び空気中放射性物質濃度を定期的（1 回/日以上）に測定し，放射性物質の異常な流入や拡大がないことを確認する。

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には，表面汚染密度，線量当量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施する。

６．チェンジングエリアに係る補足事項

ａ．可搬型空気浄化装置

チェンジングエリアには，更なる被ばく低減のため，可搬型空気浄化装置を設置する。可搬型空気浄化装置は，最も汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するよう配置し，脱衣エリアを換気することで，緊急時対策所外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。緊急時対策所内への汚染持込防止のため可搬型空気浄化装置で換気ができていることの確認は，チェンジングエリアのエアーテント生地がしぼむ状態になっているかどうかを目視で確認する。可搬型空気浄化装置は，脱衣エリアを換気できる風量とし，仕様等を図７に示す。

なお，緊急時対策所はプルーム通過時には，原則出入りしない運用とすることから，チェンジングエリアについてもプルーム通過時は，原則利用しないこととする。したがって，チェンジングエリア用の可搬型空気浄化装置についてもプルーム通過時には運用しないことから，可搬型空気浄化装置のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし，可搬型空気浄化装置は長期的に運用する可能性があることから，フィルタの線量が高くなることも想定し，本体（フィルタ含む）の予備を１台設ける。なお，交換したフィルタ等は，線源とならないようチェンジングエリアから遠ざけて保管する。

○外形寸法： 縦 380× 横 350×高 1100mm

○風量： 9m^3／min（540m^3／h）

○重量： 43Kg

○フィルタ： 微粒子フィルタ
よう素フィルタ

微粒子フィルタ

微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり，微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に，微粒子が捕集される。

よう素フィルタ

よう素フィルタのろ材は，活性炭素繊維であり，よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に，よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。

図７　可搬型空気浄化装置の仕様等

b．チェンジングエリアの設営状況

チェンジングエリアは，靴脱ぎ場及び脱衣エリアの空間をエアーテントにより区画する。エアーテントの外観は図８のとおりであり，仕様は表４のとおりである。チェンジングエリア内面は，必要に応じて汚染の除去の容易さの観点から養生シートを貼ることとし，一時閉鎖となる時間を短縮している。

また，エアーテントに損傷が生じた際は，速やかに補修が行えるよう補修用の資機材を準備する。

（出典：太陽工業株式会社 HP より）

図８　エアーテントの外観

表４　エアーテントの仕様

エアーテント	
サイズ	幅 2m×奥行 5m×高さ 2m 程度
本体重量	約 50kg
サイズ（折り畳み時）	80cm×80cm×50cm 程度
送風時間（高圧ボンベ※）	約 3 分

※手動及びブロワによる送風による展開も可能な設計とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

c．チェンジングエリアへの空気の流れ

（a）免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリア

免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリアは，一定の気密性が確保された免震重要棟内の１階エントランスに設置し，図９のように，汚染の区分ごとに空間を区画し，汚染を管理する。

また，更なる被ばく低減のため，可搬型空気浄化装置を２台設置する。１台は１階エントランス内を循環運転することにより１階エントランス空間全体の放射性物質を低減し，もう１台は，脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し，チェンジングエリアに図９のように空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。

図９　免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

（ｂ） ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリア

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアは，一定の気密性が確保された３号炉原子炉建屋内の D/G 送風機室に設置し，図 10 のように，汚染の区分ごとに空間を区画し，汚染を管理する。

また，更なる被ばく低減のため，可搬型空気浄化装置を 2 台設置する。1 台は D/G 送風機室内を循環運転することにより D/G 送風機室空間全体の放射性物質を低減し，もう 1 台は，脱衣を行うホットエリアの空気を吸い込み浄化し，チェンジングエリア内に図 10 のように空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する

図 10　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

d.チェンジングエリアでのクロスコンタミ防止について

緊急時対策所に入室しようとする要員に付着した汚染が，他の要員に伝播することがないようサーベイエリアにおいて要員の汚染が確認された場合は，汚染箇所を養生するとともに，サーベイエリア内に汚染が移行していないことを確認する。サーベイエリア内に汚染が確認された場合は，一時的にチェンジングエリアを閉鎖するが，速やかに養生シートを張り替える等により，要員の出入りに大きな影響は与えないようにする。ただし，緊急時対策所から緊急に現場に行く必要がある場合は，張り替え途中であっても，退室する要員は防護具を着用していることから，退室することは可能である。

また，緊急時対策所への入室の動線と退室の動線を分離することで，脱衣時の接触を防止する。なお，緊急時対策所から退室する要員は，防護具を着用しているため，緊急時対策所に入室しようとする要員と接触したとしても，汚染が身体に付着することはない。

e.屋外が放射性物質で汚染された状況で免震重要棟内緊急時対策所から，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する必要が出た場合の対応について

緊急時対応実施中に，屋外が放射性物質で汚染された状況で，長周期成分を含む基準地震動クラスの地震被災により免震重要棟内緊急時対策所が使用不能になり，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動するような事態は非常に稀であるが，そのような場合は，保安班が免震重要棟内緊急時対策所チェンジングエリアの資機材の一部を持って移動し，床を養生シートで養生し，バリアを設置することでエリアの区画を設定する。このエリアにおいて，全ての要員は防護具を脱衣し，ＧＭ汚染サーベイメータで汚染がないことを確認し，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に入室する。

その後，改めて３号炉チェンジングエリア用資機材により，チェンジングエリアを設営する。

７．汚染の管理基準

表４のとおり，状況に応じた汚染の管理基準により運用する。

ただし，サーベイエリアのバックグラウンドに応じて，表４の管理基準での運用が困難となった場合は，バックグラウンドと識別できる値を設定する。

表５　汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準	根拠等
状況①	屋外（発電所構内全般）へ少量の放射性物質が漏えい又は放出されるような原子力災害時	1,300cpm （4Bq/cm^2）	法令に定める表面汚染密度限度（アルファ線を放出しない放射性同位元素の表面汚染密度限度）：40Bq/cm^{2}の1/10
状況②	大規模プルームが放出されるような原子力災害時	40,000cpm （120Bq/cm^2）	原子力災害対策指針におけるOIL4に準拠
		13,000cpm （40Bq/cm^2）	原子力災害対策指針における OIL4【1 ヶ月後の値】に準拠

８．乾電池内蔵型照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に乾電池内蔵型照明を使用する。乾電池内蔵型照明は，脱衣，汚染検査，除染時に必要な照度を確保するために表６に示す数量及び仕様とする。

表６　チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	免震重要棟内 緊急時対策所	4台（予備1台）	電源：乾電池（単一×3） 点灯可能時間：約72時間 （消灯した場合，予備を点灯させ，乾電池交換を実施する。）
	3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	2台（予備1台）	

９．チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は，プルーム通過時現場復旧班要員である 14 名を想定し，同時に 14 名の要員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に 14 名の要員が来た場合，全ての要員が緊急時対策所に入りきるまで約 30 分であり，全ての要員が汚染している場合でも約 56 分であることを確認している。

また，仮に想定人数以上の要員が同時にチェンジングエリアに来た場合でもチェンジングエリアは建屋内に設置しており，屋外での待機はなく不要な被ばくを防止することができる。

１０．保安班の緊急時対応のケーススタディー

保安班は，チェンジングエリアの設置以外に，緊急時対策所の可搬型陽圧化空調機運転（免震重要棟内緊急時対策所は約 96 分，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所は約 48 分），可搬型モニタリングポストの設置（最大 390 分），可搬型気象観測装置の設置（90 分）を行うことを技術的能力にて説明している。これら対応項目の優先順位については，保安班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートを示す。

例えば，平日昼間に事故が発生した場合（ケース①）には，すべての対応を並行して実施することになる。また，夜間・休祭日に事故が発生した場合で，10 条発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合（ケース②）は，原子力防災組織の要員の保安班２名で，チェンジングエリアの設営を優先し，次に可搬型モニタリングポスト等の設置を行うことになる。

・ケース①（平日昼間の場合）

対応項目	要員	参集前	参集後	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
				事象発生 10条												
		2	15													
状況把握（モニタリングポストなど）	保安班（現場）	2														
可搬型陽圧化空調機運転	保安班（現場）		2													
可搬型モニタリングポストの設置	保安班（現場）		2													
可搬型気象観測装置の設置	保安班（現場）		2													
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	保安班（現場）		2			10条発生後，参集要員でただちに設営開始										
中央制御室チェンジングエリアの設営	保安班（現場）		2			10条発生後，参集要員でただちに設営開始										

・ケース②（夜間・休祭日）に大規模損壊事象が発生した場合）

対応項目	要員	参集前	参集後	事故発生 10条												参集完了		
		2	15															
状況把握（モニタリングポストなど）	保安班（現場）	2																
可搬型陽圧化空調機運転	保安班（現場）	2																
可搬型モニタリングポストの設置	保安班（現場）	2																
可搬型気象観測装置の設置	保安班（現場）	2																
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	保安班（現場）	2			※													
中央制御室チェンジングエリアの設営	保安班（現場）	2				※												

※可搬型モニタリングポストの設置の前に，保安班長の判断によりチェンジングエリアの設営を優先。

飲食料とその他の資機材

１．飲食料

緊急時対策所要員が,少なくとも外部からの支援なしに７日間の活動を可能とするために，緊急時対策所に必要な資機材等を配備することとしている。

また，プルーム通過中に緊急時対策所待避室から退出する必要がないように，余裕数を見込んでとどまる要員の１日分以上の食料及び飲料水を待避室内に保管する。

免震重要棟内緊急時対策所，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所のそれぞれに以下の数量を保管する。

	保管数	考え方
食料	3,780 食	180 名（１～７号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）×７日×３食
水	2,520 本	180 名（１～７号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）×７日×２本（1.5 リットル／本）

２．その他資機材

免震重要棟内緊急時対策所，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所のそれぞれに以下の数量を保管する。

品　　名	保管数	考え方
酸素濃度計	２台	予備を含む
二酸化炭素濃度計	２台	予備を含む
一般テレビ（回線，機器）	１式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン（回線，機器）	１式	社内情報共有に必要な資料・書類等を作成するため
簡易トイレ	１式	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないようにするため
ヨウ素剤	1,440 錠	180 名（１～７号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）×（初日２錠＋２日目以降１錠／日×６日）

３．原子力災害対策活動で使用する主な資料

免震重要棟内緊急時対策所，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所のそれぞれに以下の資料を保管する。

資　　料　　名
１．発電所周辺地図 ①　発電所周辺地域地図　（1/25,000） ②　発電所周辺地域地図　（1/50,000）
２．発電所周辺航空写真パネル
３．発電所気象観測データ ①　統計処理データ ②　毎時観測データ
４．発電所周辺環境モニタリング関連データ ①　空間線量モニタリング設備配置図 ②　環境試料サンプリング位置図 ③　環境モニタリング測定データ
５．発電所周辺人口関連データ ①　方位別人口分布図 ②　集落の人口分布図 ③　市町村人口表
６．主要系統模式図（各号炉）
７．原子炉設置（変更）許可申請書（各号炉）
８．系統図及びプラント配置図 ①　系統図 ②　プラント配置図
９．プラント関係プロセス及び放射線計測配置図（各号炉）
10．プラント主要設備概要（各号炉）
11．原子炉安全保護系ロジック一覧表（各号炉）
12．規定類 ①　原子力施設保安規定 ②　原子力事業者防災業務計画
13．事故時操作基準

手順のリンク先について

緊急時対策所の居住性等に関する手順等について,手順のリンク先を以下に取りまとめる。

１．1.18.1（２）ｂ．手順等

・給電が必要になる設備

＜リンク先＞　1.19.1（２）ｃ．手順等（表 1.19.3　審査基準における要求事項毎の給電対象設備）

２．1.18.2.2（３）通信連絡に関わる手順等

＜リンク先＞　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

1.19.2.2（１）発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

1.19.2.3　代替電源設備から給電する手順等

以　上

1.19　通信連絡に関する手順等

＜　目　　次　＞

1.19.1 対応手段と設備の選定
(1) 対応手段と設備の選定の考え方
(2) 対応手段と設備の選定の結果
a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備
b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備
c. 手順等
1.19.2 重大事故等時の手順等
1.19.2.1 発電所内の通信連絡
(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
a. 作業着手の判断基準
b. 操作手順
c. 操作の成立性
d. 優先順位
(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等
a. 手順着手の判断基準
b. 操作手順
c. 操作の成立性
d. 優先順位
1.19.2.2 発電所外との通信連絡
(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
a. 作業着手の判断基準
b. 操作手順
c. 操作の成立性
d. 優先順位
(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等
a. 手順着手の判断基準

b. 操作手順
c. 操作の成立性
d. 優先順位

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

添付資料 1.19.1　重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備
添付資料 1.19.2　審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料 1.19.3　重大事故等対処設備における点検頻度
添付資料 1.19.4　通信連絡設備の一覧
添付資料 1.19.5　通信連絡設備の概要
添付資料 1.19.6　機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）の優先順位及び設備種別
添付資料 1.19.7　手順のリンク先について

1.19　通信連絡に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1　「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a）通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。

b）計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため，必要な対処設備を整備しており，ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.19.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に，柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により，技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく，設置許可基準規則第六十二条及び技術基準規則第七十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.19.1～1.19.7）

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，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表 1.19.1，表 1.19.2 に示す。

a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で，重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

・　衛星電話設備（常設，可搬型）
・　無線連絡設備（常設，可搬型）
・　携帯型音声呼出電話設備
・　必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））※1

※１　必要な情報を把握できる設備とは，主にプロセス計算機，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳ表示装置から構成される安全パラメータ表示システムを示す。

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は，代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

なお，給電が必要となる設備について表 1.19.3 に示す。

・　乾電池（予備）
・　第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機
・　第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク
・　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
・　軽油タンク
・　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車
・　交流分電盤
・　負荷変圧器
・　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機
・　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク
・　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
・　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤
・　タンクローリ（4kL）
・　タンクローリ（16kL）

また，重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては，非常用ディーゼル発電機がある。

(b) 重大事故等対処設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所内の通信連絡を行うための設備のうち衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備，必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）），乾電池（予備），第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，軽油タンク，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車，交流分電盤，負荷変圧器，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤，タンクローリ（4kL）及びタンクローリ（16kL）は，重大事故等対処設備と位置づける。

設計基準事故対処設備である，非常用ディーゼル発電機は重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づける。

以上の重大事故等対処設備において，発電所内の通信連絡を行うことが可能である。

b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ必要なデータを伝送し，パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外との通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- 衛星電話設備（常設）
- 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）
- 衛星電話設備（社内向）※2
- データ伝送設備※3

※２　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ
※３　データ伝送設備とは，必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））のうち，緊急時対策支援システム伝送装置を示す。

発電所外との通信連絡を行うために必要な設備は，代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。
代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。
なお，給電が必要となる設備について表 1.19.3 に示す。

- ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車
- 交流分電盤
- 負荷変圧器
- 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機
- 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク
- 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
- 免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤
- 軽油タンク
- タンクローリ（4kL）
- タンクローリ（16kL）

また，重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては，非常用ディーゼル発電機がある。

(b) 重大事故等対処設備及び自主対策設備
審査基準及び基準規則に要求される発電所外との通信連絡を行うための設備のうち衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ），データ伝送設備，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車，交流分電盤，負荷変圧器，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤，軽油タンク，タンクローリ（4kL）及びタンクローリ（16kL）は，重大事故等対処設備と位置づける。

設計基準事故対処設備である，非常用ディーゼル発電機は重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づける。

以上の重大事故等対処設備において，発電所外との通信連絡を行うことが可能であることから，以下の設備は自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

・　衛星電話設備（社内向）※2

※２　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

上記の設備は，基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが，基準地震が発生した場合においても設備が健全である場合は，発電所外の通信連絡を行うための手段として有効である。

c．手順等

上記「a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」及び「b. 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員及び緊急時対策要員※4の対応として緊急時対策本部運営要領等に定める。

また，給電が必要となる設備についても整備する。

※４　緊急時対策要員：重大事故等発生時において発電所にて原子力災害対策活動を行う要員。

1.19.2 重大事故等時の手順等

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において，運転員及び緊急時対策要員が，中央制御室，建屋内外の作業場所，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために，衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備を使用する手順を整備する。

また，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所へ，重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有するために，必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））を使用する手順を整備する。

設計基準事故対処設備である送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備については，基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所内の通信連絡を行うための手段として有効であることから使用する手順を整備する。

a. 作業着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡を行うための設備により，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話設備

中央制御室の運転員及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は，衛星電話設備（常設）を使用する。屋外の緊急時対策要員は，衛星電話設備（可搬型）を使用する。これらの衛星電話設備を用いて相互に通信連絡を行うため，以下の手順がある。手順のタイムチャートを図 1.19.1 に示す。

i. 衛星電話設備（常設）

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

② 中央制御室待避室，免震重要棟１階（待避室）で使用する場合，緊急時対策要員は，切替スイッチにより待避室側へ切り替えを行う。

ii. 衛星電話設備（可搬型）

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，電源を「入」操作し，充電式電池の残量を確認し，屋外で電波の受信状態を確認する。

② 充電式電池の残量が少ない場合，別の端末と交換する。

③ 一般の携帯型電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

④ 使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は，充電を行うとともに，別の端末を使用する。

⑤ 使用後は，屋外で電源を「切」操作する。

(b) 無線連絡設備

中央制御室の運転員及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は，無線連絡設備（常設）を使用する。屋外の緊急時対策要員は，無線連絡設備（可搬型）を使用する。

これらの無線連絡設備を用いて相互に通信連絡を行うため，以下の手順がある。手順のタイムチャートを図 1.19.1 に示す。

i. 無線連絡設備（常設）

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，電源スイッチを「入」にし，通話チャンネルの設定が適切であることを確認したうえで通話ボタンを押し，連絡する。

② 中央制御室待避室，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所待避室，免震重要棟１階（待避室）で使用する場合，緊急時対策要員は，切替スイッチにより待避室側へ切り替えを行う。

ii. 無線連絡設備（可搬型）

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，電源を「入」操作し，充電式電池の残量を確認し，屋外で電波の受信状態を確認する。

② 充電式電池の残量が少ない場合，別の端末と交換する。

③ 通話チャンネルの設定が適切であることを確認したうえで，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，充電を行うとともに、別の端末を使用する。

⑤ 使用後は，屋外で電源を「切」操作する。

(c) 携帯型音声呼出電話設備

中央制御室及び建屋内の運転員は，携帯型音声呼出電話設備を使用し，相互に通信連絡を行うため，以下の手順がある。

i． 携帯型音声呼出電話機

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，携帯型音声呼出電話機の使用前確認※を実施する。
※電池チェック（ランプ点灯）による乾電池の残量確認。

② 中央制御室の壁面に設置されている専用接続箱より接続ケーブルを引出し，携帯型音声呼出電話機へ接続する。

③ 現場（建屋内）の壁面に設置されている専用接続箱より接続ケーブルを引出し，携帯型音声呼出電話機へ接続する。通信連絡を必要とする場所が専用接続箱と遠い場合は，必要に応じて中継用ケーブルドラムを使用する。

④ 携帯型音声呼出電話機の受話器を持ち上げ，本体又は受話器の呼出ボタンを押しながら音声にて相手先を呼び出し，連絡する。

⑤ 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。

⑥ 使用する携帯型音声呼出電話機とともに予備の乾電池を携行する。

(d) 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））により，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟緊急時対策所のＳＰＤＳ表示装置へ，必要なデータの伝送を行うため，以下の手順がある。

i． 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））のうち，プロセス計算機，データ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置については常時伝送を行うため，通常操作は必要ない。

なお，必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））のうち，ＳＰＤＳ表示装置の操作手順については，「1.18 緊急

時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

(e) 送受話器（ページング）

中央制御室の運転員，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員及び屋内外の緊急時対策要員は，ハンドセットを使用し，相互に通信連絡を行うため，以下の手順がある。

ｉ．ハンドセット

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，受話器を持ち上げ，使用チャンネルを選択し，連絡する。

(f) 電力保安通信用電話設備

中央制御室の運転員，３号炉原子炉建屋内時緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員及び屋内外の緊急時対策要員は，固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸを使用し，相互に通信連絡を行うため，以下の手順がある。

ｉ． 固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機，携帯型電話機又はＦＡＸと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

② ＰＨＳ端末の充電式電池の残量がなくなった場合は，別の端末を使用する。

c．操作の成立性

衛星電話設備，無線連絡設備，送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備は，特別な技量を要することなく，容易に操作が可能であるとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。また，衛星電話設備及び無線連絡設備を中央制御室待避室，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所待避室，免震重要棟１階（待避室）で使用する場合，切替スイッチにより容易に切り替えることが可能であり，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。切り替えは，切替スイッチ操作のみであることから，緊急時対策要員１名で行い，所要時間は５分程度で可能である。

携帯型音声呼出電話設備は，使用場所において携帯型音声呼出電話機と専

用接続箱を容易かつ確実に接続可能とするとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d. 優先順位

中央制御室の運転員，建屋内外の緊急時対策要員は，操作，作業等の通信連絡を行う場合，建屋内外で使用が可能であり，通常時から使用する設計基準事故対処設備の送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備の使用を優先する。設計基準事故対処設備が使用できない場合は，衛星電話設備，無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を使用する。

また，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は，重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合，必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））を使用する。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

直流電源喪失時等，可搬型の計測器にて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール周辺線量率，発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を通信連絡設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合，現場（屋内）と中央制御室との連絡には携帯型音声呼出電話設備を使用し，現場（屋外）又は中央制御室と３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所との連絡には衛星電話設備，無線連絡設備を使用する手順を整備する。

設計基準事故対処設備である送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備については，基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備として有効であることから使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を発電所内の通信連絡を行うための設備により，発電所内の必要な場所で共有する場合。

b. 操作手順

操作手順については，「1.19.2.1(1)発電所内の通信連絡をする必要のある

場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c．操作の成立性

発電所内の通信連絡を行うための設備により，特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所での共有を可能とする。

d．優先順位

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を発電所内の通信連絡を行うための設備により発電所内の必要な場所で共有する場合，建屋内外で使用が可能であり，通常時から使用する設計基準事故対処設備の送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備の使用を優先する。設計基準事故対処設備が使用できない場合は，衛星電話設備，無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を使用する。

1.19.2.2 発電所外との通信連絡

(1) 発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において，緊急時対策要員が，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所と本社，国，自治体，その他関係機関等との間で通信連絡を行うために，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）を使用する手順を整備する。

また，国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ，必要なデータを伝送し，パラメータを共有するために，データ伝送設備を使用する手順を整備する。

設計基準事故対処設備又は自主対策設備である局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備（ホットライン）及び衛星電話設備（社内向）については，基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所外の通信連絡を行うための手段として有効であることから使用する手順を整備する。

a．作業着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において，発電所外との通信連絡を行うための設備により，発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場

合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話設備

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は，衛星電話設備（常設）を使用し，本社，国，自治体，その他関係機関等へ通信連絡を行うため，以下の手順がある。手順のタイムチャートを図 1.19.1 に示す。

i. 衛星電話設備（常設）

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

② 免震重要棟１階（待避室）で使用する場合，緊急時対策要員は，切替スイッチにより待避室側へ切り替えを行う。

(b) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は，統合原子力防災ネットワークを用いたテレビ会議システム，ＩＰ－電話機及びＩＰ－ＦＡＸを使用し，本社，国及び自治体へ通信連絡を行うため，以下の手順がある。手順のタイムチャートを図 1.19.1 に示す。

i. テレビ会議システム

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後，テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し，通信が可能な状態とする。

② 操作端末により，通信先と接続する。社外関係機関と通信を行う場合は，通信先からの呼び出し後，リモコン操作により通信先と接続する。

③ 使用後は，テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

ii. ＩＰ－電話機

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

iii. ＩＰ－ＦＡＸ

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般のＦＡＸと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

ⅳ. 待避室側への切り替え

① 免震重要棟１階（待避室）で使用する場合，緊急時対策要員は，切替スイッチにより待避室側へ切り替えを行う。

(c) データ伝送設備

データ伝送設備により，緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ，必要なデータの伝送を行うため，以下の手順がある。

ｉ. 緊急時対策支援システム伝送装置

緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等への必要なデータの伝送については，免震重要棟内緊急時対策所及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の両方から同じパラメータを常時伝送しており，通常操作並びに発電所立地地域で震度６弱以上の地震発生に伴い免震重要棟内緊急時対策所の使用が出来ないと判断した場合における切り替え操作は必要ない。

(d) 局線加入電話設備

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は，加入電話機，加入ＦＡＸを使用し，本社，国，自治体，その他関係機関等へ通信連絡を行うため，以下の手順がある。

ｉ. 加入電話機，加入ＦＡＸ

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機，ＦＡＸと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

(e) 電力保安通信用電話設備

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は，固定電話機，ＰＨＳ端末，ＦＡＸを使用し，本社等へ通信連絡を行うため，以下の手順がある。

ｉ. 固定電話機，ＰＨＳ端末，ＦＡＸ

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話

機，携帯型電話機又はＦＡＸと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

② ＰＨＳ端末の充電式電池の残量がなくなった場合は，別の端末を使用する。

(f) テレビ会議システム（社内向）

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は，テレビ会議システム（社内向）により，本社等へ通信連絡を行うため，以下の手順がある。

i．テレビ会議システム（社内向）

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後，テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し，通信が可能な状態とする。

② 操作端末により，通信先と接続する。

③ 使用後は，テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

(g) 専用電話設備（ホットライン）

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は，専用電話設備（ホットライン）により，本社，自治体，その他関係機関等へ通信連絡を行うため，以下の手順がある。

i 専用電話設備（ホットライン）

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，電話機横のハンドルを回すことにより通話先電話機のベルを鳴らし，連絡する。

(h) 衛星電話設備（社内向）

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の緊急時対策要員は，衛星電話設備（社内向）により，本社へ通信連絡を行うため，以下の手順がある。

i． 衛星社内電話機

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

ii．テレビ会議システム（社内向）

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，テレビ会議

システムとモニタの電源を「入」操作後，テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し，通信が可能な状態とする。

② 操作端末により，通信先と接続する。

③ 使用後は，テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

iii. ＦＡＸ（社内向）

① 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般のＦＡＸと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

c. 操作の成立性

衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ），局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備（ホットライン）及び衛星電話設備（社内向）は，特別な技量を要することなく，容易に操作が可能であるとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）を免震重要棟１階（待避室）で使用する場合，切替スイッチにより容易に切り替えることが可能であり，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。切り替えは，切替スイッチ操作のみであることから，緊急時対策要員１名で行い，所要時間は５分程度で可能である。

d. 優先順位

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員が，本社，国，自治体，その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）並びに設計基準事故対処設備の電力保安通信用電話設備，局線加入電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備（ホットライン）又は自主対策設備の衛星電話設備（社内向）の使用を優先する。設計基準事故対処設備及び自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備を使用する。

なお，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）については，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の立ち上げ時から使用する。テレ

ビ会議システム（社内向）は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所と本社等との通信連絡用として使用する。

また，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の緊急時対策要員は，国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ必要なデータを伝送し，パラメータを共有する場合，データ伝送設備を使用する。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等

直流電源喪失時等，可搬型の計測器にて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ，使用済燃料プール水位，使用済燃料プール周辺線量率，発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を通信連絡設備（発電所外）により発電所外の必要な場所で共有する場合，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所と本社，国，自治体，その他関係機関等との連絡には衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）を使用する手順を整備する。

設計基準事故対処設備又は自主対策設備である局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備（ホットライン）及び衛星電話設備（社内向）については，基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備として有効であることから使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を発電所外との通信連絡を行うための設備により，発電所外の必要な場所で共有する場合。

b. 操作手順

操作手順については，「1.19.2.2(1)発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

発電所外との通信連絡を行うための設備により，特に重要なパラメータを

発電所外の必要な場所での共有を可能とする。

d. 優先順位

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を発電所外との通信連絡を行うための設備により発電所外の必要な場所で共有する場合，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）並びに設計基準事故対処設備の電力保安通信用電話設備，局線加入電話設備，テレビ会議システム（社内向）及び専用電話設備（ホットライン）又は自主対策設備の衛星電話設備（社内向）の使用を優先する。設計基準事故対処設備及び自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備を使用する。

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

全交流動力電源喪失時は，代替電源設備により，衛星電話設備，無線連絡設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ），必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）），データ伝送設備へ給電する。

給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型），無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び携帯型音声呼出電話設備は，充電式電池又は乾電池を使用する。

充電式電池を用いるものについては，使用前及び使用中の充電式電池の残量確認で，残量が少ない場合，別の端末と交換することにより継続して通話を可能とし，使用後の充電式電池は，中央制御室又は３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所の電源から充電する。

乾電池を用いるものについては，使用前及び使用中の充電式電池の残量確認で，残量が少ない場合，予備の乾電池と交換することにより７日間以上継続して通話を可能とする。

表 1.19.1　機能喪失を想定する設計基準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）

<table>
<tr><th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th><th>対応手段</th><th colspan="2">対応設備</th><th>手順書</th></tr>
<tr><td rowspan="4">送受話器（ページング）

電力保安通信用電話設備</td><td rowspan="4">発電所内の通信連絡</td><td>衛星電話設備
（常設※1，可搬型）</td><td rowspan="4">重大事故等対処設備</td><td rowspan="4">緊急時対策本部運営要領</td></tr>
<tr><td>無線連絡設備
（常設※1，可搬型）</td></tr>
<tr><td>携帯型音声呼出電話設備
（携帯型音声呼出電話機）</td></tr>
<tr><td>必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））※1</td></tr>
<tr><td rowspan="16">全交流動力電源</td><td rowspan="16">代替電源設備からの給電の確保</td><td>乾電池（予備）</td><td rowspan="16">重大事故等対処設備</td><td>緊急時対策本部運営要領</td></tr>
<tr><td>第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機※2</td><td>事故時運転操作手順書（事象ベース）
多様なハザード対応要領</td></tr>
<tr><td>３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車※3</td><td rowspan="9">緊急時対策本部運営要領</td></tr>
<tr><td>交流分電盤※3</td></tr>
<tr><td>負荷変圧器※3</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機※3</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ※3</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤※3</td></tr>
<tr><td>軽油タンク※3</td></tr>
<tr><td>第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料タンク※2</td></tr>
<tr><td>第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ※2</td><td rowspan="5">多様なハザード対応要領</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク※3</td></tr>
<tr><td>タンクローリ（4kL）※3</td></tr>
<tr><td>タンクローリ（16kL）※3</td></tr>
</table>

※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。

表 1.19.2　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

（発電所外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

<table>
<tr><th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th><th>対応手段</th><th colspan="2">対応設備</th><th>手順書</th></tr>
<tr><td rowspan="4">電力保安通信用電話設備

局線加入電話設備

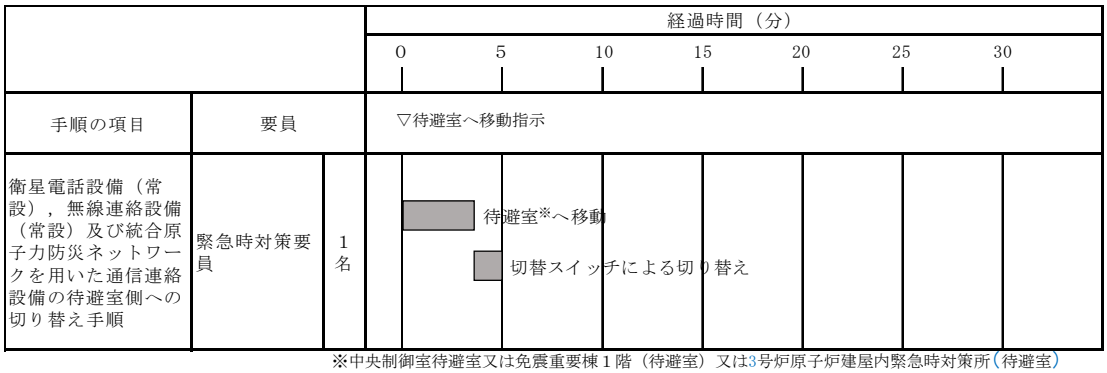
テレビ会議システム（社内向）

専用電話設備（ホットライン）</td><td rowspan="4">発電所外の通信連絡</td><td>衛星電話設備（常設※1）</td><td rowspan="3">重大事故等対処設備</td><td rowspan="2">緊急時対策本部運営要領</td></tr>
<tr><td>統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備※1（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）</td></tr>
<tr><td>データ伝送設備※1</td><td>－</td></tr>
<tr><td>衛星電話設備（社内向）※4</td><td>自主対策設備</td><td>緊急時対策本部運営要領</td></tr>
<tr><td rowspan="11">全交流動力電源</td><td rowspan="11">代替電源設備からの給電の確保</td><td>３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車※3</td><td rowspan="11">重大事故等対処設備</td><td rowspan="6">緊急時対策本部運営要領</td></tr>
<tr><td>交流分電盤※3</td></tr>
<tr><td>負荷変圧器※3</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機※3</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ※3</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤※3</td></tr>
<tr><td>軽油タンク※3</td><td rowspan="5">多様なハザード対応要領</td></tr>
<tr><td>免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク※3</td></tr>
<tr><td>タンクローリ（4kL）※3</td></tr>
<tr><td>タンクローリ（16kL）※3</td></tr>
</table>

※１：代替電源設備から給電する。
※３：手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。
※４：３号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

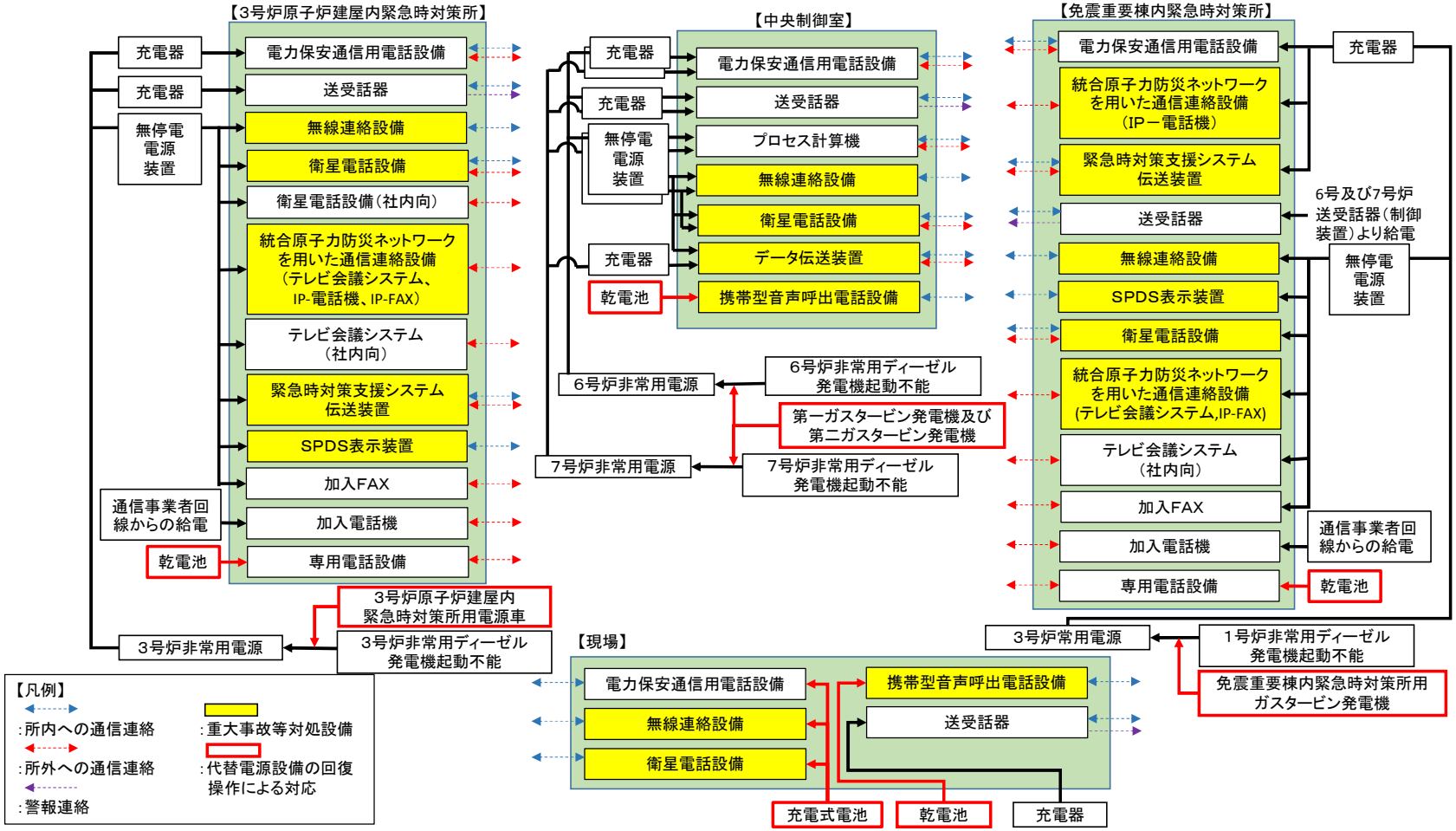
表 1.19.3　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

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（常設）	６号炉：非常用Ｃ系母線 ７号炉：非常用Ｃ系母線 ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 非常用Ｃ系母線 免震重要棟内緊急時対策所： ３号炉，１号炉常用母線 １号炉非常用母線
	無線連絡設備（常設）	６号炉：非常用Ｃ系母線 ７号炉：非常用Ｃ系母線 ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 非常用Ｃ系母線 免震重要棟内緊急時対策所： ３号炉，１号炉常用母線 １号炉非常用母線
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 非常用Ｃ系母線 免震重要棟内緊急時対策所： ３号炉，１号炉常用母線 １号炉非常用母線
	データ伝送装置	６号炉：非常用Ｃ系母線 ７号炉：非常用Ｃ系母線
	緊急時対策支援システム伝送装置	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 非常用Ｃ系母線 免震重要棟内緊急時対策所： ３号炉，１号炉常用母線 １号炉非常用母線
	ＳＰＤＳ表示装置	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所： 非常用Ｃ系母線 免震重要棟内緊急時対策所： ３号炉，１号炉常用母線 １号炉非常用母線



※中央制御室待避室又は免震重要棟１階（待避室）又は3号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待避室）

図 1.19.1　衛星電話設備（常設），無線連絡設備（常設）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の待避室側への切り替えタイムチャート



重大事故等時に使用する通信連絡設備の対処手段・設備

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/2）

技術的能力審査基準（1.19）	番号	設置許可基準規則（62条）	技術基準規則（77条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を施設しなければならない。	①
【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。	－	【解釈】 1 第62条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第77条に規定する「当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
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。	②	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。	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。	②
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。	③			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/2）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
通信連絡設備	衛星電話設備	新設	① ③	通信連絡設備	衛星電話設備（社内向）※1	常設	－	－	自主対策とする理由は本文参照
	無線連絡設備	新設			－	－	－	－	－
	携帯型音声呼出電話設備	新設							
	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）	新設							
	必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））	既設/新設							
	データ伝送設備	既設/新設							
代替交流電源からの給電の確保	乾電池（予備）	既設	① ②	－	－	－	－	－	－
	第一ガスタービン発電機	新設							
	第二ガスタービン発電機	新設							
	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車	新設							
	交流分電盤	新設							
	負荷変圧器	新設							
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機	既設							
	軽油タンク	既設							
	第一ガスタービン発電機用燃料タンク	新設							
	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	新設							
	第二ガスタービン発電機用燃料タンク	新設							
	第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	新設							
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク	既設							
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	既設							
	免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤	既設							
	タンクローリ（4ｋＬ）	新設							
	タンクローリ（16ｋＬ）	新設							
	非常用ディーゼル発電機	既設							

※1　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

重大事故等対処設備における点検頻度

重大事故等対処設備		点検項目	点検頻度
衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
	衛星電話設備（可搬型）	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
無線連絡設備	無線連絡設備（常設）	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
	無線連絡設備（可搬型）	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
携帯型音声呼出電話設備		外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	ＴＶ会議システム	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
	ＩＰ－電話機	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
	ＩＰ－ＦＡＸ	外観点検 通信確認	１回／６ヶ月
必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））		外観点検 機能確認	１回／年

通信連絡設備（発電所内）の一覧（１／３）

主要設備		台数・保管場所※1	電源設備（連続利用時間）
送受話器 （ページング）	ハンドセット	合計　約３４９台 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：３台 ・免震重要棟内緊急時対策所　　：１台 ・６号及び７号炉中央制御室　　：各１１台 ・６号及び７号炉原子炉建屋他　　：約３００台 屋外：約２３台	・３号及び６号炉非常用所内電源 ・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 ・充電器（連続約４時間使用可能）
	スピーカ	合計　約１，０８７台 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：７台 ・免震重要棟内緊急時対策所　　：１台 ・中央制御室：２１台（６号炉），１８台（７号炉） ・６号及び７号炉原子炉建屋他　　：約１，０００台 屋外：約４０台	・３号及び６号炉非常用所内電源 ・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 ・充電器（連続約４時間使用可能）
電力保安通信用電話設備	固定電話機	合計　約７４７台 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：１５台 ・免震重要棟内緊急時対策所　　：１８台 ・６号及び７号炉中央制御室　　：１４台（共用） ・事務建屋・原子炉建屋他　　：約７００台	・６号炉，７号炉及び３号炉非常用所内電源 ・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・充電器※2
	ＰＨＳ端末	合計　約１，１７７台 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：３０台 ・免震重要棟内緊急時対策所　　：３０台 ・６号及び７号炉中央制御室　　：１７台（共用） ・発電所員他配備分　　：約１，１００台	・充電式電池（連続約８．５時間使用可能） ※他の端末と交換することで7日間以上継続しての通話が可能
	ＦＡＸ	合計　約８４台 ・免震重要棟内緊急時対策所　　：１台 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：１台 ・６号及び７号炉中央制御室　　：各１台 ・事務建屋・原子炉建屋他　　：約８０台	・６号炉，７号炉及び３号炉非常用所内電源 ・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置※3

※１　台数については今後訓練等を通して見直しを行う。
※２　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所は連続約１５時間使用可能。免震重要棟内緊急時対策所は連続約７時間使用可能。
※３　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所は連続約６時間使用可能。免震重要棟内緊急時対策所は連続約１時間使用可能。

通信連絡設備（発電所内）の一覧（２／３）

主要設備		台数・保管場所※1	電源設備（連続利用時間）
携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機	合計　２０台 ・６号及び７号炉中央制御室：各１０台	・単二乾電池４本（連続約４日間使用可能） ※予備の乾電池を保有することで７日間以上継続しての通話が可能
	中継用ケーブルドラム	合計　１０台 ・６号及び７号炉中央制御室：各５台	
衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	合計　２３台 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：９台 ・免震重要棟内緊急時対策所　：１２台 ・６号及び７号炉中央制御室　：各１台（待避室用を含む）	・６号炉，７号炉及び３号炉非常用所内電源 ・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置※3
	衛星電話設備（可搬型）	合計　５６台 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：１５台 ・免震重要棟内緊急時対策所　：１９台 ・後方支援拠点他　：２２台	・充電式電池（連続約４時間使用可能） ※他の端末と交換することで７日間以上継続しての通話が可能
無線連絡設備	無線連絡設備（常設）	合計　１５台 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：４台 ・免震重要棟内緊急時対策所　：９台 ・６号及び７号炉中央制御室　：各１台（待避室用を含む）	・６号炉，７号炉及び３号炉非常用所内電源 ・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置※3
	無線連絡設備（可搬型）	合計　１８０台 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：７８台 ・免震重要棟内緊急時対策所　：１０２台	・充電式電池（連続約１２時間使用可能） ※他の端末と交換することで７日間以上継続しての通話が可能

※１　台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※３　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所は連続約６時間使用可能。免震重要棟内緊急時対策所は連続約１時間使用可能。

通信連絡設備（発電所内）の一覧（３／３）

<table>
<tr><th colspan="2">主要設備</th><th>台数・保管場所※1</th><th>電源設備（連続利用時間）</th></tr>
<tr><td rowspan="4">必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））</td><td>プロセス計算機</td><td>１式
・６号炉　コントロール建屋　計算機室
・７号炉　コントロール建屋　計算機室</td><td rowspan="2">・６号及び７号炉非常用所内電源
・第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機</td></tr>
<tr><td>データ伝送装置</td><td>１式
・６号炉　コントロール建屋　計算機室
・７号炉　コントロール建屋　計算機室</td></tr>
<tr><td>緊急時対策支援システム伝送装置</td><td>１式
・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所
・免震重要棟内緊急時対策所</td><td rowspan="2">・３号炉非常用所内電源
・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車
・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機
・無停電電源装置※3
・充電器※2</td></tr>
<tr><td>ＳＰＤＳ表示装置</td><td>１式※5
・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所
・免震重要棟内緊急時対策所</td></tr>
</table>

※１　台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※２　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所は連続約１５時間使用可能。免震重要棟内緊急時対策所は連続約７時間使用可能。

※３　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所は連続約６時間使用可能。免震重要棟内緊急時対策所は連続約１時間使用可能。

※５　保守点検又は故障時のバックアップ用として，自主的に１式を保管する。

通信連絡設備（発電所外）の一覧（１／３）

主要設備		台数・保管場所※1	電源設備（連続利用時間）
局線加入電話設備	加入電話機	合計：４台（２台）※4 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：１台（１台）※4 ・免震重要棟内緊急時対策所：２台（１台）※4 ・６号及び７号炉中央制御室：１台	・通信事業者回線からの給電
	加入ＦＡＸ	合計　４台（４台）※4 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：１台（１台）※4 ・免震重要棟内緊急時対策所：３台（３台）※4	・通信事業者回線からの給電 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置※3
テレビ会議システム	テレビ会議システム（社内向）	１式 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・免震重要棟内緊急時対策所	・３号炉非常用所内電源 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置※3
専用電話設備（ホットライン）	専用電話設備（自治体他向）	合計　１４台 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：７台 ・免震重要棟内緊急時対策所　　：７台	・乾電池１個（連続約１０日間使用可能） ※手動発電又は予備の乾電池と交換することで通話時間を延長可能。
衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	発電所内と同様	

※１　台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※３　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所は連続約６時間使用可能。免震重要棟内緊急時対策所は連続約１時間使用可能。

※４　（　）は災害時優先契約あり電話の台数。

通信連絡設備（発電所外）の一覧（２／３）

主要設備		台数・保管場所※1	電源設備（連続利用時間）
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	ＩＰ－電話機	合計　１２台（有線系：８台，衛星系４台） ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：４台（有線系），２台（衛星系） ・免震重要棟内緊急時対策所　：４台（有線系），２台（衛星系）	・３号炉非常用所内電源 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置※3 ・充電器※2
	ＩＰ－ＦＡＸ	合計　６台（有線系：４台，衛星系２台） ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：１台（有線系），１台（衛星系） ・免震重要棟内緊急時対策所　：３台（有線系），１台（衛星系）	・３号炉非常用所内電源 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・無停電電源装置※3
	テレビ会議システム	１式（有線系・衛星系　共用） ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・免震重要棟内緊急時対策所	
衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機	合計　２台 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所：２台	・３号炉非常用所内電源 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 ・無停電電源装置※3
	ＦＡＸ（社内向）	１台 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所　：１台	
	テレビ会議システム（社内向）	１式 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	１式 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所 ・免震重要棟内緊急時対策所	・３号炉非常用所内電源 ・免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 ・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車 ・無停電電源装置※3

※１　台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

※２　連続約７時間使用可能（免震重要棟内緊急時対策所のみ）。

※３　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所は連続約６時間使用可能。免震重要棟内緊急時対策所は連続約１時間使用可能。

通信連絡設備（発電所外）の一覧（３／３）

主要設備		台数・保管場所※1	電源設備（連続利用時間）
電力保安通信用電話設備	固定電話機 ＰＨＳ端末 ＦＡＸ	発電所内と同様	

※１　台数については今後訓練等を通して見直しを行う。

通信連絡設備の概要

１．通信連絡設備の概要

発電所内及び発電所外との通信連絡設備として，以下の通信連絡設備を設置する設計とする。通信連絡設備の概要を図１に示す。

(1) 通信連絡設備（発電所内）

中央制御室，緊急時対策所等から建屋内外各所の者に対し，相互に必要な操作，作業，退避の指示及び連絡を行う。

(2) 必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））

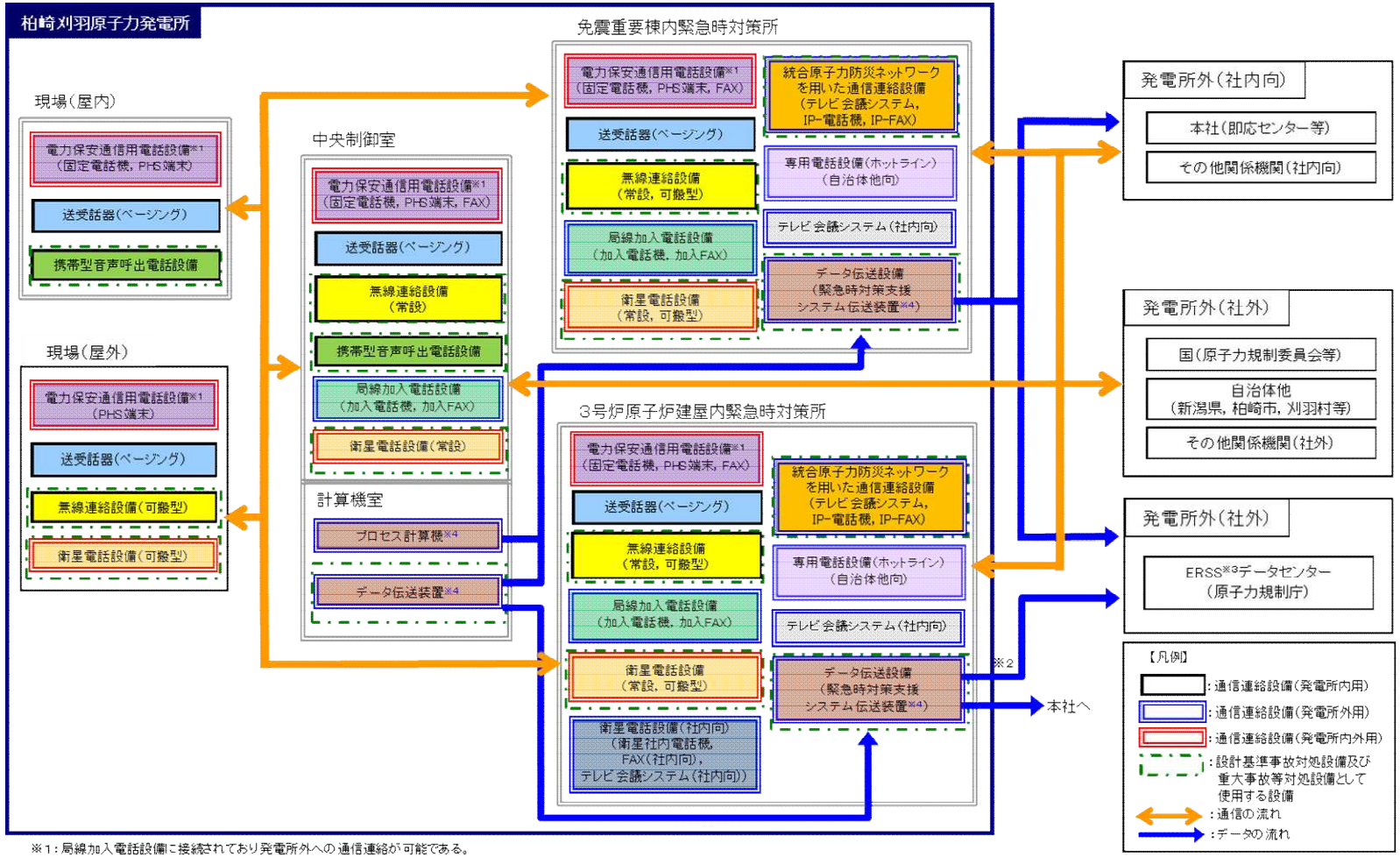
重大事故等時に対処するために必要な情報（プラントパラメータ）を把握するために，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び免震重要棟内緊急時対策所へデータを伝送する。

(3) 通信連絡設備（発電所外）

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を行う。

(4) データ伝送設備

発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ必要なデータを伝送する。



※1：局線加入電話設備に接続されており発電所外への通信連絡が可能である。
※2：免震重要棟のデータ伝送設備と3号炉原子炉建屋のデータ伝送設備の両方からERSSデータセンターへデータを伝送する。
※3：国の緊急時対策支援システム。ERSSの第二データセンター設置完了後，本社等から伝送予定。
※4：必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（SPDS）を含む。

図１　通信連絡設備の概要

１．１　通信連絡設備（発電所内）の概要

中央制御室，緊急時対策所等から人が立ち入る可能性のある建屋内外各所の者に対し，相互に必要な操作，作業，退避の指示及び連絡を行うことができるよう，送受話器（ページング），電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を設置し，重大事故等時においても使用し，多様性を確保する設計とする。概要を図２に示す。

また，通信連絡設備（発電所内）のうち，設計基準事故対処設備である衛星電話設備，無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備は，重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

電力保安通信用電話設備における建屋間の有線系回線の構成は，免震重要棟を中心としたスター形とし，免震重要棟と３号炉間，免震重要棟と６号及び７号炉間の有線系回線は２回線化する設計とする。

万一，１回線に損傷が発生した場合，電力保安通信用電話設備の機能は維持されるが，有線系回線が集中する免震重要棟が損傷し，電力保安通信用電話設備の機能が喪失した場合，発電所建屋外は無線連絡設備又は衛星電話設備，発電所建屋内は携帯型音声呼出電話設備により，発電所内の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

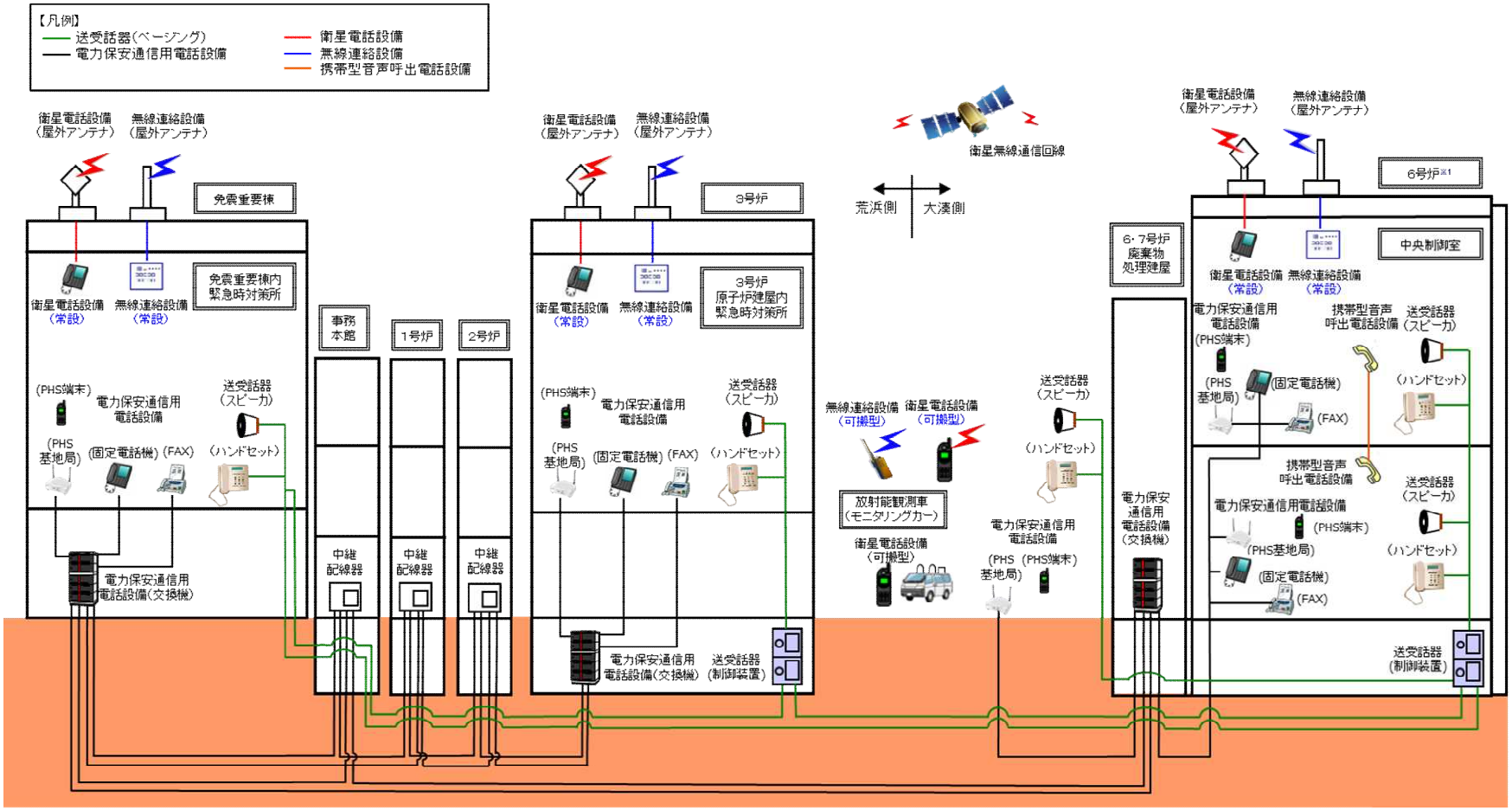


図２　発電所内の通信連絡設備の概要

１．２　通信連絡設備（発電所外）の概要

発電所外の必要箇所と事故の発生等に係る連絡を行うため，以下の通信連絡設備を設置し，多様性を確保した専用通信回線に接続し，輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。概要を図３，４，５に示す。

また，通信連絡設備（発電所外）のうち，設計基準事故対処設備である統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）及び衛星電話設備は，重大事故等時においても使用し，重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

(1) 電力保安通信用電話設備
専用の電力保安通信用回線（有線系及び無線系）に接続している固定電話機，ＰＨＳ端末，ＦＡＸ

(2) テレビ会議システム（社内向）
専用の電力保安通信用回線（有線系及び無線系）に接続しているテレビ会議システム

(3) 局線加入電話設備
通信事業者が提供する災害時優先加入契約された通信事業者回線（有線系）に接続している加入電話機及び加入ＦＡＸ

(4) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）を用いたＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ，テレビ会議システム

(5) 専用電話設備（ホットライン）
通信事業者が提供する専用通信回線（有線系）に接続する専用電話設備

(6) 衛星電話設備
通信事業者が提供する衛星無線通信回線（衛星系）に接続している衛星電話設備（常設）

(7) 衛星電話設備（社内向）
通信事業者が提供する専用の衛星無線通信回線（衛星系）に接続している衛星社内電話機，ＦＡＸ（社内向），テレビ会議システム（社内向）

なお，専用の電力保安用通信回線は，送電鉄塔に配備する有線系回線及び無線鉄塔に配備する無線系回線によって構成し，多様性を確保する設計とする。更に，有線系回線及び無線系回線は，発電所外の必要箇所と通信

連絡する経路を，それぞれ２回線化する設計とする。

万一，電力保安通信用回線による通信連絡の機能が喪失した場合，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ）等の衛星系回線により，発電所外の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

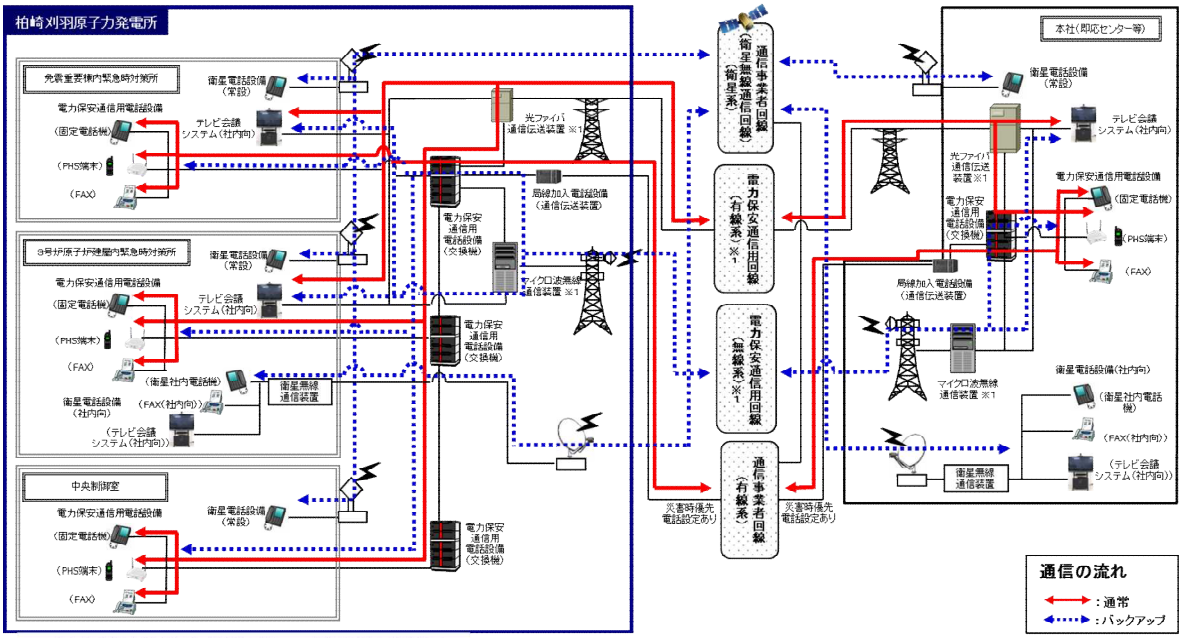


図３　通信連絡設備（発電所外〔社内関係箇所〕）の概要

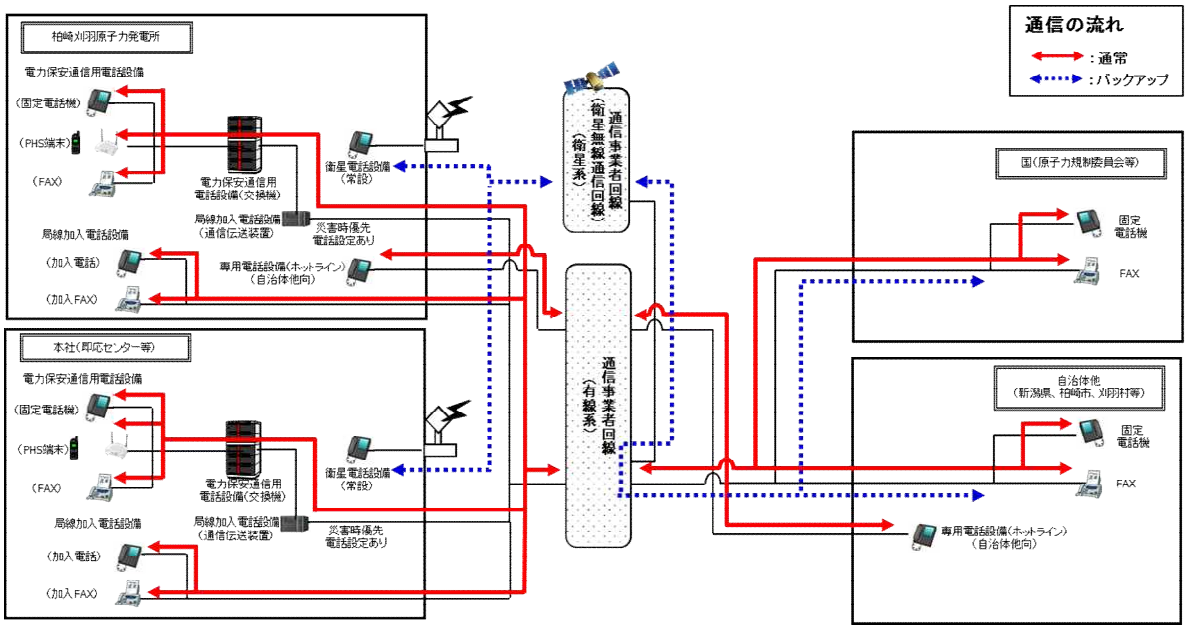
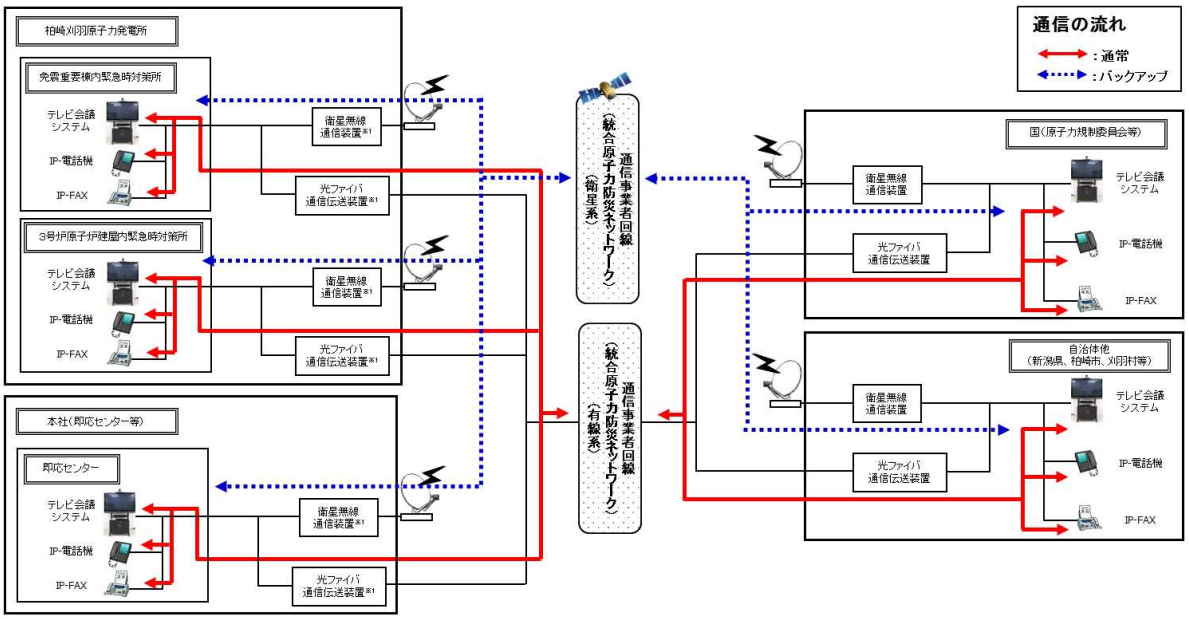


図４　通信連絡設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その１）



※1：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを越えた範囲から国、自治体他所掌の通信連絡設備となる。

図５　通信連絡設備（発電所外〔社外関係箇所〕）の概要（その２）

１．３　必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備の概要

免震重要棟内緊急時対策所及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ，重大事故等時に対処するために必要なデータを伝送できる設備として，主にプロセス計算機，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳ表示装置から構成される必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））を構築する設計とする。

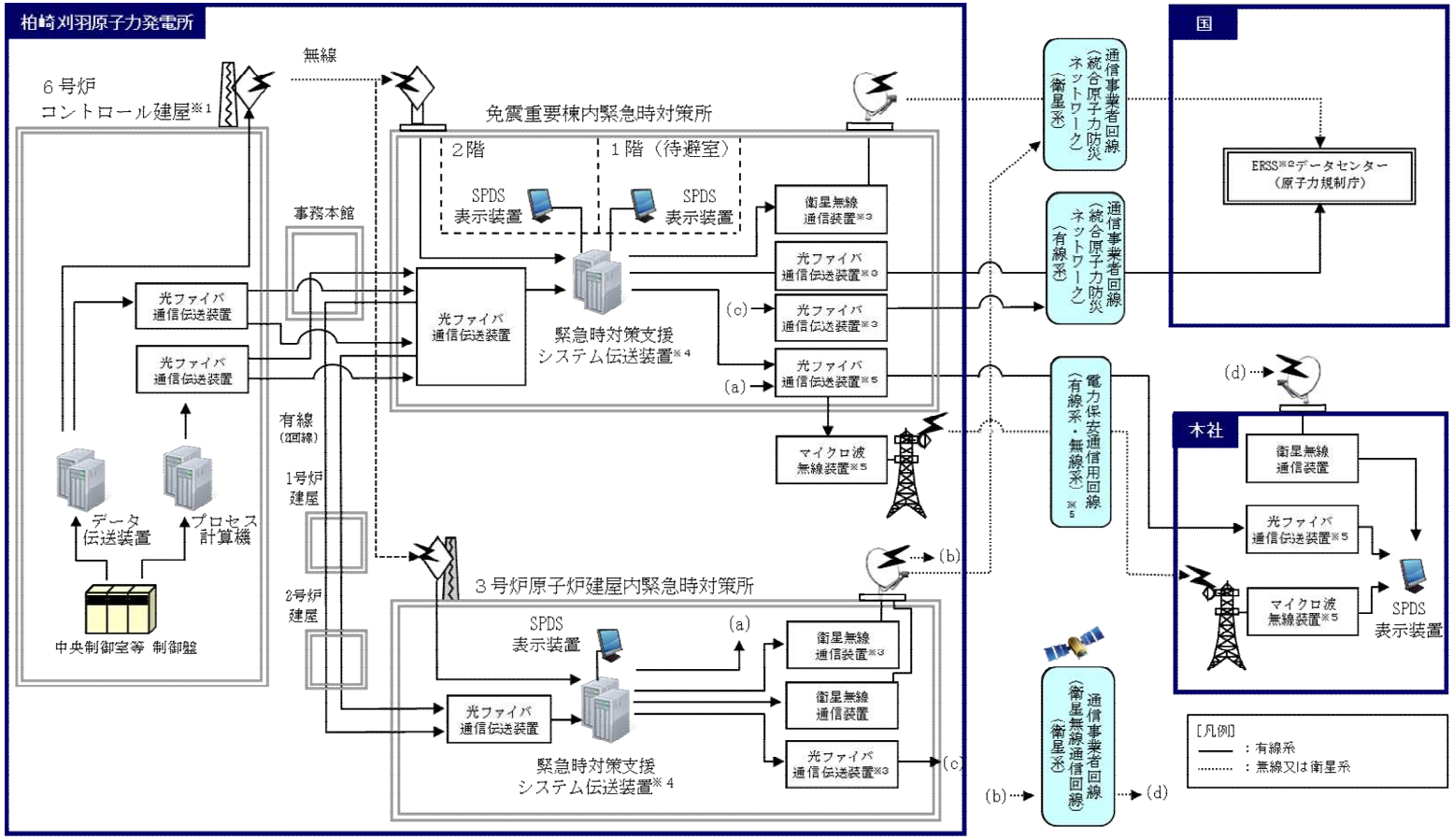
免震重要棟内緊急時対策所及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設置する緊急時対策支援システム伝送装置は，データ伝送設備として，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ必要なデータを伝送可能な設計とする。

また，データ伝送設備は，常時使用できるよう，通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続し多様性を確保するとともに，専用の電力保安通信用回線（有線系及び無線系）及び通信事業者が提供する専用の衛星無線通信回線にも接続し多様性を確保する設計とする。概要を図６に示す。

なお，必要な情報を把握するための設備及びデータ伝送設備のうち，設計基準事故対処設備であるデータ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びＳＰＤＳ表示装置は，重大事故等時においても使用し，重大事故等が発生した場合においても機能維持を図る設計とする。

必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））における発電所内建屋間の有線系回線の構成は，免震重要棟を中心としたスター形とし，６号及び７号炉と免震重要棟間，６号及び７号炉と３号炉間の有線系回線は２回線化する設計とする。

万一，１回線に損傷が発生した場合，有線系回線によるデータ伝送は継続されるが，有線系回線が集中する免震重要棟が損傷し，有線系回線によるデータ伝送の機能が喪失した場合，無線通信装置により，発電所内建屋間のデータ伝送が継続可能な設計とする。



※1：7号炉も同様
※2：国の緊急時対策支援システム。ERSSの第二データセンター設置完了後，本社等から伝送予定。
※3：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。
※4：免震重要棟のデータ伝送設備と3号炉原子炉建屋のデータ伝送設備の両方からERSSデータセンターへデータを伝送する。
※5：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は，一般送配電事業会社所掌となる。

図6　必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））及びデータ伝送設備の概要

２．多様性を確保した専用通信回線

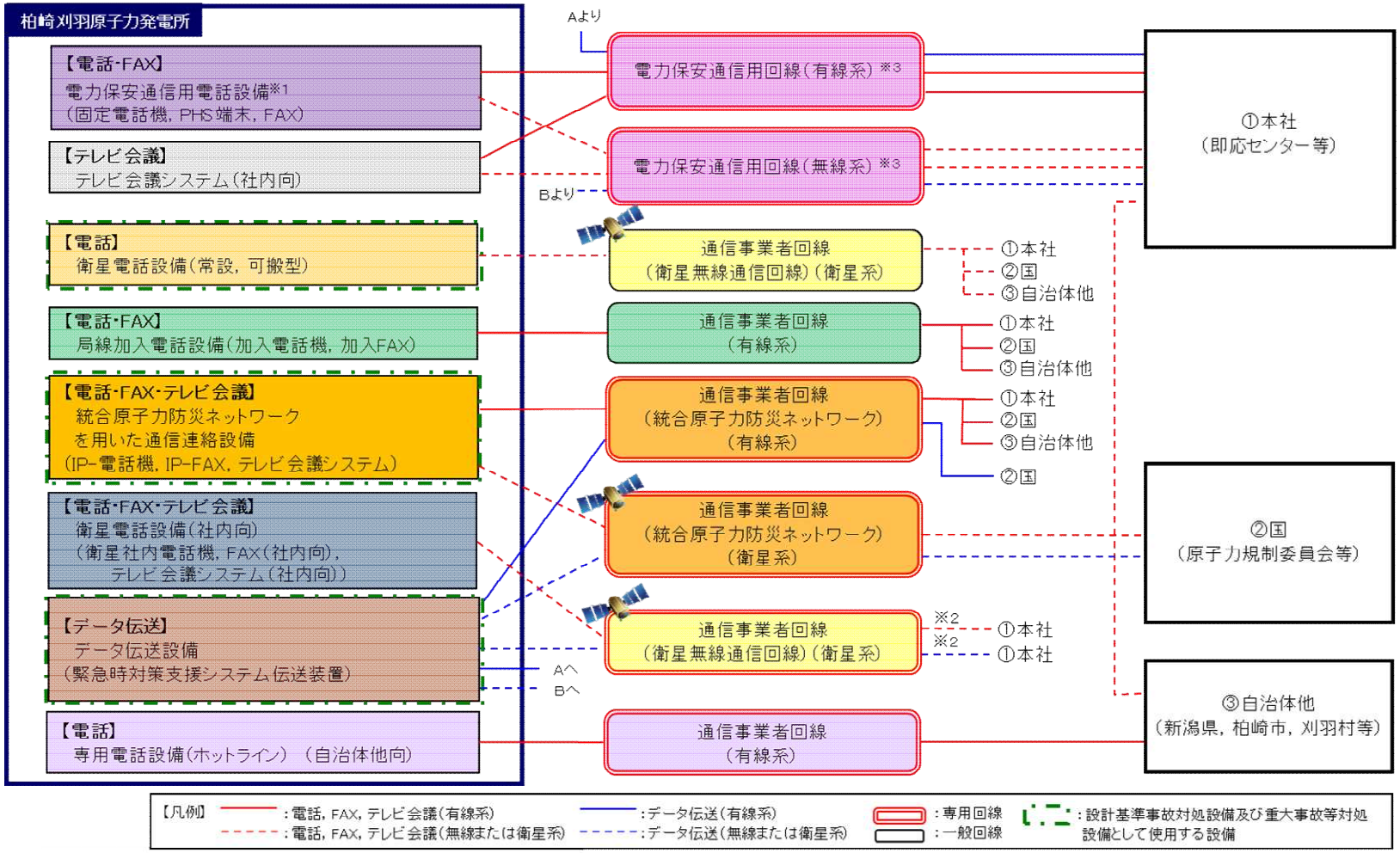
発電所外との通信連絡設備及びデータ伝送設備は多様性を確保した通信回線に接続し，輻輳等による制限を受けることなく常時使用できる設計とする。主要設備ごとに接続する通信回線種別について表１に記載するとともに，概要を図７に示す。

表１　接続する通信回線種別一覧

通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の制限※2
電力保安通信用回線※3	有線系回線（光ファイバ）	電力保安通信用電話設備※1	固定電話機，PHS 端末	電話	○	◎
			FAX	FAX	○	◎
		テレビ会議システム（社内向）	テレビ会議システム（社内向）	テレビ会議	○	◎
		データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	データ伝送	○	◎
	無線系回線（マイクロ波無線）	電力保安通信用電話設備※1	固定電話機，PHS 端末	電話	○	◎
			FAX	FAX	○	◎
		テレビ会議システム（社内向）	テレビ会議システム（社内向）	テレビ会議	○	◎
		データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	データ伝送	○	◎
通信事業者回線	有線系回線（災害時優先契約あり）	局線加入電話設備	加入電話機	電話	－	○
			加入 FAX	FAX	－	○
	有線系回線（災害時優先契約なし）		加入電話機	電話	－	×
			加入 FAX	FAX	－	×
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備（常設，可搬型）	電話	－	○
	衛星系回線	衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機	電話	○	◎
			FAX（社内向）	FAX	○	◎
			テレビ会議システム（社内向）	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	データ伝送	○	◎
	有線系回線	専用電話設備（ホットライン）（自治体他向）	専用電話設備	電話	○	◎
通信事業者回線（統合原子力防災ネットワーク）	有線系回線（光ファイバ）	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	IP-電話機	電話	○	◎
			IP-FAX	FAX	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	衛星系回線		IP-電話機	電話	○	◎
			IP-FAX	FAX	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
	有線系回線（光ファイバ）	データ伝送設備	緊急時対策支援システム伝送装置	データ伝送	○	◎
	衛星系回線					

※１：局線加入電話設備に接続されており，発電所外への連絡も可能
※２：通信の制限とは，輻輳のほか，災害発生時の通信事業者による通信規制を想定
※３：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は，一般送配電事業会社所掌となる。

【凡例】・専用 ○：専用回線　－：非専用回線
・輻輳 ◎：制限なし　○：制限の恐れが少ない ×：制限の恐れがある



※1：局線加入電話設備に接続されており，発電所外への連絡も可能
※2：3号炉原子炉建屋内緊急時対策所からの通信及び伝送のみ。
※3：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は，一般送配電事業会社所掌となる。

図７　多様性を確保した通信回線の概要

３．通信連絡設備の電源及び代替電源設備

通信連絡設備及び緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ必要なデータを伝送できる設備は，非常用所内電源又は無停電電源装置又は代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む）から給電可能としている。単線結線図を図８～１１に示し，接続電源の一覧を表２，３，４に記載する。

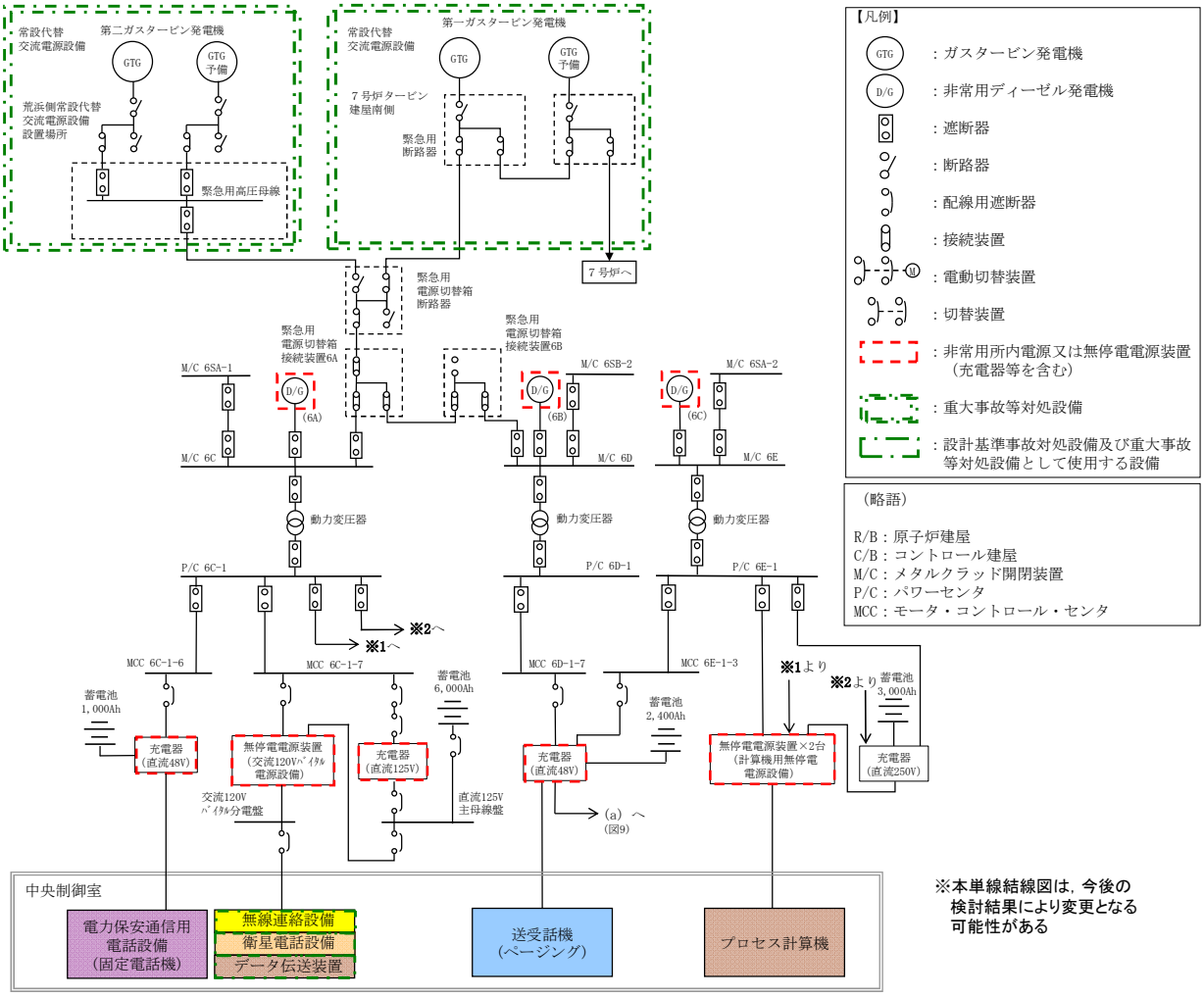


図８　中央制御室における通信連絡設備の単線結線図（６号炉）

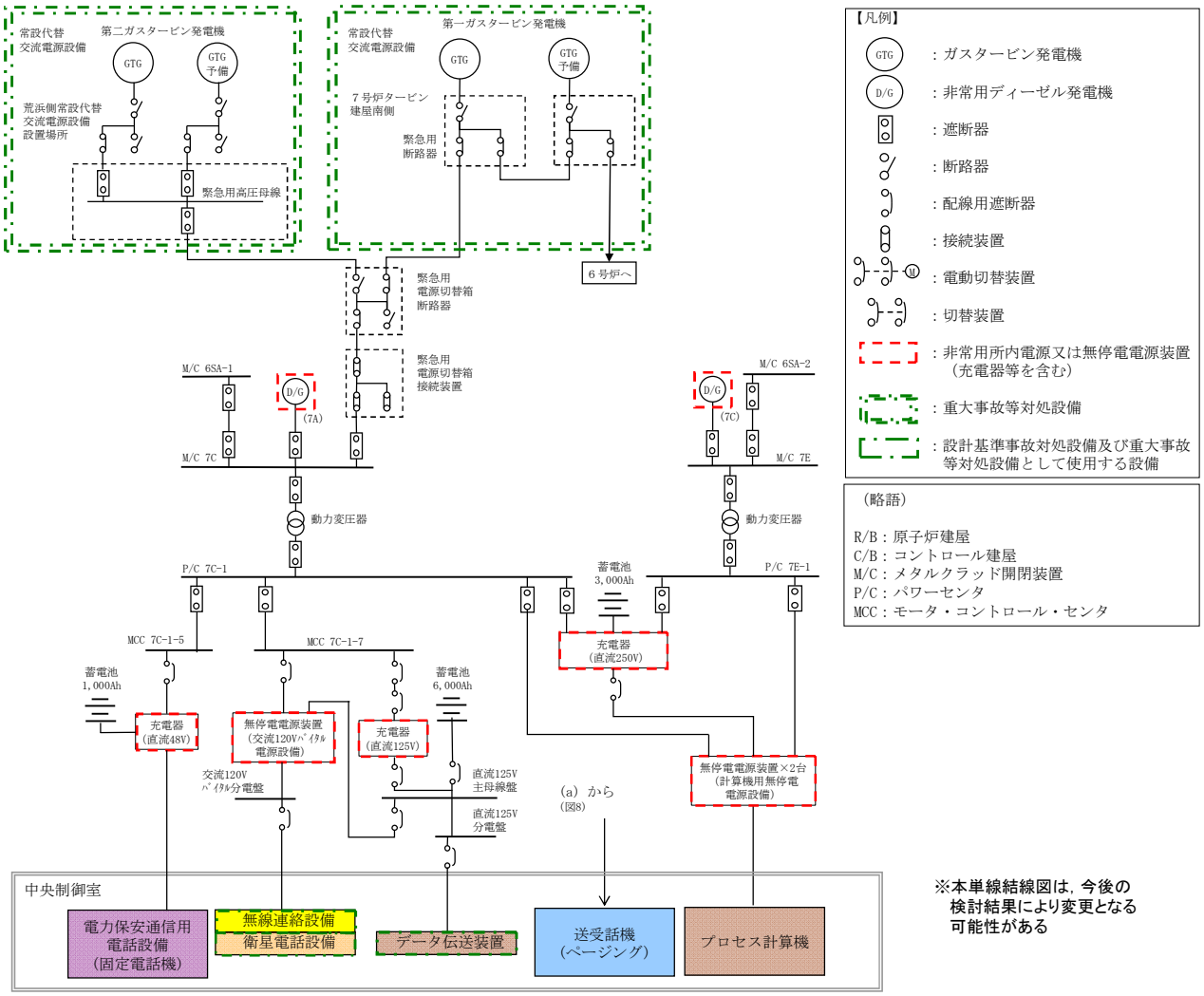


図９　中央制御室における通信連絡設備の単線結線図（7 号炉）

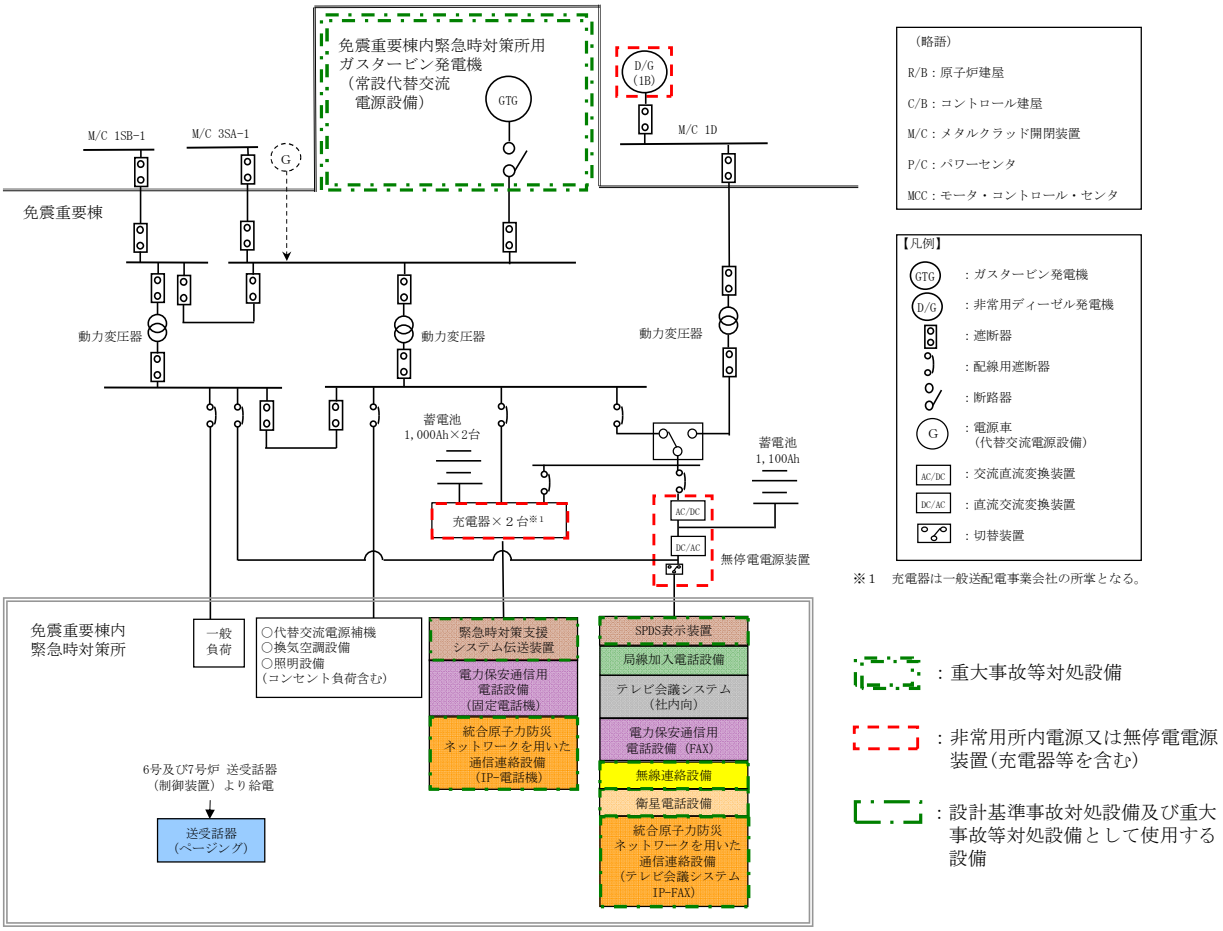


図１０　免震重要棟内緊急時対策所における通信連絡設備の単線結線図

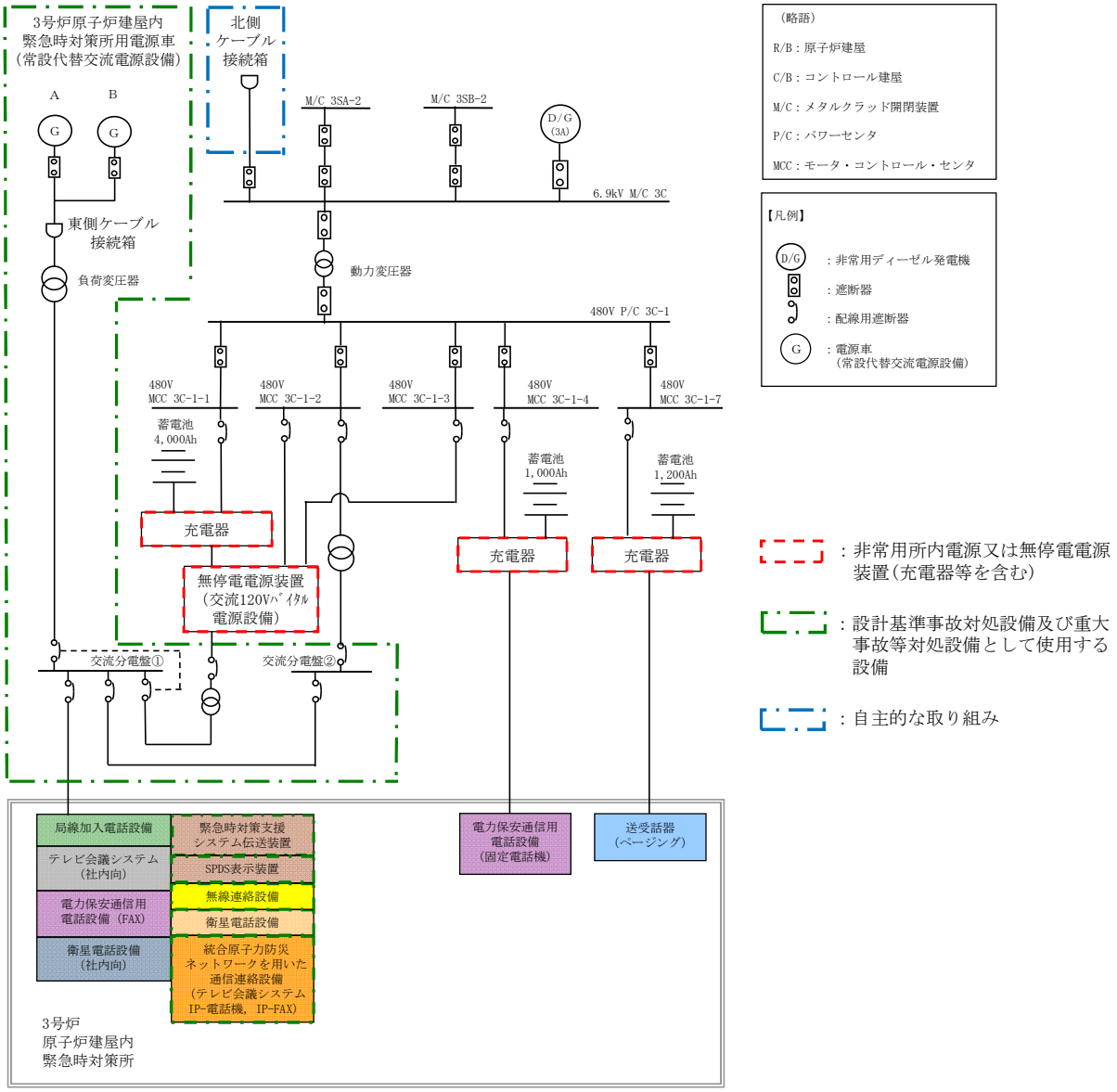


図１１　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備の単線結線図

表２　通信連絡設備（発電所内）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源装置	代替電源設備
発電所内	携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機	６号及び７号炉　中央制御室	乾電池※1	乾電池（予備）
	送受話器 （ページング）	ハンドセット， スピーカ	６号及び７号炉　中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	第一 GTG※2 及び第二 GTG※2 （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所		
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所	充電器（蓄電池）	電源車※3 （常設代替交流電源設備）
	無線連絡設備	無線連絡設備（常設）	６号及び７号炉　中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一 GTG※2 及び第二 GTG※2 （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※2（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※3 （常設代替交流電源設備）
		無線連絡設備（可搬型）	免震重要棟内緊急時対策所	充電式電池（本体内蔵）※4	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※2（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※3 （常設代替交流電源設備）

※１　乾電池により約４日間の連続通話が可能。また，必要な予備の乾電池を保有し，予備の乾電池と交換することにより７日間以上継続しての通話が可能。
※２　GTG：ガスタービン発電機。
※３　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車。
※４　充電式電池により約 12 時間の連続通話が可能。また，他の端末と交換することにより７日間以上継続しての通話が可能であり，使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する設備

：重大事故等対処設備

表３　通信連絡設備（発電所内及び発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源装置	代替電源設備
発電所内外	電力保安通信用電話設備	固定電話機	６号及び７号炉　中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	第一 GTG※2及び第二 GTG※2 （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	充電器（蓄電池）	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※2（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※3 （常設代替交流電源設備）
		PHS 端末	６号及び７号炉　中央制御室	充電式電池（本体内蔵）※1	第一 GTG※2及び第二 GTG※2 （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所		免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※2（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所	無停電電源装置	電源車※3 （常設代替交流電源設備）
		FAX	６号及び７号炉　中央制御室	非常用ディーゼル発電機	第一 GTG※2及び第二 GTG※2 （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※2（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※3 （常設代替交流電源設備）
	衛星電話設備	衛星電話設備（常設）	６号及び７号炉　中央制御室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一 GTG※2及び第二 GTG※2 （常設代替交流電源設備）
			免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※2（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※3 （常設代替交流電源設備）
		衛星電話設備（可搬型）	免震重要棟内緊急時対策所	充電式電池（本体内蔵）※4	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※2（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※3 （常設代替交流電源設備）
	テレビ会議システム	テレビ会議システム （社内向）	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※2（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※3 （常設代替交流電源設備）

※１　充電式電池により約 8.5 時間の通話が可能。また，他の端末と交換することにより７日間以上継続しての通話が可能であり，使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。
※２　GTG：ガスタービン発電機。
※３　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車。
※４　充電式電池により約４時間の通話が可能。また，他の端末と交換することにより７日間以上継続しての通話が可能であり，使用後の充電池器電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する設備

：重大事故等対処設備

表３　通信連絡設備（発電所内及び発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源装置	代替電源設備
発電所内外	必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）） データ伝送設備	プロセス計算機	６号炉　計算機室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一 GTG※1 及び第二 GTG※1 （常設代替交流電源設備）
			７号炉　計算機室		
		データ伝送装置	６号炉　計算機室	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	第一 GTG※1 及び第二 GTG※1 （常設代替交流電源設備）
			７号炉　計算機室	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	
		緊急時対策支援 システム伝送装置	免震重要棟内緊急時対策所	充電器（蓄電池）	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※1（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所	無停電電源装置	電源車※2 （常設代替交流電源設備）
		SPDS 表示装置	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※1（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※2 （常設代替交流電源設備）

※１ GTG：ガスタービン発電機。
※２ ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車。

：設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する設備

：重大事故等対処設備

表４　通信連絡設備（発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源 又は無停電電源装置	代替電源設備
発電所外	統合原子力防災 ネットワークを用いた 通信連絡設備	テレビ会議システム	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※２（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※３ （常設代替交流電源設備）
		IP-電話機	免震重要棟内緊急時対策所	充電器（蓄電池）	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※２（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所	無停電電源装置	電源車※３ （常設代替交流電源設備）
		IP-FAX	免震重要棟内緊急時対策所	無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※２（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※３ （常設代替交流電源設備）
	局線加入電話設備	加入電話機	免震重要棟内緊急時対策所 ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所	通信事業者回線からの給電	－（通信事業者回線からの給電）
		加入 FAX	免震重要棟内緊急時対策所	通信事業者回線からの給電 無停電電源装置	免震重要棟内緊急時対策所用 GTG※２（常設代替交流電源設備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		電源車※３ （常設代替交流電源設備）
	専用電話設備	専用電話設備 （ホットライン） （自治体他向）	免震重要棟内緊急時対策所	乾電池※１	手動発電，乾電池（予備）
			３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		
	衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所	無停電電源装置	電源車※３ （常設代替交流電源設備）
		テレビ会議システム （社内向）	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		
		FAX（社内向）	３号炉原子炉建屋内緊急時対策所		

※１　乾電池により 10 日間以上の連続通話が可能。また，手動発電又は予備の乾電池と交換することにより通話時間を延長可能。
※２　GTG：ガスタービン発電機。
※３　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車。

：設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備として使用する設備

：重大事故等対処設備

４．緊急時対策所に設置する通信連絡設備及び重大事故等に対処するために必要な情報を把握する設備に係る耐震設計

（１）免震重要棟内緊急時対策所

免震重要棟内緊急時対策所では，免震構造の採用により，上部構造の加速度応答及び収納設備に生じる慣性力を低減させること，並びに通信連絡設備の転倒防止の措置を施すことで免震重要棟の設計地震動による機器設置床面の応答加速度に対して機能を喪失しない設計とする。

（２）３号炉原子炉建屋内緊急時対策所

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備及びデータ伝送設備については，転倒防止措置等を施すことで，基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備及びデータ伝送設備に関わる耐震措置の概要を図１２，１３に示す。（ＳＰＤＳ表示装置については，「第３４条　緊急時対策所」にて整理する。）

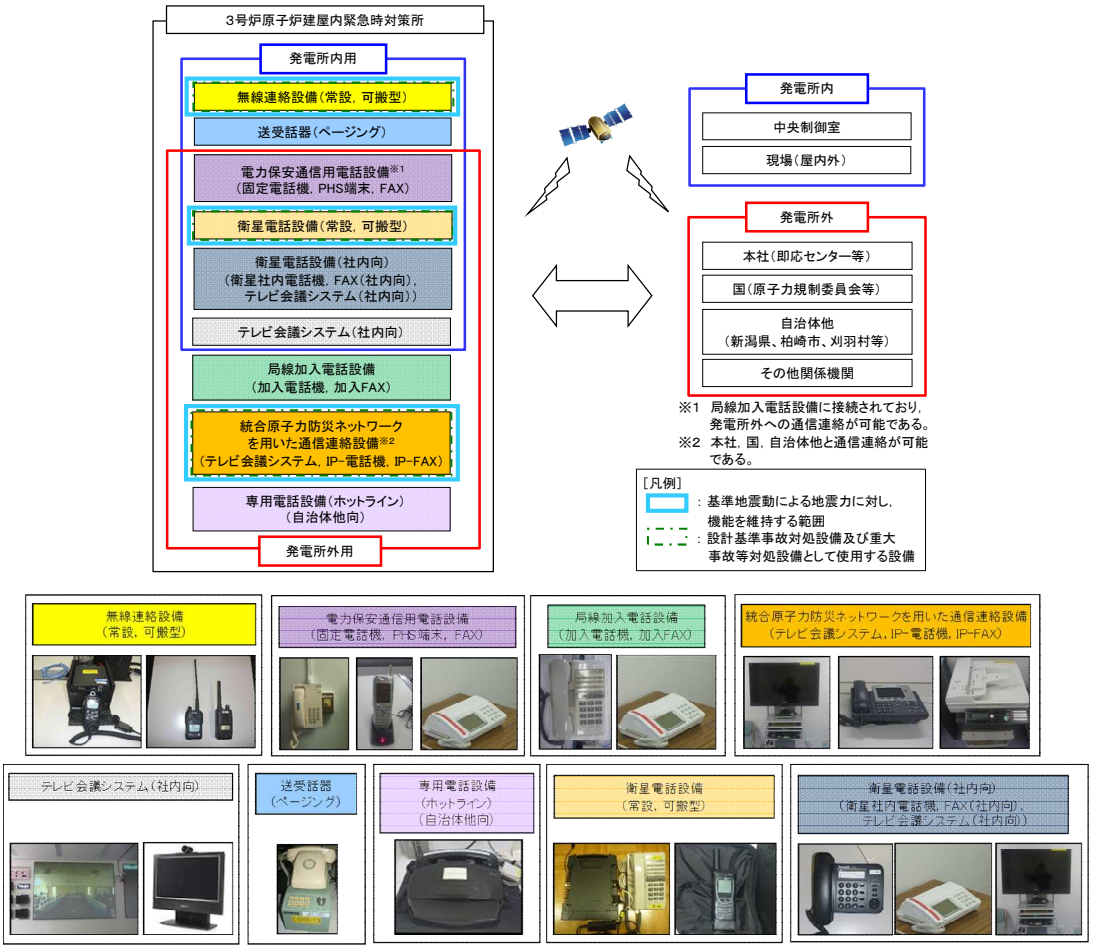
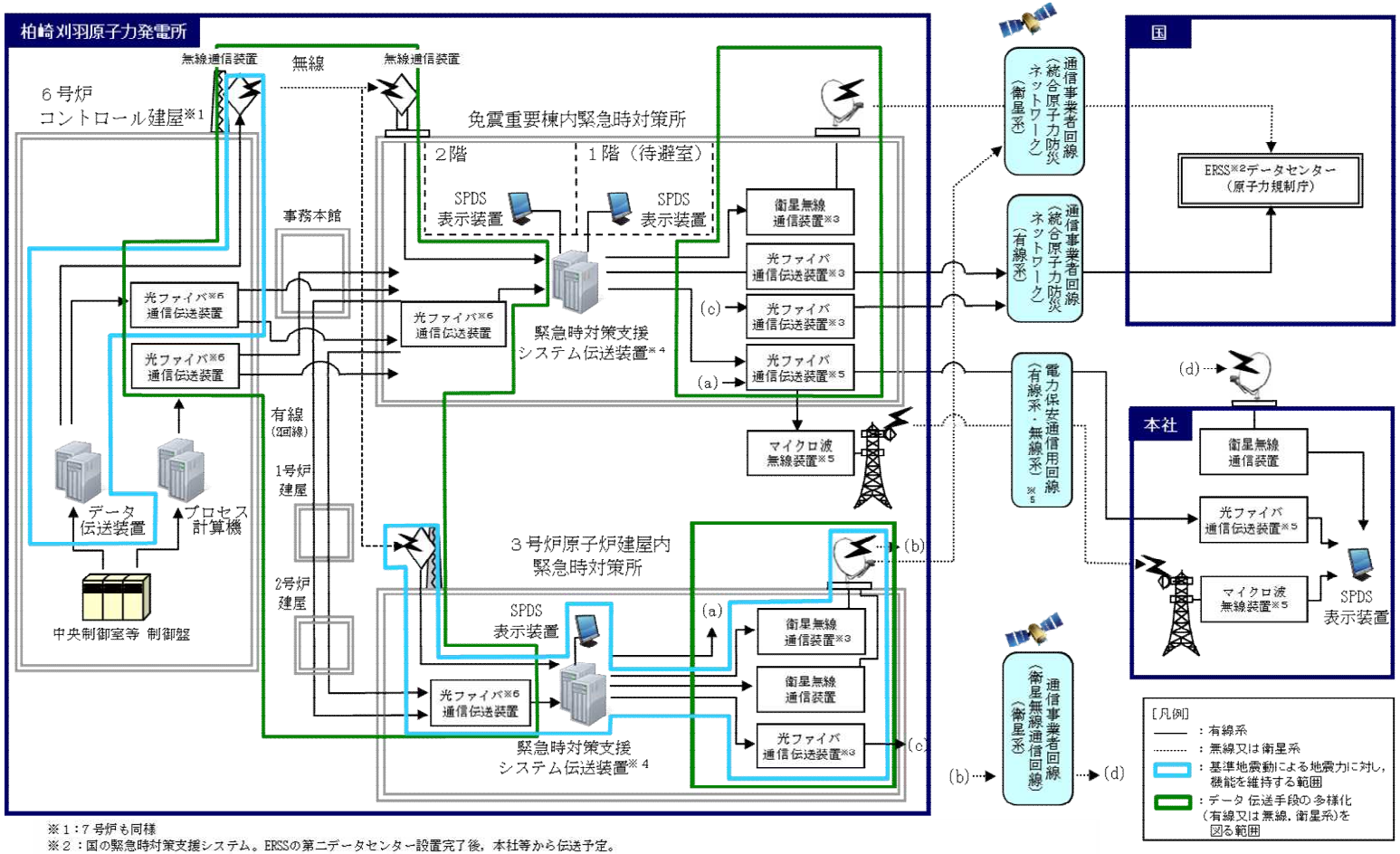


図１２　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の
通信連絡設備に関わる耐震措置の概要



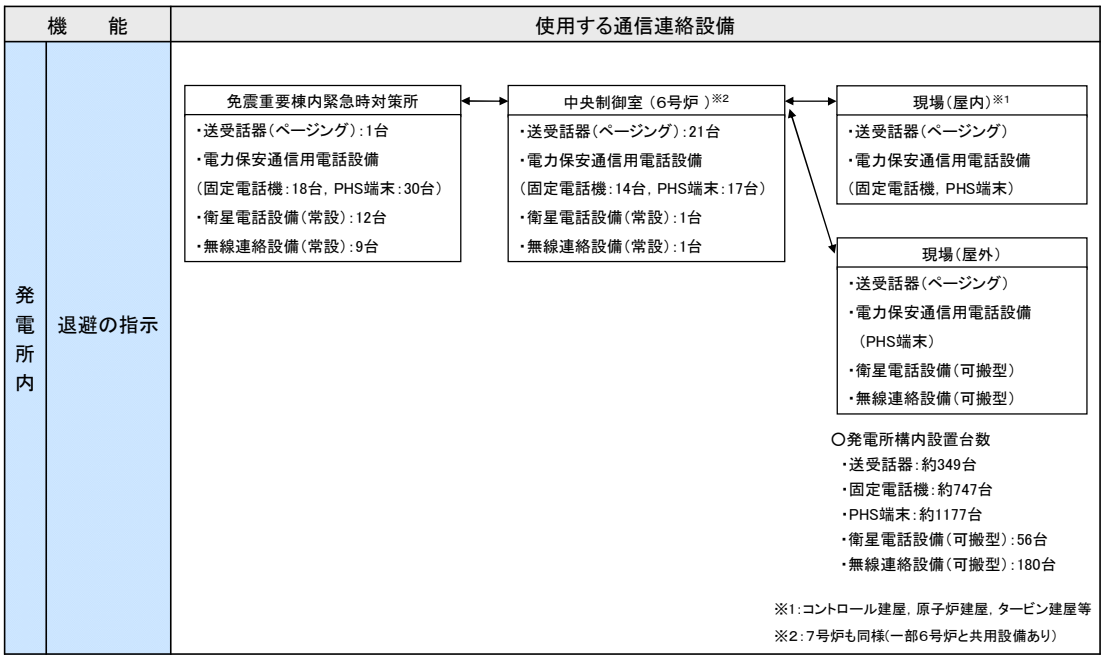
※１：７号炉も同様
※２：国の緊急時対策支援システム。ERSSの第二データセンター設置完了後，本社等から伝送予定。
※３：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のERSSとなる。
※４：免震重要棟のデータ伝送設備と３号炉原子炉建屋のデータ伝送設備の両方からERSSデータセンターへデータを伝送する。
※５：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は，一般送配電事業会社所掌となる。
※６：光ファイバ通信伝送装置が故障した場合は，無線通信装置でデータ伝送を継続する。また，光ファイバ通信伝送装置は予備品を確保することにより，早期に故障復旧を行う。

図１３　必要な情報を把握できる設備（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ））及び
データ伝送設備に関わる耐震装置の概要

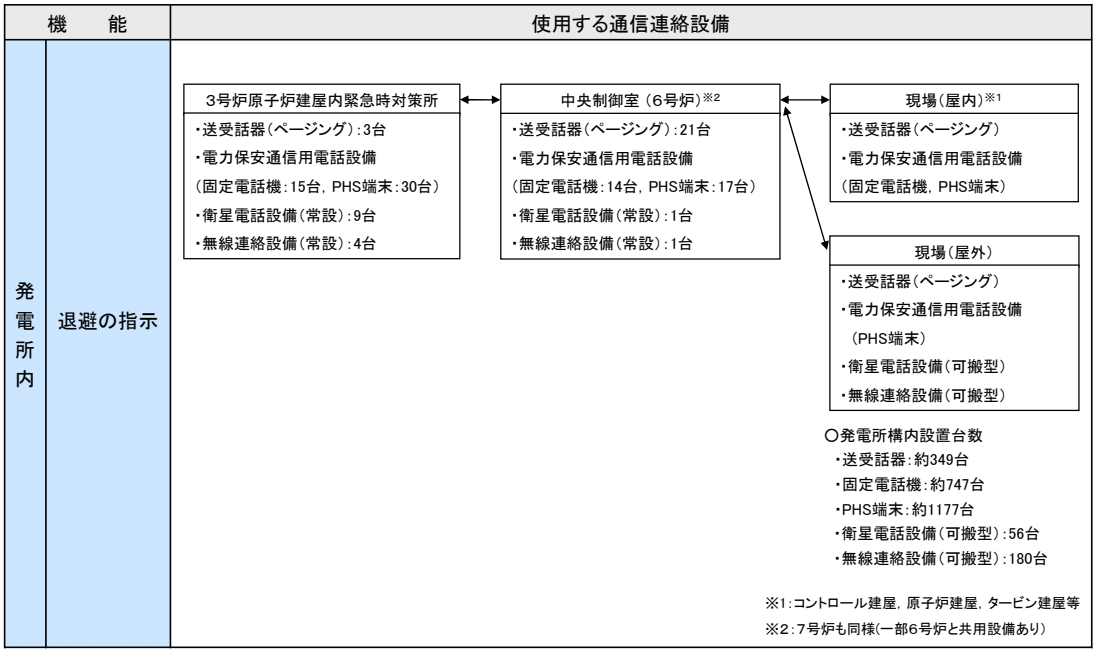
５．機能毎に必要な通信連絡設備

発電所内での「避難の指示」や「操作，作業の連絡」，発電所外への「通報，連絡等」に必要な通信連絡設備の種類，台数等について，通信連絡が必要な場所毎に整理した通信連絡の指揮系統を図１４～１８に示す。

通信連絡設備は，使用する要員，連絡先（自治体その他関係機関）に，よりすみやかに連絡が実施できるよう必要な台数を整備する。また，予備品の台数は，これまでの使用実績や新規購入時の納期の実績等を踏まえ，設備が故障した場合もすみやかに代替機器を準備できる台数を整備する。

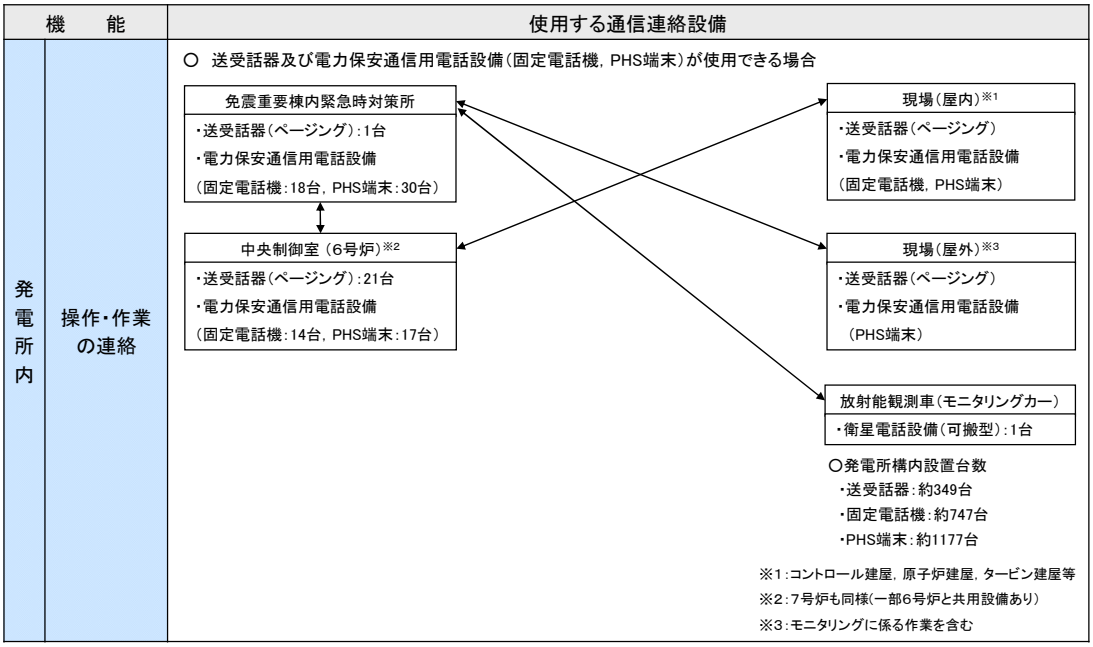


・台数については，配備台数を示す。また，今後，訓練等を通して見直しを行う。

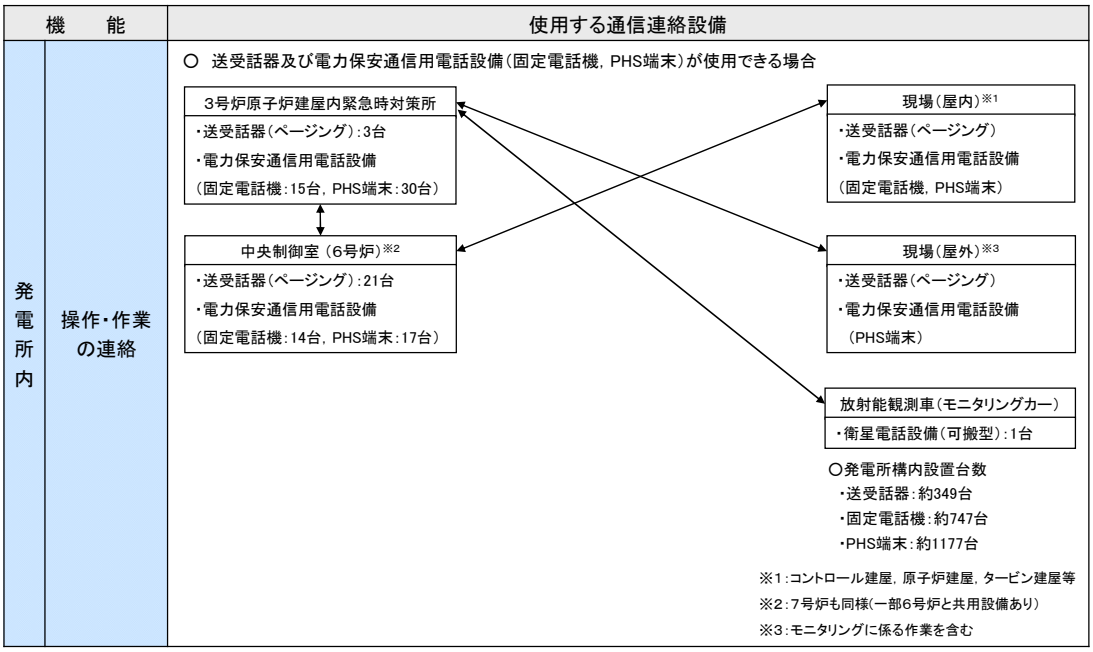


・台数については，配備台数を示す。また，今後，訓練等を通して見直しを行う。

図１４　「待避の指示」における指揮系統図



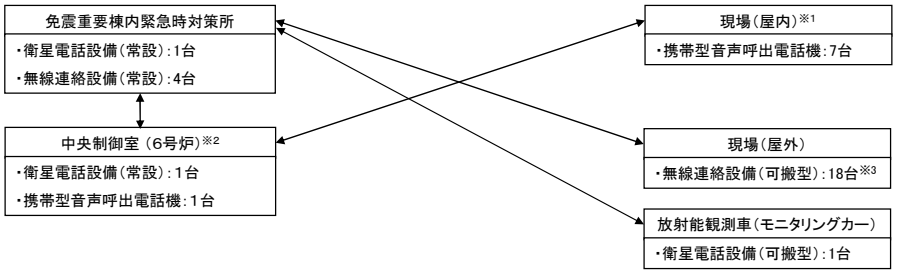
・台数については，配備台数を示す。また，今後，訓練等を通して見直しを行う。



・台数については，配備台数を示す。また，今後，訓練等を通して見直しを行う。

図１５　「操作・作業の連絡」における指揮系統図
（送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備が使用できる場合）

機　　能		使用する通信連絡設備
発電所内	操作・作業の連絡	○ 送受話器及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末）が使用できない場合



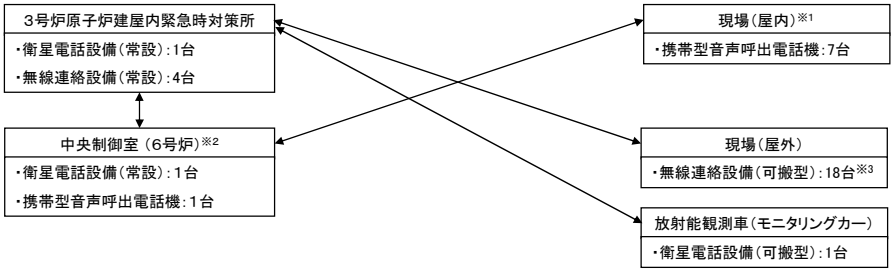
※1：コントロール建屋，原子炉建屋，タービン建屋等
※2：7号炉も同様
※3：モニタリングに係る作業に追加で1台必要

重大事故等が発生した場合においても，現在，配備している通信連絡設備により十分に対応できる。
重大事故等が発生した場合（全交流動力電源喪失時及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）における必要な通信連絡設備は以下の通りである。

無線連絡設備（常設）	衛星電話設備（常設）	無線連絡設備（可搬型）	携帯型音声呼出電話機
・免震重要棟内 緊急時対策所　：4台	・６号炉及び7号炉 中央制御室　：各1台 ・免震重要棟内 緊急時対策所　：1台	・現場（屋外）　：18台	・６号炉及び7号炉 中央制御室　：16台

・台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

機　　能		使用する通信連絡設備
発電所内	操作・作業の連絡	○ 送受話器及び電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末）が使用できない場合



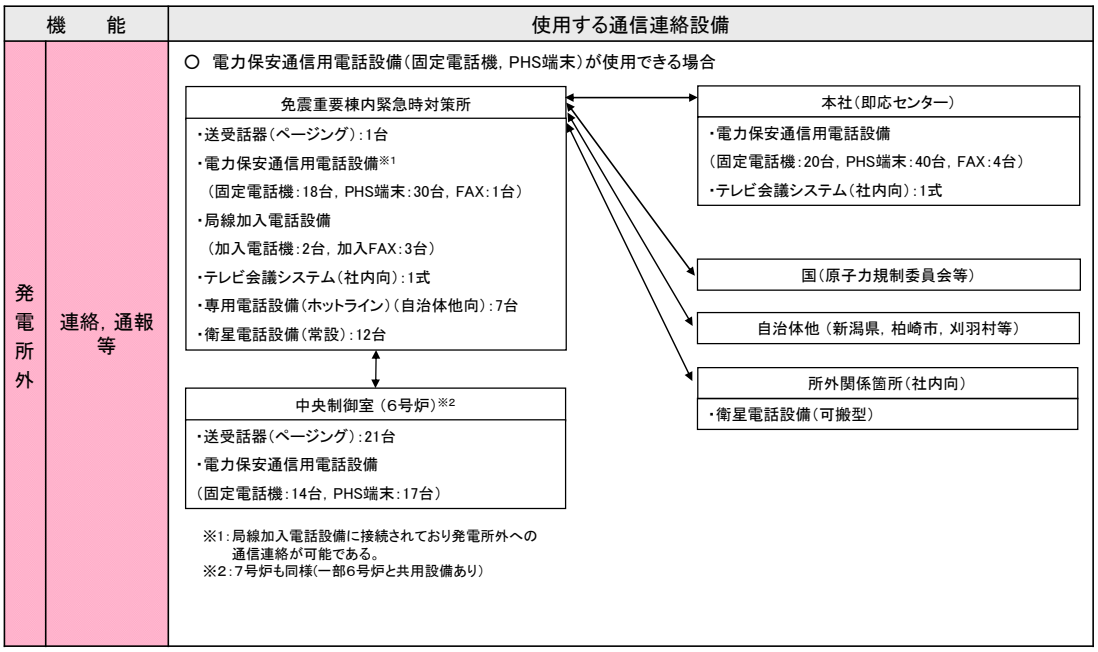
※1：コントロール建屋，原子炉建屋，タービン建屋等
※2：7号炉も同様
※3：モニタリングに係る作業に追加で1台必要

重大事故等が発生した場合においても，現在，配備している通信連絡設備により十分に対応できる。
重大事故等が発生した場合（全交流動力電源喪失時及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）における必要な通信連絡設備は以下の通りである。

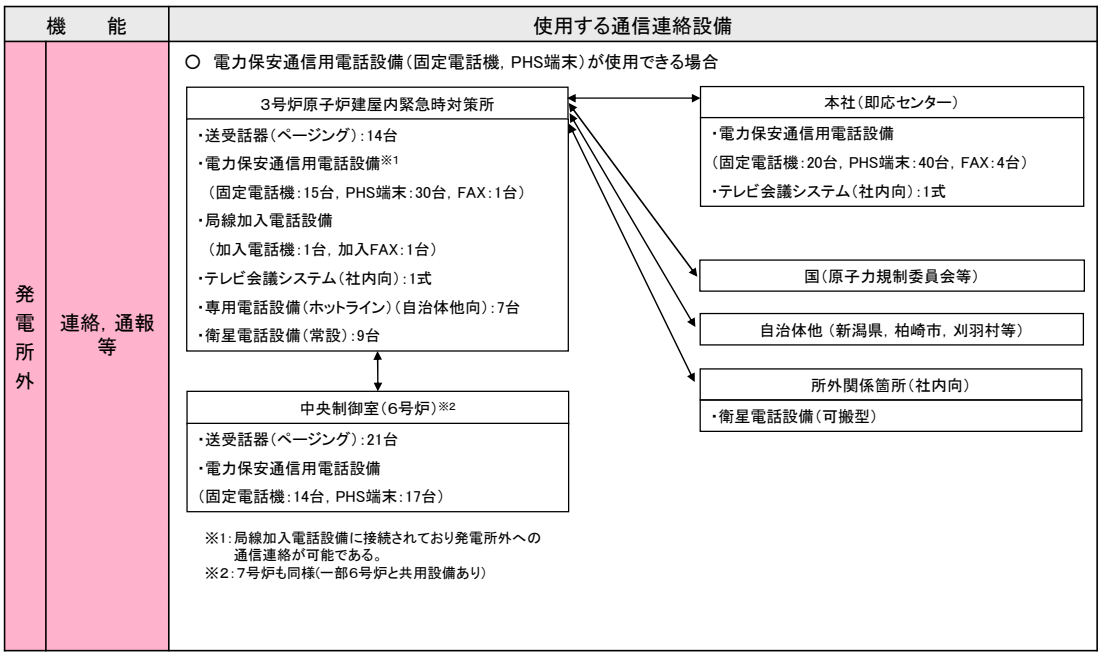
無線連絡設備（常設）	衛星電話設備（常設）	無線連絡設備（可搬型）	携帯型音声呼出電話機
・3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所　：4台	・６号炉及び7号炉 中央制御室　：各1台 ・3号炉原子炉建屋内 緊急時対策所　：1台	・現場（屋外）　：18台	・６号炉及び7号炉 中央制御室　：16台

・台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

図１６　「操作・作業の連絡」における指揮系統図
（送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備が使用できない場合）

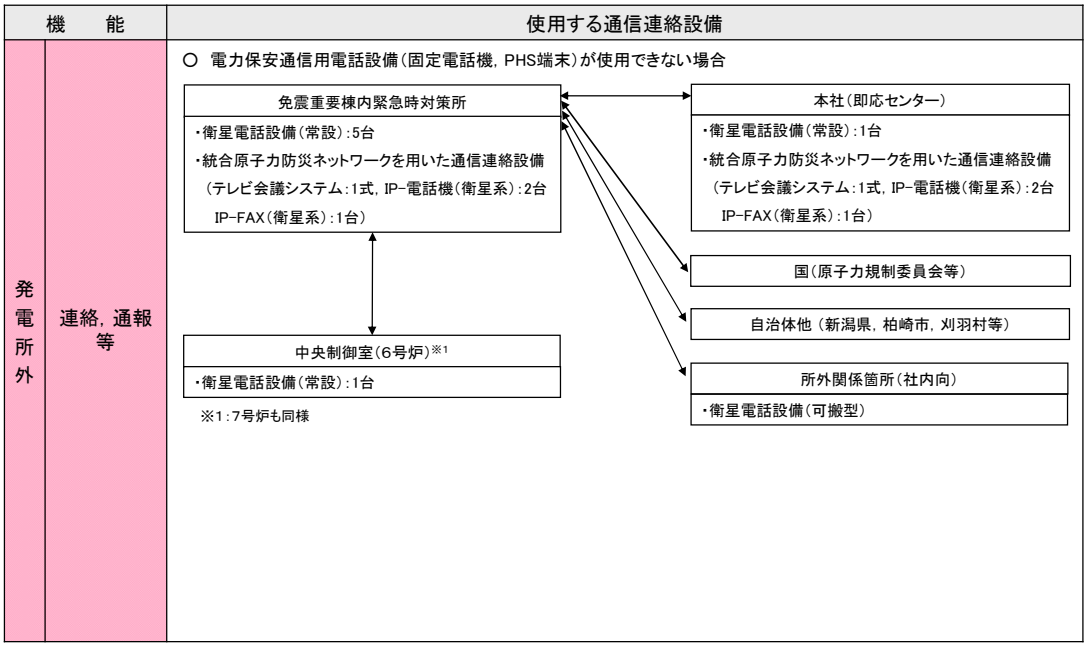


・台数については，配備台数を示す。また，今後，訓練等を通して見直しを行う。

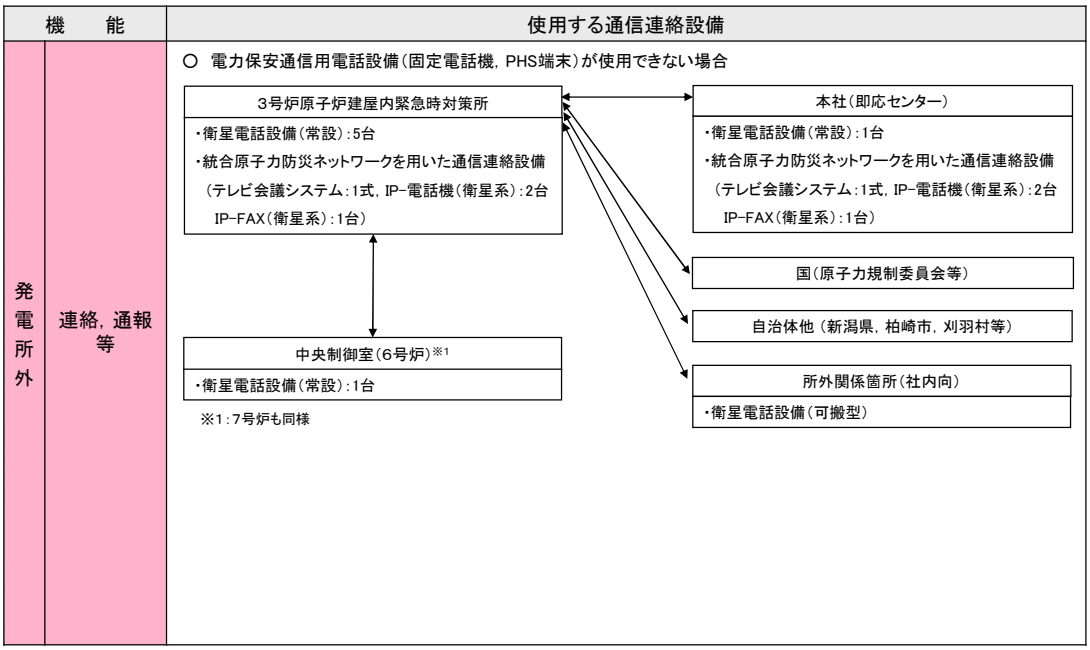


・台数については，配備台数を示す。また，今後，訓練等を通して見直しを行う。

図１７　「連絡，通報等」における指揮系統図
（送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備が使用できる場合）



・台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う。



・台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

図１８　「連絡，通報等」における指揮系統図
（送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備が使用できない場合）

６．携帯型音声呼出電話設備等の使用方法及び使用場所について

携帯型音声呼出電話設備は，通常使用している所内の通信連絡設備が使用できない場合において，６号及び７号炉中央制御室と各現場間に布設している専用通信線を用い，携帯型音声呼出電話機を専用接続箱に接続するとともに，必要時に中継用ケーブルを布設することにより必要な通信連絡を行う。

なお，専用接続箱については，地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置しており，溢水時においても使用できる。

通信連絡設備の必要台数は，有効性評価における各重要事故シーケンスで使用する台数とする。

携帯型音声呼出電話機を用いた中央制御室と現場との通信連絡の概要について，図１９に示す。また，各重要事故シーケンスで使用する携帯型音声呼出電話機を使用する通話場所の例を表５，各重要事故シーケンスで使用する携帯型音声呼出電話設備及び無線連絡設備等の台数を表６，７に示す。

表５　携帯型音声呼出電話機を使用する通話場所の例
（重要事故シーケンス　全交流動力電源喪失時（７号炉）の例）

作業・操作内容	作業・操作場所	
蓄電池切替	コントロール建屋　地下1階	計測制御電源盤室
受電操作	原子炉建屋地下1階	非常用電気品室
MUWC弁操作	廃棄物処理建屋地下3階	MUWCポンプ室
MUWCポンプ起動確認		
代替原子炉冷却系系統構成	原子炉建屋　地下2階	通路
	原子炉建屋　1階	通路，非常用D/G室
	原子炉建屋　2階	FPC熱交換器室近傍
	コントロール建屋　地下2階	HECW室
	タービン建屋　地下1階	RCW熱交換器室
原子炉格納容器ベント操作（S/C側）	原子炉建屋　中3階	非常用D/G(B)排風機室
	原子炉建屋　3階	通路
	原子炉建屋　地下1階	通路
RCIC起動確認	原子炉建屋地下3階	RCICポンプ室
RHRポンプ（A）起動確認		RHRﾎﾟﾝﾌﾟ(A)室

携帯型音声
呼出電話機

専用接続箱
（設置例）

中継用ケーブル
ドラム（100m）

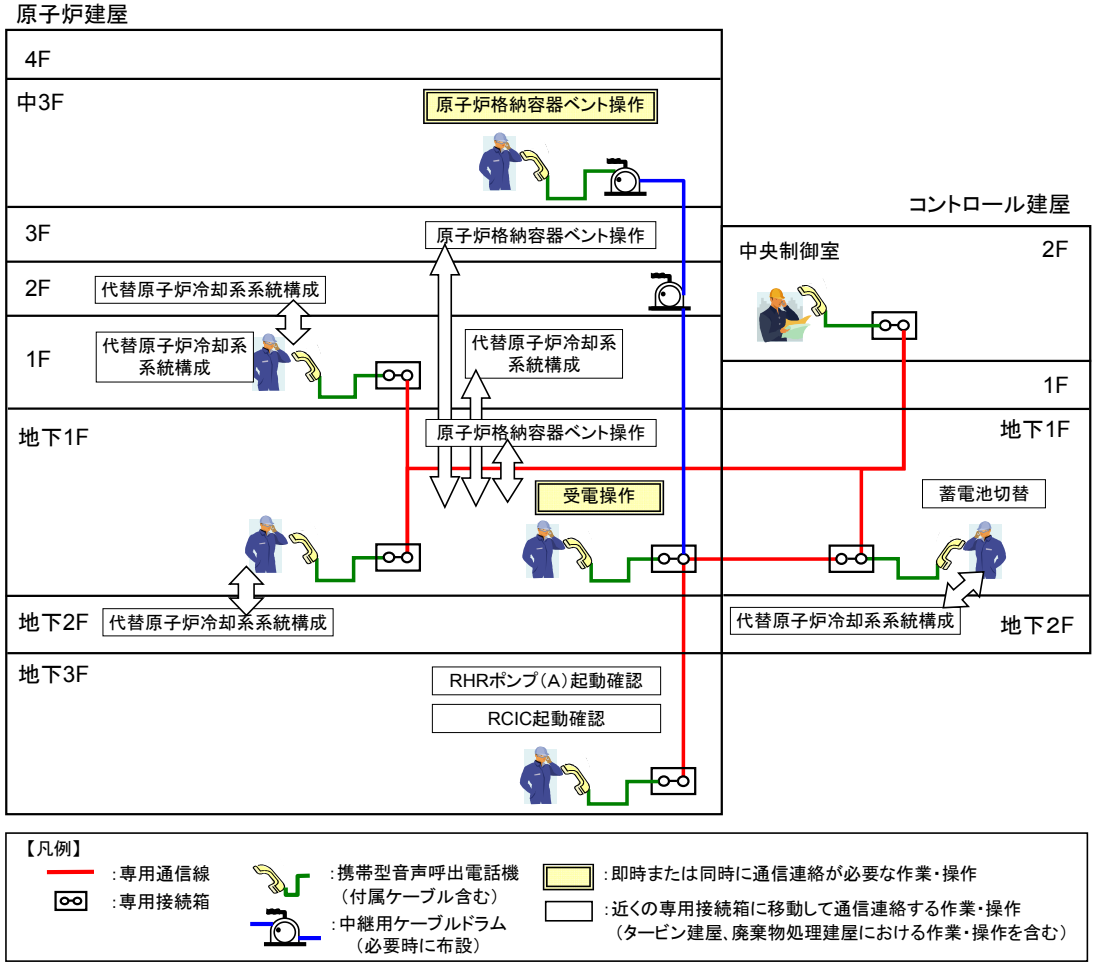


図１９　携帯型音声呼出電話機を用いた通信連絡の概要
（重要事故シーケンス　全交流動力電源喪失時（７号炉）の例）

表６　各重要事故シーケンスで使用する携帯型音声呼出電話設備の台数

各重要事故シーケンス ＼ 使用場所 ／ 号炉			コントロール建屋 中央制御室 ６号	コントロール建屋 中央制御室 ７号	コントロール建屋 ６号	コントロール建屋 ７号	廃棄物処理建屋 ６号	廃棄物処理建屋 ７号	タービン建屋 ６号	タービン建屋 ７号	原子炉建屋 ６号	原子炉建屋 ７号	計
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故（炉心損傷防止）	①-１	高圧・低圧注水機能喪失	１※1	１	１※1	－	－	－	－	－	６※1	１	10
	①-２	高圧注水・減圧機能喪失	１※1	１	１※1	－	－	－	－	－	６※1	１	10
	①-３-１	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）	１※1	１	１※1	１	－	－	－	－	６※1	６	16
	①-３-２	全交流動力電源喪失（(外部電源喪失＋DG 喪失)＋RCIC 失敗)	１※1	１	１※1	１	－	－	－	－	６※1	６	16
	①-３-３	全交流動力電源喪失（(外部電源喪失＋DG 喪失)＋直流電源喪失)	１※1	１	１※1	１	－	－	－	－	６※1	６	16
	①-３-４	全交流電源喪失（(外部電源喪失＋DG 喪失)＋SRV 再閉失敗)	１※1	１	１※1	１	－	－	－	－	６※1	６	16
	①-４-１	崩壊熱除去機能喪失（RHR 故障）	１※1	１	１※1	－	－	－	－	－	６※1	３	12
	①-４-２	崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）	１※1	１	１※1	１	－	－	－	－	６※1	５	15
	①-５	原子炉停止機能喪失	１※1	１	１※1	－	－	－	－	－	６※1	２	11
	①-６	LOCA 時注水機能喪失	１※1	－	１※1	－	－	－	－	－	６※1	２	10
	①-７	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	１※1	－	１※1	－	－	－	－	－	６※1	－	８
重大事故（格納容器破損防止）	②-１-１	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合	１※1	１	１※1	１	－	－	－	－	６※1	２	12
	②-１-２	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 代替循環冷却を使用しない場合	１※1	１	１※1	－	－	－	－	－	６※1	２	11
	②-２	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	１※1	-	１※1	-	-	-	-	-	６※1	-	８
	②-３	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	１※1	１	１※1	－	－	－	－	－	６※1	１	10
	②-４	水素燃焼	１※1	１	１※1	－	－	－	－	－	６※1	４	13
	②-５	格納容器直接接触（シェルアタック）	１※1	－	１※1	－	－	－	－	－	６※1	－	８
	②-６	溶融炉心・コンクリート相互作用	１※1	－	１※1	－	－	－	－	－	６※1	１	９
使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故（ＳＦＰ破損防止）	③-１	想定事故１（燃料プールの冷却系及び補給水系の故障）	１※1	１	１※1	－	－	－	－	－	６※1	１	10
	③-２	想定事故２（サイフォン効果等によるプール水の小規模な喪失）	１※1	１	１※1	－	－	－	－	－	６※1	２	11
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故（停止中原子炉の燃料損傷防止）	④-１	崩壊熱除去機能喪失（RHR 故障による停止時冷却機能喪失）	１※1	１	１※1	－	－	－	－	－	６※1	２	11
	④-２	全交流動力電源喪失	１※1	１	１※1	－	－	－	－	－	６※1	４	13
	④-３	原子炉冷却材の流出	１※1	１	１※1	－	－	－	－	－	６※1	２	11
	④-４	反応度の誤投入	１※1	－	１※1	－	－	－	－	－	６※1	－	８

・台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う。
・６号及び７号炉の中央制御室に計２０台配備している。
※１：７号炉において事故が発生した場合の６号炉の台数を示す。６号炉においては必要台数の多い運転中に全交流動力電源喪失事故が発生した場合の台数を示す。

表７　各重要事故シーケンスで使用する無線連絡設備等の台数

各重要事故シーケンス ＼ 使用場所 / 設備			屋内 (緊急時対策所及び 中央制御室（６号及び７号炉))	屋外
			無線連絡設備等（常設）	無線連絡設備（可搬型）
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故 （炉心損傷防止）	①-１	高圧・低圧注水機能喪失	7	7
	①-２	高圧注水・減圧機能喪失	3	－
	①-３-１	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）	7	14
	①-３-２	全交流動力電源喪失（(外部電源喪失＋DG 喪失)＋RCIC 失敗）	7	14
	①-３-３	全交流動力電源喪失（(外部電源喪失＋DG 喪失)＋直流電源喪失）	7	14
	①-３-４	全交流電源喪失（(外部電源喪失＋DG 喪失)＋SRV 再閉失敗）	7	14
	①-４-１	崩壊熱除去機能喪失（RHR 故障）	7	7
	①-４-２	崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）	7	14
	①-５	原子炉停止機能喪失	3	－
	①-６	LOCA 時注水機能喪失	7	7
	①-７	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	3	－
重大事故 （格納容器破損防止）	②-１-１	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却を使用する場合	7	18
	②-１-２	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却を使用しない場合	7	8
	②-２	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	3	－
	②-３	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	3	－
	②-４	水素燃焼	7	14
	②-５	格納容器直接接触（シェルアタック）	－	－
	②-６	溶融炉心・コンクリート相互作用	3	－
使用済燃料プールにおける重大事故に至る恐れがある事故 （ＳＦＰ破損防止）	③-１	想定事故１（燃料プールの冷却系及び補給水系の故障）	7	11
	③-２	想定事故２（サイフォン効果等によるプール水の小規模な喪失）	7	11
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 （停止中原子炉の燃料損傷防止）	④-１	崩壊熱除去機能喪失（RHR 故障による停止時冷却機能喪失）	7	9
	④-２	全交流動力電源喪失	7	12
	④-３	原子炉冷却材の流出	7	9
	④-４	反応度の誤投入	－	－

・台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う。
・無線連絡設備の他，衛星電話設備も使用可能であり，衛星電話設備も使用する。

機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）の優先順位及び設備種別

機能	通信実施場所			
	場所	使用する通信連絡設備 （発電所内）	場所	使用する通信連絡設備 （発電所内）
操作，作業の連絡	中央制御室	①電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ①電力保安通信用電話設備 （ＰＨＳ端末） ①送受話器（ページング）	現場（屋内）	①電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ①電力保安通信用電話設備 （ＰＨＳ端末） ①送受話器（ページング）
		②携帯型音声呼出電話設備		②携帯型音声呼出電話設備
	中央制御室	①電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ①電力保安通信用電話設備 （ＰＨＳ端末） ①送受話器（ページング）	緊急時対策所※1	①電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ①電力保安通信用電話設備 （ＰＨＳ端末） ①送受話器（ページング）
		②衛星電話設備（常設）		②衛星電話設備（常設）
	現場（屋内）	①電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ①電力保安通信用電話設備 （ＰＨＳ端末） ①送受話器（ページング）	現場（屋内）	①電力保安通信用電話設備 （固定電話機） ①電力保安通信用電話設備 （ＰＨＳ端末） ①送受話器（ページング）
		②携帯型音声呼出電話設備		②携帯型音声呼出電話設備
	現場（屋外）	①電力保安通信用電話設備 （ＰＨＳ端末） ①送受話器（ページング）	現場（屋外）	①電力保安通信用電話設備 （ＰＨＳ端末） ①送受話器（ページング）
		②無線連絡設備（可搬型）		②無線連絡設備（可搬型）
	緊急時対策所※1	①電力保安通信用電話設備 （ＰＨＳ端末） ①送受話器（ページング）	現場（屋外）	①電力保安通信用電話設備 （ＰＨＳ端末） ①送受話器（ページング）
		②無線連絡設備（常設）		②無線連絡設備（可搬型）

※１：３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所

凡例
丸数字：優先順位
：重大事故等対処設備
：設計基準事故対処設備
：自主対策設備

機能毎に必要な通信連絡設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（１／２）

<table>
<tr><th rowspan="2">機能</th><th colspan="6">通信実施場所</th></tr>
<tr><th>場所</th><th colspan="2">使用する通信連絡設備
（発電所外）</th><th>場所</th><th colspan="2">使用する通信連絡設備
（発電所外）</th></tr>
<tr><td rowspan="13">通報，
連絡等</td><td rowspan="9">緊急時対策所※1</td><td rowspan="2">ＴＶ
会議</td><td>①テレビ会議システム
（社内向）</td><td rowspan="9">本社</td><td rowspan="2">ＴＶ
会議</td><td>①テレビ会議システム
（社内向）</td></tr>
<tr><td>②ＴＶ会議システム※2</td><td>②ＴＶ会議システム※2</td></tr>
<tr><td rowspan="4">電話</td><td>①電力保安通信用電話設備（固定電話機）
①電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）</td><td rowspan="4">電話</td><td>①電力保安通信用電話設備（固定電話機）
①電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）</td></tr>
<tr><td>②局線加入電話設備
②衛星電話設備（社内向）※3</td><td>②局線加入電話設備
②衛星電話設備（社内向）</td></tr>
<tr><td>③衛星電話設備
（常設）</td><td>③衛星電話設備
（常設）</td></tr>
<tr><td>④ＩＰ－電話機※2</td><td>④ＩＰ－電話機※2</td></tr>
<tr><td rowspan="3">FAX</td><td>①電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ）</td><td rowspan="3">FAX</td><td>①電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ）</td></tr>
<tr><td>②局線加入電話設備
（加入ＦＡＸ）
②衛星電話設備（社内向）（ＦＡＸ）※3</td><td>②局線加入電話設備
（ＦＡＸ）
②衛星電話設備（社内向）（ＦＡＸ）</td></tr>
<tr><td>③ＩＰ－ＦＡＸ※2</td><td>③ＩＰ－ＦＡＸ※2</td></tr>
<tr><td rowspan="4">緊急時対策所※1</td><td>ＴＶ
会議</td><td>①ＴＶ会議システム※2</td><td rowspan="4">国</td><td>ＴＶ
会議</td><td rowspan="4">－</td></tr>
<tr><td rowspan="3">電話</td><td>①ＩＰ－電話機※2
①電力保安通信用電話設備（固定電話機）
①電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）</td><td rowspan="2">電話</td></tr>
<tr><td>②局線加入電話設備</td></tr>
<tr><td>③衛星電話設備
（常設）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">FAX</td><td>①ＩＰ－ＦＡＸ※2
①電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ）</td><td rowspan="2">FAX</td></tr>
<tr><td>②局線加入電話設備
（加入ＦＡＸ）</td></tr>
</table>

※１：３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所
※２：統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
※３：３号炉原子炉建屋内緊急時対策所のみ

凡例
丸数字：優先順位
：重大事故等対処設備
：設計基準事故対処設備
：自主対策設備

機能毎に必要な通信連絡設備（発電所外）の優先順位及び設備種別（２／２）

<table>
<tr><th rowspan="2">機能</th><th colspan="6">通信実施場所</th></tr>
<tr><th>場所</th><th colspan="2">使用する通信連絡設備
（発電所外）</th><th>場所</th><th colspan="2">使用する通信連絡設備
（発電所外）</th></tr>
<tr><td rowspan="6">通報，
連絡等</td><td rowspan="5">緊急時対策所※1</td><td rowspan="3">電話</td><td>①ＩＰ－電話機※2
①電力保安通信用電話設備（固定電話機）
①電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末）</td><td rowspan="5">自治体，その他関係機関等</td><td rowspan="3">電話</td><td rowspan="5">－</td></tr>
<tr><td>②局線加入電話設備
②専用電話設備
（ホットライン）</td></tr>
<tr><td>③衛星電話設備
（常設）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">FAX</td><td>①ＩＰ－ＦＡＸ※2
①電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ）</td><td rowspan="2">FAX</td></tr>
<tr><td>②局線加入電話設備
（加入ＦＡＸ）</td></tr>
<tr><td>緊急時対策所※1</td><td colspan="2">①衛星電話設備（常設）</td><td>モニタリング
（放射能観測車）</td><td colspan="2">①衛星電話設備（可搬型）</td></tr>
</table>

※１：３号炉原子炉建屋内緊急時対策所又は免震重要棟内緊急時対策所
※２：統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

凡例
丸数字：優先順位
：重大事故等対処設備
：設計基準事故対処設備
：自主対策設備

添付資料 1.19.7

手順のリンク先について

通信連絡に関する手順等について，手順のリンク先を以下に取りまとめる。

１．1.19.2.1(1)(d)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）
　＜リンク先＞　1.18.2.2(1)　緊急時対策所データ伝送設備によるプラントパラメータ等の監視手順

２．1.19.2.1(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等
　＜リンク先＞　1.15.2.1　監視機能喪失
　　1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失
　　1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

３．1.19.2.2(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する手順等
　＜リンク先＞　1.15.2.1　監視機能喪失
　　1.15.2.2　計測に必要な電源の喪失
　　1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

４．1.19.2.3　代替電源設備から給電する手順等
　＜リンク先＞　1.14.2.1　交流電源喪失時の対応手順
　　1.18.2.4(1)　免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機による給電
　　1.18.2.4(2)　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車による給電

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応について

平成28年8月

東京電力ホールディングス株式会社

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

＜　目　　次　＞

2.1 可搬型設備等による対応..... 3
2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方..... 4
2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備 4
2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備 5
2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 7
2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項..... 9
2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備 10
2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備 105
2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備 121
2.1.3 まとめ..... 124

添付資料2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象・人為事象の抽出プロセスについて
添付資料2.1.2 設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料2.1.3 設計基準を超える低温事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料2.1.4 設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料2.1.5 設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料2.1.6 設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料2.1.7 設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料2.1.8 設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出
添付資料2.1.9 PRAで選定しなかった事故シーケンス等への対応について
添付資料2.1.10 大規模損壊発生時の対応
添付資料2.1.11 個別戦略フローにおける対応手順書及び設備一覧について
添付資料2.1.12 使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について
添付資料2.1.13 放水砲の設置場所及び使用方法等について
添付資料2.1.14 大規模損壊に特化した設備と手順の整備について
添付資料2.1.15 米国ガイド(NEI-06-12及びNEI-12-06)で参考とした事項について
添付資料2.1.16 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について
添付資料2.1.17 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について
添付資料2.1.18 設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況
添付資料2.1.19 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について
添付資料2.1.20 緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて
添付資料2.1.21 緊急時対策要員の確保に関する基本的な考え方について
添付資料2.1.22 運転員及び緊急時対策要員に対する教育及び訓練内容について

別冊　非公開資料

Ⅰ．具体的対応の共通事項
Ⅱ．大規模な自然災害の想定の具体的対応
Ⅲ．故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの想定脅威の具体的対応

2.1 可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し，次の項目に関する手順書を適切に整備し，また，当該手順書にしたがって活動を行うための体制及び資機材を整備する。ここでは，原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても，当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方

2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては，大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として，大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし，特定の自然災害や人為事象の発生や検知がなくても，緊急時対応手順の延長で対応可能なよう配慮する。

自然災害又は人為事象が発生した場合は，当直副長の指揮の下で事故時運転操作手順書（事象ベース，徴候ベース及びシビアアクシデント）に基づいて対応操作することを基本とする。このことは，自然災害や人為事象が大規模な場合であっても同様であるが，事故時運転操作手順書では事故収束が行えず，可搬型設備の使用による対応操作が必要な場合は，緊急時対策本部の支援を受け，多様なハザード対応手順等を使用した対応操作を行う。

また，大規模損壊では，重大事故等に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものとなることから，緊急時対策本部における情報収集，運転員が実施するプラント操作に対する支援が重要となる。このため，プラントの状態の把握並びに対策及びその優先順位の決定に用いる緊急時対策本部で使用する対応フロー及びチェックシートを整備する。対応フローは，事故時運転操作手順書，多様なハザード対応手順及び緊急時対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ，全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり，具体的な対応操作の手順は個別の手順書等に記載する。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は，一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一，中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要が生じた場合など，当直副長の指揮下で対応できない場合には，緊急時対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については，緊急時対策本部に報告し，各機能班の責任者（統括又は班長）は，その時点における他号炉の状況，リソースや対応の優先順位付けなどを判断し，必要な支援や対応を行う。

また，緊急時対策本部は，プラントの影響予測を行い，その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

大規模損壊の対応に当たっては，発電所外への放射性物質放出の防止，抑制を最大の目的とし，次に示す各項目を優先実施事項とする。

＜炉心の著しい損傷を緩和するための対策＞

・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と原子炉への注水

＜原子炉格納容器の破損を緩和するための対策＞

・炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と格納容器破損回避

＜使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞

・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

＜放射性物質の放出を低減するための対策＞

・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制

＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞

・消火活動

＜その他の対策＞

・対応要員の安全確保
・対応に必要なアクセスルートの確保
・電源及び水源の確保並びに燃料補給
・人命救助

なお，これら優先実施事項の考え方は，事故時運転操作手順書と同様である。

2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊に至る可能性のある事象は，基準地震動及び基準津波等の設計基準又はそれを一定程度超えるような規模の自然災害並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。重大事故等時に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものとなる。そのため，発電所施設の被害状況から残存する資源等を活用し事故対応を行う。被害を受けた機器の復旧可能性の把握，判断も事故対応

の方向性を決める判断要素の一つとする。残存する資源の把握，活用，復旧判断等の活動は，通常時の実務経験を踏まえた技術的能力 1.0 で示す重大事故等時の対応体制で引き続き対応する。

ただし，中央制御室の機能喪失，要員の被災及び重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合に対処できるよう，該当する部分の体制の整備，充実を図る。

福島第一原子力発電所事故の対応の際には，複数の原子炉施設での同時被災を想定した備えが十分でなく，発電所対策本部の情報共有と指揮命令が混乱し，迅速・的確な意思決定ができなかったことから，大規模損壊の発生に備えた発電所対策本部及び本社対策本部の体制は，重大事故等対処のための体制と同様，指揮命令系統，及び各機能班・スタッフの役割を明確にすることを基本としつつ，重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備，充実するために大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊に対する教育及び訓練を付加して実施する。

(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊への教育及び訓練については，技術的能力 1.0 で実施する教育及び訓練に加え，過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また，通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定し，原子力防災管理者及びその代行者を対象に，指揮能力向上のための個別訓練を実施する。さらに，運転員及び緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え，流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより，本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育の充実を図る。

必要な力量の確保に当たっては，通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し，事故時対応の知識及び技能について，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度，内容で計画的に実施することにより各要員の力量の維持・向上を図る。

(2) 大規模損壊発生時の体制

技術的能力 1.0 で整備する発電所対策本部体制を基本とするが，大規模損壊の発生により，要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しな

い場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

発電所対策本部は，大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており，それぞれの機能毎に責任者を定め，役割分担を明確にし，効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また，複数号炉の同時被災の場合においても，重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器破損等に対応できる体制とする。6 号及び 7 号炉の原子炉主任技術者は，号炉毎に独立性を確保して配置する。

また，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員，運転員，自衛消防隊を常時 99 名確保し，大規模損壊発生時は本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する。

さらに，運転員及び自衛消防隊を含む発電所構内に常駐する要員により当面の間は対応を行えるよう体制を整備する。

(3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても，必要な要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう，大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

(4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本社緊急時対策本部体制の確立

原子力災害発生時における本社緊急時対策本部（以下「本社対策本部」という。）の設置による発電所への支援体制は，技術的能力 1.0 で整備する。

b. 外部支援体制の確立

原子力災害発生時における外部支援体制は，技術的能力 1.0 で整備する。

2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え，大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方に基づき配備する。なお，大規模損壊発生時の対応のために必要となる設備及び資機材については，技術的能力 1.0 で整備するもので対応可能である。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は，重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で，同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散して配備する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については，重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に，高線量の環境，大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また，そのような状況においても使用を期待できるよう，原子炉建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

＜要求事項＞

発電用原子炉設置者において，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規損な損壊(以下「大規模損壊」という。)が発生した場合における体制の整備に関し，以下の項目についての手順書が適切に整備されているか，又は整備される方針が適切に示されていること。また，当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか，又は整備される方針が適切に示されていること。

一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。

二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。

四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減すための対策に関すること。

【解釈】

1　発電用原子炉設置者において，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において，第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書，体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。

2　第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について，発電用原子炉設置者は，故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し，泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。

3　発電用原子炉設置者は，本規程における「1.重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について，大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するため

の手順等
1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
1.14 電源の確保に関する手順等

4　発電用原子炉設置者は，上記３の項目について，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

自然災害については，大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で，整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え，確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。

(1) 大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象・人為事象の選定について

大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象･人為事象を網羅的に抽出するため，柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺での発生実績に関わらず，国内で一般に発生しうる事象に加え，国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。

各事象（重畳を含む）について，設計基準を超えるような苛酷な状況を想定した場合のプラントへの影響度を評価し，特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象・人為事象を選定し，更に大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。

検討プロセスをフローで表したものを図2.1.1に示す。また検討内容について以下に示す。

a. 自然現象・人為事象の網羅的な抽出

国内外の基準を参考に，網羅的に自然現象・人為事象を抽出・整理し，自然現象44事象，人為事象20事象（合計64事象）を抽出した。（添付資料2.1.1参照）

b. 特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象・人為事象の選定

各自然現象・人為事象について，設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合にプラント安全性が損なわれる可能性について評価を実施し，発生しうるプラント状態（起因事象）を特定した。

プラント状態を特定するに当たっては，イベントツリーによる事象進展評価又は定性的な評価を実施した。

主要な事象（検討した結果，特にプラントの安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を表2.1.1（自然現象），表2.1.2（重畳），表2.1.3（人為事象）及び図2.1.2（イベントツリーによる整理）にそれぞれ示す。その他の事象を含む全事象に対する検討内容については添付資料 2.1.1 に示す。検討した結果，特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象・人為事象としては以下が選定された。

【自然現象】

・地震
・津波
・地震と津波の重畳
・風（台風含む）
・竜巻
・低温（凍結）
・降水
・積雪
・落雷
・火山
・隕石

【人為事象】

・航空機落下（偶発）
・火災，爆発

・有毒ガス
・内部溢水
・航空機衝突（意図的）

c．ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された自然現象・人為事象について，それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に，大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。

上記b.での整理から，プラントの最終状態は次の3項目に類型化することができ，表2.1.4に事象毎に整理した結果を示す。

・大規模損壊（重大事故を上回る状態）
・重大事故又は重大事故に至るおそれがある事故
・設計基準事故等

表2.1.4に示すとおり，原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は，地震，津波，地震と津波の重畳，積雪，落雷，火山及び隕石の7事象，人為事象は，航空機落下（偶発），内部溢水，航空機衝突（意図的）の3事象となる。

また，大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象及び人為事象のうち，以下の事象については，次に示す通り他の事象のシナリオに代表させることができる。

・降水

追而

・積雪

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測制御系機能喪失＋注水機能喪失となる。積雪については航空機衝突（意図的）と異なり事象進展がある程度遅いことから，事前に除雪等の対応が可能となる。非常に苛酷な状況を考慮した場合にも，除雪の対象を限定し最小限必要な設備（原子炉建屋やアクセスルート等）について健全性を維持させるといった対応により損傷範囲を抑制することが可能であることから，航空機衝突（意図的）や津波のシナリオに代表させる事象として整理した。

・落雷

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋注水機能喪失＋計測・制御系喪失となるが，地震と津波の重畳のシナリオ又は航空機衝突（意図的）に代表させることができる。

・火山

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測制御系機能喪失＋注水機能喪失となるが，大型航空機の原子炉建屋東側とコントロール建屋への衝突のシナリオに代表させることができる。また，大量の降灰がある場合には，積雪時と同様，灰を除去することで，影響範囲を抑制することが可能である。

・隕石

隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷及び発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波の発生については，航空機衝突（意図的）のシナリオに代表させることができる。

また，隕石の発電所近海への落下に伴う津波については，津波のシナリオに代表させることができる。

・航空機落下（偶発）

航空機衝突（意図的）のシナリオに代表させることができる。

・内部溢水

津波のシナリオにおいて，建屋地下階が浸水するシナリオを想定していることから，津波のシナリオに代表させることができる。

以上より，自然現象及び人為事象として，地震，津波，地震と津波の重畳，及び航空機衝突（意図的）の4事象をケーススタディとして選定する。

表 2.1.1 自然現象 9 事象が原子炉施設へ与える影響評価（1/10）

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
①地震	【影響評価にあたっての考慮事項】 ・事前の予測については，現在確立した手法が存在しないことから，予兆なく発生する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送変電設備の碍子等の損傷により，外部電源喪失の可能性がある。 ・原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性がある。また，これにより，非常用ディーゼル発電機の冷却水が喪失することで，非常用ディーゼル発電機が停止し，外部電源喪失と相まって全交流動力電源喪失の重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し，原子炉冷却材喪失の可能性がある。大口径配管の破断や破損個所が多い場合，原子炉の圧力は急速に減圧し，全交流動力電源喪失時においては，原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。 ・非常に大きな長周期成分を含む一部の基準地震動に対しては機能維持が確認できていないため，免震重要棟内緊急時対策所が使用できない可能性がある。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・斜面の崩壊，地盤の陥没等によりアクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。	【基準地震動を一定程度超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系の配管サポート及び弁駆動部 ・残留熱除去系ポンプ（停止時冷却モード）隔離弁 ・主蒸気系の配管サポート ・原子炉補機冷却系熱交換器の耐震強化サポート ・原子炉補機冷却系配管 ・外部電源設備全般の碍子 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク基礎ボルト ・復水貯蔵槽周りの配管サポート ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系の配管サポート ・免震重要棟内緊急時対策所 ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 9 事象が原子炉施設へ与える影響評価（2/10）

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
	・免震重要棟内緊急時対策所が使用できない場合は，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用する。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		
②津波	【影響評価にあたっての考慮事項】 ・発電所近海での震源による地震を考え，地震発生後，10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準津波を超える規模として，防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・屋外の低起動変圧器が津波により冠水し，外部電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋，タービン建屋，コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 ・コントロール建屋内への津波による溢水により，直流125V主母線盤が冠水し，直流電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波による溢水により，原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し，制御不能に至る可能性がある。（運転状態であった場合は，その状態のまま継続）また，非常用高圧母線の冠水により，外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建屋内への津波による溢水により，復水補給	【防潮堤を超える高さの津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・低起動変圧器 ・125V直流電源 ・原子炉隔離時冷却系 ・非常用高圧母線 ・復水補給水系 ・原子炉補機冷却系 ・軽油タンク ・免震重要棟内緊急時対策所 ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失 ・高圧炉心冷却機能喪失 ・最終ヒートシンク喪失

表 2.1.1 自然現象 9 事象が原子炉施設へ与える影響評価（3/10）

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
	水系ポンプが冠水し，復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 ・タービン建屋内への津波による溢水により，原子炉補機冷却系ポンプが冠水し，原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 ・免震重要棟内への津波による溢水により，免震重要棟内緊急時対策所が使用できない可能性がある。 ・モニタリング・ポストの津波による冠水により，監視機能が喪失する可能性がある。 ・瓦礫等によりアクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・免震重要棟内緊急時対策所が使用できない場合は，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用する。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		

表 2.1.1 自然現象 9 事象が原子炉施設へ与える影響評価（4/10）

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
③風（台風含む）	【影響評価にあたっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，プラントの安全機能に影響を与えることがないよう，予め体制を強化して対策（飛散防止措置の確認等）を実施する。 ・基準風速40.1m/s（地上高10m，10分間平均）を超える強風を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・風荷重によりタービン建屋が損傷し，タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 ・風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに，軽油タンク等が損傷し，非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。	【設計基準を一定程度超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機能】 ・タービン建屋 ・送変電設備 ・軽油タンク	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失
④竜巻	【影響評価にあたっての考慮事項】 ・竜巻注意情報が発表された場合は，屋外でのクレーン転倒防止などの最低限の対応を行った上で作業を中断し，屋内の安全な場所に退避する。 ・発電所敷地内又は周辺で著しく大きな竜巻が目撃された場合あるいはその情報を入手した場合は，対応可能であれば襲来前にプラント停止の措置を取る。 ・設計竜巻を超える規模の竜巻を想定する。	【設計基準を一定程度超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機能】 ・タービン建屋 ・送変電設備 ・軽油タンク ・電気品室換気空調系	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 9 事象が原子炉施設へ与える影響評価（5/10）

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
	【設計基準を超える場合の影響評価】 ・風荷重によりタービン建屋が損傷し，タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 ・風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに，軽油タンク等が損傷し，非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋ブローアウトパネルが建屋内外差圧により開放する可能性がある。また，気圧差荷重により，非常用電気品区域換気空調設備のダクト，ファン及びダンパ等の損傷が考えられるが，それらの設備の損傷により，非常用ディーゼル発電機室の換気が困難になり，室温上昇により非常用ディーゼル発電機の機能喪失，全交流動力電源喪失の可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		

表 2.1.1 自然現象 9 事象が原子炉施設へ与える影響評価（6/10）

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
⑤ 低 温 （凍結）	【影響評価にあたっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，プラントの安全機能に影響を与えることがないよう，事前に保温，電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策を実施することができる。 ・低温における基準温度-17.0℃を超える規模の低温を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送電線や碍子に着氷することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに，軽油タンク等内の軽油が凍結することで非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇し，全交流動力電源が喪失する可能性がある。 【主な対応】 ・事前の凍結防止対策（連続ブロー，循環運転等）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。	【設計基準を一定程度超える低温を想定した場合に喪失する可能性のある機能】 ・送変電設備 ・軽油タンク	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失
⑥降水	追而	追而	追而
⑦積雪	【影響評価にあたっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，プラントの安全機能に影響を与えることがないよう，予め体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 ・基準積雪量167cmを超える規模の積雪を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することで，原子炉補機冷却系が喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。	【設計基準を一定程度超える積雪量を想定した場合に喪失する可能性のある機能】 ・原子炉補機冷却系 ・タービン及び発電機 ・中央制御室 ・直流電源 ・送変電設備 ・軽油タンク	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・計測制御系機能喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 9 事象が原子炉施設へ与える影響評価（7/10）

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
	・タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合，タービンや発電機に影響が及び，タービントリップに至る可能性がある。 ・コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合，建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は雪融け水により機能喪失し，計測制御系機能喪失に至る可能性がある。さらに，中央制御室下階に位置している直流電源設備へ溢水が伝搬し，機能喪失に至る可能性がある。 ・送電線や碍子に雪が着氷することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに，軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合，軽油タンク機能が喪失し，非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで，全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・非常用電気品区域換気空調設備の給気口閉塞により，非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至った場合，全交流動力電源喪失の可能性がある。 【主な対応】 ・予め体制を強化して対策（除雪）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		

表 2.1.1 自然現象 9 事象が原子炉施設へ与える影響評価（8/10）

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
⑧落雷	【影響評価にあたっての考慮事項】 ・雷注意報が発表された場合は，状況に応じて屋外での作業を中断し，屋内に退避する。 ・プラントへの事前対応については実質的に困難であるため想定しない。 ・基準電流値200kAを超える雷サージの影響を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により，プラントスクラムに至る可能性がある。 ・屋外設備への雷サージの影響により，外部電源喪失及びその他過渡事象に至る可能性がある。さらに，軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージにより，非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・建屋内外への雷による誘導電流の影響により，原子炉補機冷却系，直流電源又は計測制御系の機能喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。	【設計基準を一定程度超える雷サージを想定した場合に喪失する可能性のある機能】 ・外部電源 ・非常用ディーゼル発電機 ・原子炉補機冷却系 ・直流電源 ・計測制御系	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・計測制御系機能喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 9 事象が原子炉施設へ与える影響評価（9/10）

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
⑨火山	【影響評価にあたっての考慮事項】 ・予報等により事前の予測が可能であることから，プラントの安全機能に影響を与えることがないよう，予め体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 ・降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの基準である35cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することで，原子炉補機冷却系が喪失し最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 ・タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合，タービンや発電機に影響が及び，タービントリップに至る可能性がある。 ・コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合，建屋最上階に設置している中央制御室が物理的により機能喪失し，計測制御系機能喪失に至る可能性がある。 ・送電網や変圧器に火山灰が付着することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに，軽油タンク天井が火山灰堆積荷重により崩落した場合，軽油タンク機能が喪失し，非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで，全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・非常用電気品区域換気空調設備のフィルタ閉塞により，非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至った場合，全交流動力電源喪失の可能性がある。	【設計基準を一定程度超える火山灰堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機能】 ・原子炉補機冷却系 ・タービン及び発電機 ・中央制御室 ・送変電設備 ・軽油タンク	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】 ・計測制御系機能喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 9 事象が原子炉施設へ与える影響評価（10/10）

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
	【主な対応】 ・予め体制を強化して対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		
⑩隕石	【影響評価にあたっての考慮事項】 ・事前の予測については，行えないものと想定する。 【影響評価】 ・建屋又は屋外設備に隕石が衝突した場合は，当該建屋又は設備が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合は，衝撃波により安全機能が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合は，津波により安全機能が冠水し，機能喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・建屋に隕石が衝突し，建屋が損傷した場合は，航空機衝突（意図的）と同様に対応する。 ・発電所敷地に隕石が衝突し，衝撃波が発生した場合は，地震発生時と同様に対応する。 ・発電所近海に隕石が衝突し，津波が発生した場合は，津波発生時と同様に対応する。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。	・具体的な喪失する機能は特定しない	・具体的な喪失する機能は特定しない

表 2.1.2 自然現象の重畳が原子炉施設へ与える影響評価（1/2）

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
①地震と津波の重畳	【影響評価にあたっての考慮事項】 ・事前の予測については，現在確立した手法が存在しないことから，予兆なく地震が発生する。 ・地震発生後，10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準地震動を一定程度超える地震を想定する。 ・基準津波を超える規模として，防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送変電設備の碍子等の損傷及び低起動変圧器の冠水により，外部電源喪失の可能性がある。 ・原子炉建屋，タービン建屋，コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 ・コントロール建屋内への津波による溢水により，直流125V主母線盤が冠水し，直流電源が喪失する可能性がある。 ・地震の揺れにより，原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波による溢水により，原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し，制御不能に至る可能性がある。(運転状態であった場合は，その状態のまま継続) また，非常用高圧母線の冠水により，外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し，原子炉冷却材喪失の可能性がある。大口径配管の破断や破損個所が多い場合，原子炉の圧力は急速に減圧し，全交流動	【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機能】 ・外部電源設備全般 ・125V直流電源 ・非常用高圧母線 ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系 ・主蒸気系配管 ・原子炉補機冷却系 ・原子炉隔離時冷却系 ・復水補給水系 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・復水貯蔵槽周りの配管 ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系配管 ・免震重要棟内緊急時対策所 ・モニタリング・ポスト	【次のプラント状態が相乗して発生する可能性】 ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.2 自然現象の重畳が原子炉施設へ与える影響評価（2/2）

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
	力電源喪失時においては，原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。 ・廃棄物処理建屋内への津波による溢水により，復水補給水系ポンプが冠水し，復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 ・タービン建屋内への津波による溢水により，原子炉補機冷却系ポンプが冠水し，原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 ・長周期による地震の揺れ又は免震重要棟内への津波による溢水により，免震重要棟内緊急時対策所が使用できない可能性がある。 ・モニタリング・ポストの地震の揺れ又は津波による冠水により，監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・斜面の崩壊，地盤の陥没，瓦礫等によりアクセスルートの通行が困難となり，事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握，給電及び注水を行う。 ・免震重要棟内緊急時対策所が使用できない場合は，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用する。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		

表 2.1.3 人為事象が原子炉施設へ与える影響評価（1/2）

人為事象	設計基準を超える人為事象が プラントに与える影響評価	人為事象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
①航空機落下（偶発）	【設計基準を超える場合の影響評価】 ・コントロール建屋へ衝突した場合は制御機能が喪失する可能性がある。 ・タービン建屋へ衝突した場合は最終ヒートシンクが喪失する可能性がある。 ・変圧器，軽油タンクが破損した場合は，全交流電源喪失に至る可能性がある。	【航空機落下（偶発）により喪失する可能性のある主な機能】 ・原子炉補機冷却系 ・タービン及び発電機 ・中央制御室 ・送変電設備 ・軽油タンク	【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】 ・計測制御系機能喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失
②火災・爆発	【設計基準を超える場合の影響評価】 ・非常用ディーゼル発電設備の軽油タンクで火災が発生した場合であっても原子炉建屋の温度が許容値以上に上昇しないことを確認。 ・非常用ディーゼル発電設備の軽油タンク全数が焼損した場合は，ディタンクの枯渇により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るが，外部電源と同時に機能喪失することは無いため，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	【火災・爆発により喪失する可能性のある主な機能】 ・軽油タンク	【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】 ・特になし
③有毒ガス	【設計基準を超える場合の影響評価】 ・発電所周辺には有毒ガスの発生源となる危険物を貯蔵している石油コンビナートは無い。発電所構内で貯蔵している物質（塩素，窒素）が漏えいした場合であっても，中央制御室の空調系を再循環モード運転へ移行することにより，有毒ガスの影響を遮断できるため，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。	【有毒ガスにより喪失する可能性のある主な機能】 ・特になし。	【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】 ・特になし

表 2.1.3 人為事象が原子炉施設へ与える影響評価（2/2）

人為事象	設計基準を超える人為事象が プラントに与える影響評価	人為事象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
④内部溢水	【設計基準を超える場合の影響評価】 ・外部電源喪失，非隔離事象，隔離事象，全給水喪失，RPS誤動作，原子炉補機冷却系故障，手動停止等に至る。これらが多数重畳した場合には大規模損壊に至る可能性がある。	【内部溢水により喪失する可能性のある主な機能】 ・原子炉補機冷却系 ・タービン及び発電機	【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】 ・計測制御系機能喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失
⑤航空機衝突（意図的）	【設計基準を超える場合の影響評価】 ・施設の広範囲にわたる損壊，不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生する可能性がある。	【航空機衝突（意図的）により喪失する可能性のある主な機能】 ・原子炉補機冷却系 ・タービン及び発電機 ・中央制御室 ・送変電設備 ・軽油タンク	【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】 ・計測制御系機能喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象（1/4）

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
①地震	・全交流動力電源喪失+LOCA時注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+LOCA+最終ヒートシンク喪失 ・計測・制御系喪失（確率が相対的に小さい） ・格納容器バイパス（航空機衝突（意図的）シナリオで考慮） ・原子炉格納容器・圧力容器損傷（確率が相対的に小さい） ・原子炉建屋損傷（確率が相対的に小さい） ・Excessive LOCA（確率が相対的に小さい）	・全交流動力電源喪失(TB) ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗(TBU) ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・直流電源喪失(確率が相対的に小さい)	・(通常/緊急停止等)
②津波	・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・(外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗) ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失(初期注水成功) ・全交流動力電源喪失+RCIC機能喪失	・(通常/緊急停止等) ・(外部電源喪失)
③地震と津波の重畳	・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+LOCA+計測・制御系喪失 ・格納容器バイパス（航空機衝突（意図的）シナリオで考慮） ・原子炉格納容器・圧力容器損傷（確率が相対的に小さい） ・原子炉建屋損傷（確率が相対的に小さい） ・Excessive LOCA（確率が相対的に小さい）	・全交流動力電源喪失+初期注水失敗 ・直流電源喪失(確率が相対的に小さい)	・(通常/緊急停止等)
④風（台風含む）	－	・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失
⑤竜巻	－	・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象（2/4）

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
⑥低温（凍結）	－	・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失
⑦降水	追而	追而	追而
⑧積雪	・高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・計測制御系機能喪失 ・計測制御系機能喪失+注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測制御系機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測制御系機能喪失+注水機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・高圧注水機能喪失
⑨落雷	・全交流動力電源喪失+直流電源喪失 ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+注水機能喪失 ・計測制御系機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失 ・直流電源喪失+注水機能喪失	・外部電源喪失

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象（3/4）

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
⑩火山	・高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・計測制御系機能喪失 ・計測制御系機能喪失+注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測制御系機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測制御系機能喪失+注水機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・高圧注水機能喪失 ・外部電源喪失
⑪隕石	（衝突による荷重の影響） ・高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・計測制御系機能喪失 ・計測制御系機能喪失+注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測制御系機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測制御系機能喪失+注水機能喪失 （発電所近海への落下による津波の影響） ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失	（衝突による荷重の影響） ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 （発電所近海への落下による津波の影響） ・崩壊熱除去機能喪失 ・（外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗） ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシン	（衝突による荷重の影響） ・外部電源喪失 ・高圧注水機能喪失 （発電所近海への落下による津波の影響） ・（通常/緊急停止等） ・（外部電源喪失）

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象（4/4）

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
		ク喪失(初期注水成功) ・全交流動力電源喪失+RCIC機能喪失	
⑫航空機落下 （偶発）	・高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・計測制御系機能喪失 ・計測制御系機能喪失+注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測制御系機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測制御系機能喪失+注水機能喪失	・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 ・高圧注水機能喪失
⑬内部溢水	・計測制御系機能喪失	・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失	・外部電源喪失
⑭航空機衝突 （意図的）	・高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・計測制御系機能喪失 ・計測制御系機能喪失+注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測制御系機能喪失 ・全交流動力電源喪失+計測制御系機能喪失+注水機能喪失	・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失 ・高圧注水機能喪失

① 外部事象の収集

プラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため，国内外の基準等で示されている外部事象を参考に64事象を収集。

⇩

② 個別の事象に対するプラント安全性への影響度評価（起因事象の特定）

収集した各自然現象・各人為事象について，設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合にプラントの安全性が損なわれる可能性について評価を実施し，発生しうるプラント状態（起因事象）を特定。

⇩

③ 特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象・人為事象の選定

②の影響度評価により，そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか，非常に苛酷な状況を想定した場合，プラントの安全性が損なわれる可能性があるか，影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で，特にプラントの安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。

【自然現象】
- 地震
- 津波
- 地震と津波の重畳
- 風（台風含む）
- 竜巻
- 低温（凍結）
- 降水
- 積雪
- 落雷
- 火山
- 隕石

【人為事象】
- 航空機落下
- 火災，爆発
- 有毒ガス
- 内部溢水
- 航空機衝突（意図的）

⇩

④ ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された事象のプラントへの影響について，重大事故対策で想定している事故シーケンスに包絡されないものを抽出し，更に他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して，大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。

- 地震
- 津波
- 地震と津波の重畳
- 航空機衝突（意図的）

図2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象・人為事象の検討プロセスの概要

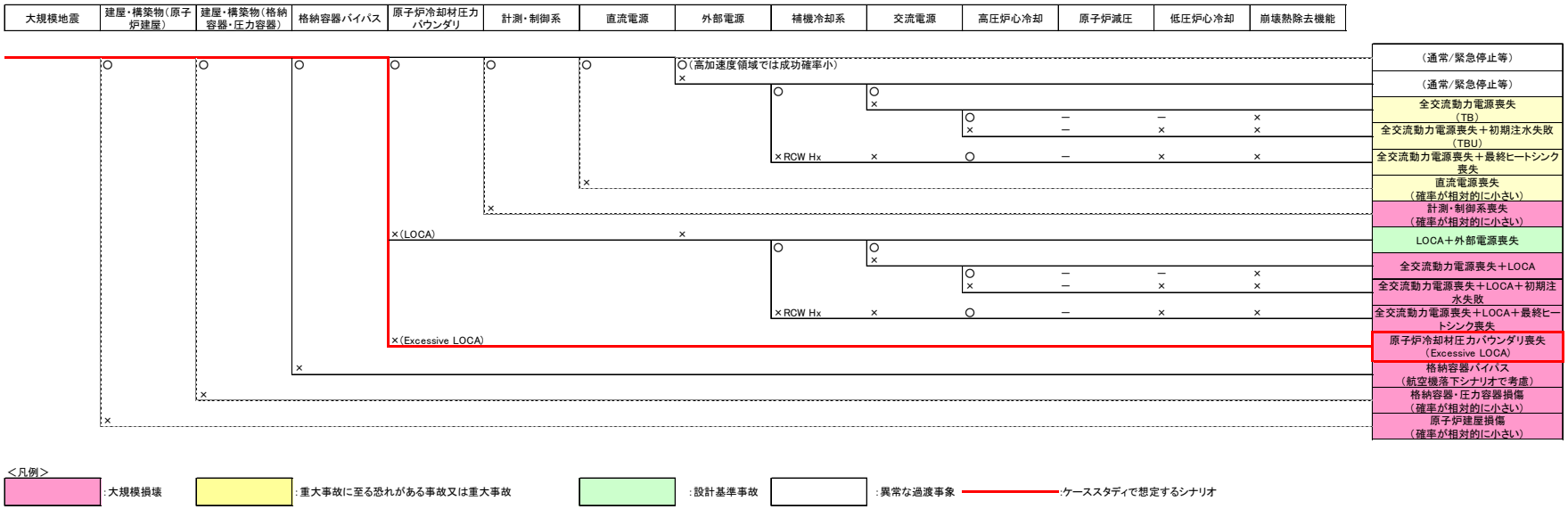


図 2.1.2 大規模な自然災害（①地震）により生じ得るプラントの状況(1/3)

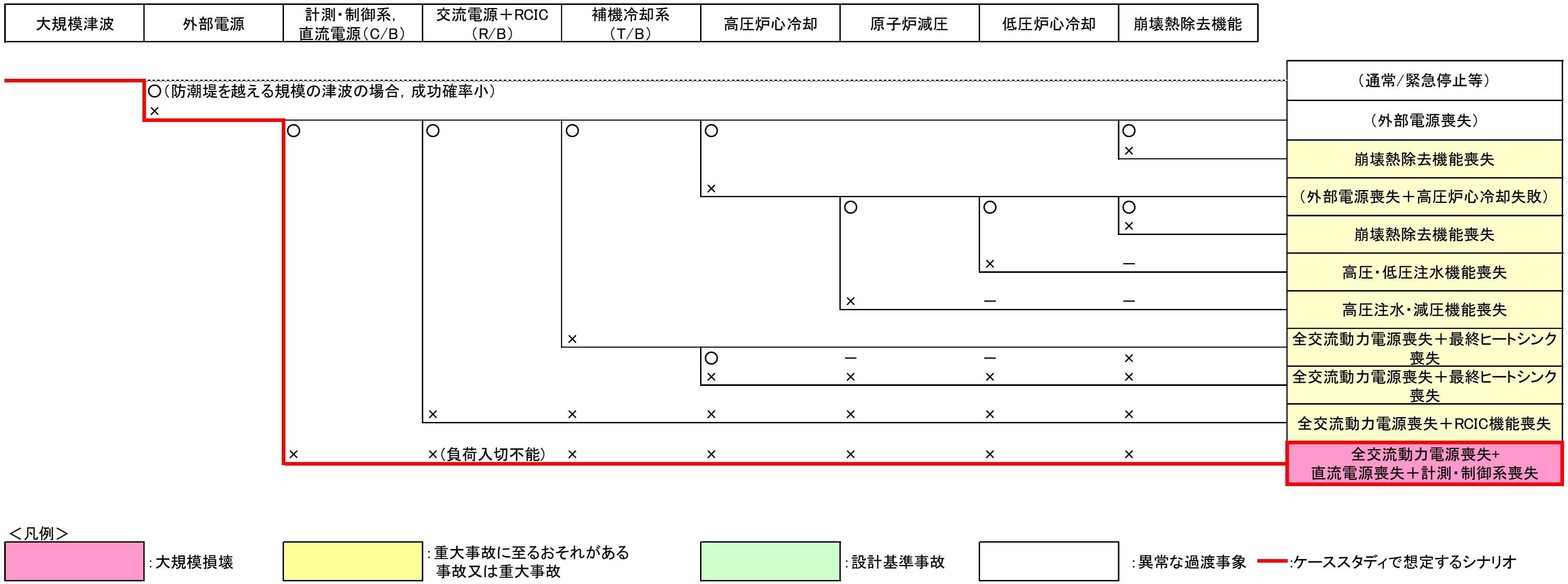


図 2.1.2 大規模な自然災害（②津波）により生じ得るプラントの状況(2/3)

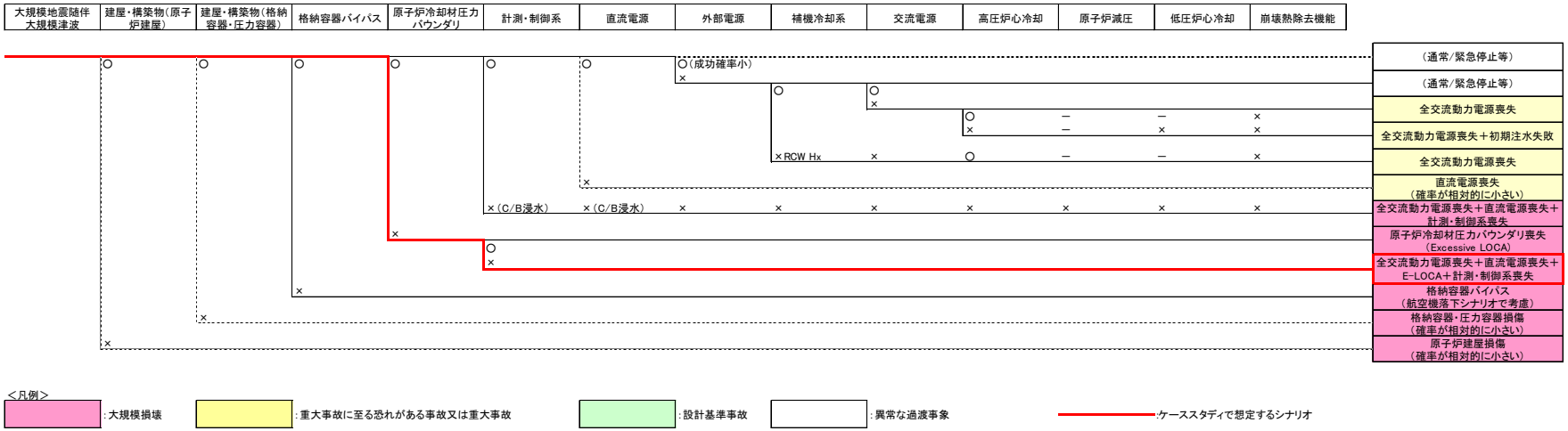


図 2.1.2 大規模な自然災害（③地震と津波の重畳）により生じ得るプラントの状況(3/3)

(2) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊の対応に当たっては,発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として，次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を表2.1.5に示す。

＜炉心の著しい損傷を緩和するための対策＞

・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と原子炉への注水

＜原子炉格納容器の破損を緩和するための対策＞

・炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と格納容器破損回避

＜使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞

・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

＜放射性物質の放出を低減するための対策＞

・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建屋への放水による拡散抑制

＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞

・消火活動

＜その他の対策＞

・対応要員の安全確保
・対応に必要なアクセスルートの確保
・電源及び水源の確保並びに燃料補給
・人命救助

a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

自然災害又は人為事象により,発電所における緊急時態勢発令に至る事象が発生した場合は，事故時運転操作手順書（事象ベース，徴候ベース及びシビアアクシデント等）に基づいて対応操作することを基本とする。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は,一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一，中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要が生じた場合など，当直副長の指揮下で対応で

きない場合には，緊急時対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については，緊急時対策本部に報告し，各機能班の責任者（統括又は班長）は，その時点における他号炉の状況，リソースや対応の優先順位付けなどを判断し，必要な支援や対応を行う。

また，緊急時対策本部は，プラントの影響予測を行い，その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

自然災害や人為事象が大規模になり，事故時運転操作手順書では事故収束が行えず，可搬型設備の使用による対応操作が必要な場合は，多様なハザード対応手順等の技術的能力1.0で判断基準を明確化して整備する手順を使用する。また，震度6弱以上（気象庁発表）の地震の場合は，免震重要棟内緊急時対策所の使用可否を判断し，使用可能と判断できない場合は，3号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。ただし，地震発生後防潮堤を超える津波により3号炉原子炉建屋内緊急時対策所も使用できない場合は，屋内外の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

また，大規模損壊では，重大事故時等に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものとなることから，緊急時対策本部における情報収集，運転員が実施するプラント操作の支援が重要となる。このため，発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び各号炉における対応操作の優先順位付けや対策決定の判断をするための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは，事故時運転操作手順書，多様なハザード対応手順及び緊急時対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ，全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり，具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また，本報告書において技術的能力に係る審査基準1.2から1.14に沿って作成した手順（表2.1.6から表2.1.18）の中で使用することを想定している設備については，チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

（添付資料2.1.10，2.1.11）

(a) 当面達成すべき目標の設定

緊急時対策本部は，プラント状況，対応可能要員数，使用可能設備，屋

外の放射線量率，建屋の損傷状況及び火災発生状況等をチェックシートに記載し，その情報を基に当面達成すべき目標を設定し，優先すべき号炉及び戦略を決定する。当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動にあたっては，緊急時対策要員の安全確保を最優先とする。

・第一義的目標は炉心損傷を回避するため，速やかに原子炉に注水することである。炉心損傷に至った場合においても原子炉への注水は必要となる。
・炉心損傷が回避できない場合は，原子炉格納容器の破損を回避する。
・使用済燃料プールの水位が低下している場合は，速やかに補給する。
・これらの努力を最大限行った場合においても，炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は，複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また，プラント状況に応じて，設定する目標も随時見直していくこととする。

(b) 個別戦略を選択するための判断フロー

緊急時対策本部は，(a)項で決定した目標設定に基づき，個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

イ．設定目標：炉心損傷回避のための原子炉注水

原子炉の「止める」，「冷やす」機能を優先的に実施する。

ロ．設定目標：格納容器破損回避

基本的に炉心損傷が発生した場合においても，原子炉注水は継続して必要となるが，使用可能な設備や対応可能要員の観点から，一時的に格納容器破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。

原子炉格納容器の損傷が発生し，原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ハ．設定目標：使用済燃料プール水位確保

使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し，原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ニ．設定目標：放射性物質拡散抑制

炉心損傷が発生するとともに原子炉格納容器が破損するおそれがある場合又は使用済燃料プール水位が異常に低下する恐れがある場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(1/5)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能又は冷却材再循環ポンプ手動停止により，原子炉出力を抑制する。	・第1項 (1.1)
	ほう酸水注入	ATWSが発生した場合，ほう酸水を注入することにより原子炉を冷温未臨界とする。	
	制御棒挿入	ATWSが発生した場合，原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒全挿入が確認できない場合，自動による制御棒挿入又は手動操作による制御棒挿入を行う。	
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合，原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。	
	高圧代替注水	高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障若しくは全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により原子炉の冷却ができない場合，高圧代替注水系による原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による原子炉の冷却を行う。	・第3項，4項 (1.2)
	高圧注水系機能の復旧	高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により原子炉の冷却ができない場合，代替電源の接続により原子炉を冷却できる設備に必要な電源を確保し復旧することで原子炉の冷却を行う。	
	ほう酸水注入系又は制御棒駆動系による進展抑制	原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系及び高圧代替注水系の機能喪失により原子炉への高圧注水ができない場合，事故の進展を抑制するため，ほう酸水注入系又は制御棒駆動水系により原子炉へ注水する。	
	減圧操作	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，低圧の注水機能を働かせるために，代替自動減圧機能，逃がし安全弁又はタービンバイパス弁により原子炉を減圧する。	・第3項，4項 (1.3)
	可搬型小型バッテリー	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源が喪	

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(2/5)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
	による減圧操作	失し，原子炉の減圧ができない場合，可搬型小型バッテリーにより逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を駆動させることにより原子炉を減圧する。	
	予備の窒素ガスボンベによる減圧操作	窒素ガスボンベの枯渇等により逃がし安全弁の駆動に必要な作動窒素ガスが喪失し，原子炉の減圧ができない場合，予備の窒素ガスボンベに切り替えることで作動窒素ガスを確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。	
	低圧代替注水	残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）の故障等により原子炉の冷却ができない場合，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により原子炉を冷却する。	・第3項，4項 (1.4)
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	原子炉格納容器の水素爆発防止	炉心の著しい損傷が発生した場合，水－ジルコニウム反応により短期的に発生する水素及び水の放射性分解等により原子炉格納容器内に発生する水素を格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器外に排出する。	・第3項，4項 (1.9)，(1.10)
	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	炉心の著しい損傷が発生した場合，水－ジルコニウム反応により短期的に発生する水素及び水の放射性分解等によるり原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素を可燃性ガス濃度制御系により低減し，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。	
	代替原子炉補機冷却系等による最終ヒートシンクへの熱の輸送	原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等又は全交流動力電源喪失により，最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合，代替原子炉補機冷却系によりサプレッション・チェンバへ蓄積された熱を最終ヒートシンク（海洋）へ輸送する。	・第3項，4項 (1.5)
	代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉	残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合，代替格納容器スプレイ冷却系，消火系及び可搬型	・第3項，4項 (1.6)，(1.7)，(1.12)

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(3/5)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
	格納容器内の圧力，温度等の低下	代替注水ポンプにより原子炉格納容器内の圧力，温度及び放射性物質濃度を低下させる。	
	代替循環冷却による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。	・第3項，4項 (1.7)
	原子炉格納容器下部注水	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により，原子炉格納容器下部へ注水する。	・第3項，4項 (1.8)
	格納容器圧力逃がし装置等による最終ヒートシンクへの熱の輸送	残留熱除去系が機能喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器圧力逃がし装置，代替格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系によりサプレッション・チェンバに蓄積された熱を最終ヒートシンク（大気）へ輸送する。	・第3項，4項 (1.5)，(1.7)
使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策	燃料プール代替冷却	使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいが発生した場合，燃料プール代替注水系（常設），燃料プール代替注水系（可搬型）及び消火系による使用済燃料プールへの注水により，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮へいし，及び臨界を防止する。	・第3項，4項 (1.11)
	復水移送ポンプによる使用済燃料プールへの注水	使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合，復水移送ポンプの電源復旧が実施可能な場合において，復水貯蔵槽を水源とし，残留熱除去系洗浄水ラインから残留熱除去系最大熱負荷ラインを経由して復水移送ポンプにより使用済燃料プールへ注水する，又はスキマーサージタンクに補給し，逆流（オーバーフロー）させることで使用済燃料プールへ注水する。	

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(4/5)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
放射性物質の放出を低減するための対策	大気及び海洋への拡散抑制	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合，原子炉建屋への放水により大気への拡散抑制を行う。また，放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合，放射性物質吸着材及び汚濁防止膜により，海洋への拡散抑制を行う。	・第3項，4項 (1.12)
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合，放水砲，大型化学高所放水車，化学消防自動車又は水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。	・第2項 (2.1)
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合，瓦礫の撤去，道路段差の解消，堆積土砂の撤去，火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	・第1項，2項 (2.1)
電源確保	常設代替交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合，ガスタービン発電機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高圧母線へ給電する。	・第3項，4項 (1.14) ・第3項，4項 (1.15)
	可搬型代替交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合，電源車により非常用高圧母線へ給電する。	
	緊急用高圧母線を使用した電力融通による給電	非常用ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合，隣接する原子炉施設の非常用所内電源系から電力融通ができない場合，緊急用高圧母線を使用した号炉間の電力融通により非常用高圧母線へ給電する炉心の著しい損傷等を防止するため必要な電力を確保する。	
	常設代替直流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機の故障により直流電源母線への直流電源供給ができない場合，蓄電池A系，蓄電池A-2系又はAM用直流125V蓄電池により直流電源母線へ給電する。充電器による非常用直流母線への給電ができない場合，常設代替	

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(5/5)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
		直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により，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。	
	可搬型代替直流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機の故障，常設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又は常設代替直流電源設備の発電機と充電器の故障により，直流電源母線への直流電源供給ができない場合，電源車及び直流電源車により直流電源個別負荷に直接電源を供給する。	
	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合，可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の3系統全てが同時に機能を喪失した場合，代替所内電気設備により，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。	
水源確保	復水貯蔵槽への補給	事故の収束に必要な水の水源として復水貯蔵槽を使用する際，可搬型代替注水ポンプ及び純水補給水系により補給する。	・第3項，4項 (1.13)
	防火水槽への補給	事故の収束に必要な水の水源として防火水槽を使用する際，防火水槽への補給が必要な場合，淡水貯水池，淡水タンク（ろ過水タンク及び純水タンク）から淡水を補給する，又は海水源である護岸や取水路などの複数箇所から海水を補給する。	
燃料確保	燃料補給	可搬型重大事故等対処設備等への給油を実施する。	・第1項 (2.1)
人命救助	人命救助	負傷者又は要救助者が発生した場合，119番通報するととにも，負傷者又は要救助者を安全なエリアに移動させる。負傷者が多数発生した場合は，トリアージを実施する。	・第1項 (2.1)

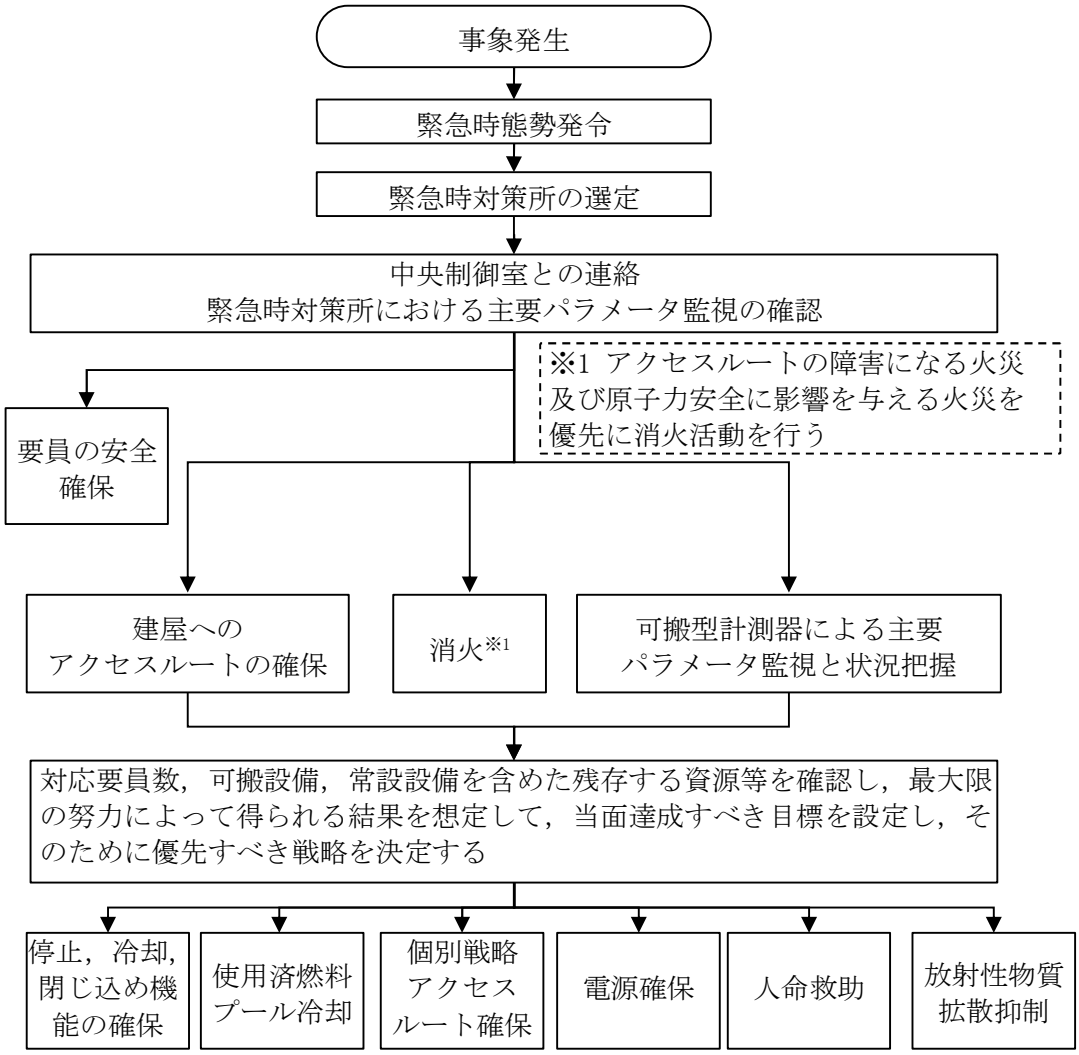


図2.1.3 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー
(プラント状況把握が困難な場合)

b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については，(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。

また，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお，プラントパラメータの採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ．大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として，故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し，放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。

また，地震及び津波のような大規模な自然災害においては，施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても，同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は，放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに，早期に準備が可能な大型化学高所放水車あるいは化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において，屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため，これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお，当該の対応において，可搬型重大事故等対処設備の常設配管への接続場所又は系統構成のために操作が必要な弁等の設置場所において火災が発生している場合は，消火活動を速やかに実施し，接続箇所までのアクセ

スルート等を確保する。具体的には，次の手順で対応を行う。

①アクセスルートに障害が無い箇所があれば，その箇所を使用する。

②複数の接続箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合，最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。

③ ①及び②いずれの場合も，予備としてもう１つの接続箇所へのアクセスルートを確保する。

当該の消火活動を行うに当たっては，火災発見の都度，次に示す区分を基本に消火活動の優先度を判定し，優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

(1)アクセスルート・活動場所の確保のための消火

①アクセスルート確保

②車両及びホースルートの設置エリアの確保

（初期消火に用いる化学消防自動車，大型化学高所放水車等）

(2)原子力安全の確保のための消火

③重大事故等対処設備が設置された建屋，放射性物質内包の建屋

④可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保

⑤大容量送水車及びホースルート，放水砲の設置エリアの確保

(3)火災の波及性が考えられ，事故終息に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火

⑥可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保

⑦代替熱交換器車の設置エリアの確保

(4)その他火災の消火

(1)から(3)以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。

建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

また，自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動の支援を行う場合は，発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。

ロ．炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

・原子炉停止機能が喪失した場合は，原子炉手動スクラム，冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制，ほう酸水注入，代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障により原子炉の冷却が行えない場合に，高圧代替注水系により原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により原子炉の冷却が行えない場合は，常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による原子炉の冷却を試みる。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において，原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合，若しくはインターフェースシステムLOCAが発生した場合は，逃がし安全弁による減圧操作を行う。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は，残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を優先し，全交流動力電源喪失により原子炉の冷却が行えない場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による原子炉の冷却を試みる。

ハ．原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

・残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレイ冷却系，消火系及び可搬型代替注水ポンプにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，代替原子炉補機冷却系によりサプレッション･チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため，格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置により，原子炉格納容器内の減圧及

び除熱を行う。

・炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

・炉心の著しい損傷が発生した場合において，MCCIや溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器下部注水を行う。

・原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気を不活性化した状態になっているが，炉心の著しい損傷が発生し，水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は，可燃性ガス濃度制御系による水素又は酸素の濃度を抑制する。さらに，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置により水素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

ニ. 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

・使用済燃料プールの状態を監視するため，使用済燃料貯蔵プール水位計，使用済燃料貯蔵プール温度計，燃料取替機エリア放射線モニタ，使用済燃料貯蔵プール監視カメラを使用する。

・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい，その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は，燃料プール代替注水系（常設），燃料プール代替注水系（可搬型），消火系及び圧力抑制プール水浄化系により使用済燃料プールへ注水することにより，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮へいし，臨界を防止する。

・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合，使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイし，燃料体等の崩壊熱を除去することにより，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止するとともに，環境への放射性物質の放出を可能な限り低減

させる。

・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけない場合は，放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

ホ．放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手段は次のとおりとする。

・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合，大容量放水車，放水砲により原子炉建屋に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。

・その際，放水することで放射性物質を含む汚染水が構内排水路を通って北放水口から海へ流れ込むため，汚濁防止膜を設置することで，海洋への拡散範囲を抑制する。

・また，汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況）においても，防潮堤の内側で放射性物質吸着材（6箇所）を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

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

イ．重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は，高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.6参照）

・高圧炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系が故障若しくは全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により原子炉の冷却に使用できない場合，高圧代替注水系による原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による原子炉の冷却を行う。
・高圧炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失により原子炉の冷却に使用できない場合，代替電源の接続により原子炉を冷却できる設備に必要な電源を確保し復旧することで原子炉を冷却する。

表 2.1.6 重大事故等対処設備と整備する手順(1.2)

対応手段，対処設備，手順書一覧（1/5）
（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7 号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷を防止する運転手順
		高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系（注水系）配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁（7 号炉のみ） 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/5）
（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	炉心の著しい損傷を防止する運転手順
			サプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 代替交流電源設備による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			サプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※1 可搬型代替交流電源設備　※1 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	
		原子炉隔離時冷却系への給電 可搬型直流電源設備による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			サプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽 原子炉圧力容器 可搬型直流電源設備　※1 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/5）
（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への直流給電車による給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ サプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備　※1 燃料補給設備　※1	自主対策設備	炉心の著しい損傷を防止する運転手順

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/5）
（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
監視及び制御	－	高圧代替注水系（中操起動時）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷を防止する運転手順
			原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵槽水位	自主対策設備	
		高圧代替注水系（現場起動時）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA）	重大事故等対処設備	
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（5/5）
（重大事故等の進展抑制）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
重大事故等の進展抑制	－	ほう酸水注入系による進展抑制	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※1 可搬型代替交流電源設備　※1 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷を防止する運転手順
		ほう酸水注入系による進展抑制（継続注水）	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系テストタンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系 消火系 純水補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※1 可搬型代替交流電源設備　※1 燃料補給設備　※1	自主対策設備	
		制御棒駆動水系による進展抑制	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 制御棒駆動系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備　※1 燃料補給設備　※1	自主対策設備	
		高圧炉心注水系緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※1 燃料補給設備　※1	自主対策設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能は，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧機能である。

インターフェースシステムＬＯＣＡ発生時は，逃がし安全弁による減圧操作を行うとともに，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで冷却材の漏えいを抑制する。なお，損傷箇所の隔離ができない場合は，逃がし安全弁による減圧で冷却材の漏えいを抑制する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す。（表2.1.7参照）

・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源が喪失し，原子炉の減圧ができない場合，可搬型小型バッテリーにより逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の機能を回復させて原子炉を減圧する又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を駆動させ原子炉を減圧する。

・窒素ガスボンベの枯渇等により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の駆動に必要な作動窒素ガスが喪失し，原子炉の減圧ができない場合，予備の窒素ガスボンベに切り替えることで作動窒素ガスを確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する。

表 2.1.7 重大事故等対処設備と整備する手順(1.3)

対応手段，対応設備，手順書一覧(1/3)
(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	自動減圧系	原子炉減圧の自動化	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能) 逃がし安全弁(自動減圧機能付きC,H,N,Tの4弁) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧系の起動阻止スイッチ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
		手動による原子炉減圧	逃がし安全弁(逃がし弁機能) 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	

※1:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/3)
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による減圧	可搬型小型直流電源設備　※1 常設代替直流電源設備 AM用切替装置（SRV） 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	重大事故等対処設備	
		代替逃がし安全弁駆動装置による減圧	高圧窒素ガス供給系(代替逃がし安全弁駆動装置)	自主対策設備	
	不活性ガス系	高圧窒素ガス供給系（非常用）による作動窒素ガス確保	高圧窒素ガスボンベ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	
	－	逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスボンベ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 主蒸気系配管・弁	重大事故等対処設備	

※1:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(3/3)
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
サポート系故障時	常設直流電源 全交流動力電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備　※3 燃料補給設備　※3	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 ※3	自主対策設備	
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備　※3 可搬型代替交流電源設備　※3 燃料補給設備　※3	重大事故等対処設備	
インターフェイスシステムLOCA発生時	－	原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ	重大事故等対処設備	
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	

※1:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

(d) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は，残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）による原子炉への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.8参照）

・残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）の故障等により原子炉の冷却に使用できない場合，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により原子炉を冷却する。

・低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び消火系が原子炉の冷却に使用できない場合，給復水系を復旧させて原子炉を冷却する。

表 2.1.8 重大事故等対処設備と整備する手順(1.4)

対応手段，対処設備，手順書一覧(1/5)

(原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード)	原子炉の冷却 低圧代替注水系(常設)による	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽　※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁　※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備	
		原子炉の冷却 低圧代替注水系(可搬型)による	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	
			防火水槽　※1，※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備	
		消火系による原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク　※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3: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」にて整理する。
※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
※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）

対応手段，対処設備，手順書一覧(2/5)
(原子炉運転中のサポート系故障時)

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>整備する手順書の分類</th></tr>
<tr><td rowspan="2">サポート系故障時</td><td rowspan="2">全交流動力電源</td><td rowspan="2">常設代替交流電源設備による残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧</td><td>サプレッション・チェンバ
原子炉圧力容器
代替原子炉補機冷却系　※3
常設代替交流電源設備　※2
燃料補給設備　※2</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="2">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系(低圧注水モード)ポンプ
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ
給水系配管・弁・スパージャ
原子炉補機冷却系
非常用取水設備</td><td>重大事故等対処設備(設計基準拡張)</td></tr>
</table>

※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」にて整理する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3: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」にて整理する。
※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
※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）

対応手段，対処設備，手順書一覧(3/5)
(溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系(常設)による	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽　※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁　※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
		残存溶融炉心の冷却 消火系による	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク　※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	
		残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系(可搬型)による	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	
			防火水槽　※1，※5	自主対策設備	

※1:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3: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」にて整理する。
※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
※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）

対応手段，対処設備，手順書一覧(4/5)
(原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	原子炉の冷却 低圧代替注水系(常設)による	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽　※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁　※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備	
		原子炉の冷却 低圧代替注水系(可搬型)による	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	
			防火水槽　※1，※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備	
		消火系による原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク　※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
※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）

対応手段，対処設備，手順書一覧(5/5)
(原子炉停止中のサポート系故障時)

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>整備する手順書の分類</th></tr>
<tr><td rowspan="2">サポート系故障時</td><td rowspan="2">全交流動力電源</td><td rowspan="2">常設代替交流電源設備による残留熱除去系
(原子炉停止時冷却モード)の復旧</td><td>原子炉圧力容器
代替原子炉補機冷却系　※3
常設代替交流電源設備　※2
燃料補給設備　※2</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="2">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)ポンプ
残留熱除去系配管・弁・熱交換器・スパージャ
給水系配管・弁・スパージャ
原子炉補機冷却系
非常用取水設備</td><td>重大事故等対処設備
(設計基準拡張)</td></tr>
</table>

※1:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象
※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）

(e)「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能は，残留熱除去系，原子炉補機冷却海水系及び原子炉補機冷却水系による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を，最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す。（表2.1.9参照）

・原子炉補機冷却水海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプが故障等又は全交流動力電源喪失により，最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合，代替原子炉補機冷却系により，サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を最終ヒートシンク（海洋）へ輸送する。

・残留熱除去系ポンプが故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置により，サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を最終ヒートシンク（大気）へ輸送する。

・残留熱除去系ポンプが故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合，耐圧強化ベント系により，サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を最終ヒートシンク（大気）へ輸送する。

表 2.1.9 重大事故等対処設備と整備する手順(1.5)

対応手段，対応設備，手順書一覧(1/2)
(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード，格納容器スプレイ冷却モード，原子炉停止時冷却モード）	格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置※2 代替格納容器圧力逃がし装置　※2	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			専用空気ボンベ	自主対策設備	
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベント系(W/W)配管・弁 耐圧強化ベント系(D/W)配管・弁 遠隔手動弁操作設備 原子炉格納容器 不活性ガス系配管・弁 非常用ガス処理系配管・弁	重大事故等対処設備	
			専用空気ボンベ	自主対策設備	
	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード，格納容器スプレイ冷却モード，原子炉停止時冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備	重大事故等対処設備	
			専用空気ボンベ	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：手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.6　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。

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/2)
(サポート系故障時)

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th><th>対応手段</th><th colspan="2">対応設備</th><th>整備する手順書の分類</th></tr>
<tr><td rowspan="3">サポート系故障時</td><td rowspan="3">原子炉補機冷却系
全交流動力電源</td><td rowspan="2">代替原子炉補機冷却系による除熱</td><td>熱交換器ユニット
代替原子炉補機冷却海水ポンプ
代替原子炉補機冷却海水ストレーナ
ホース
代替原子炉補機冷却系接続口
原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク
残留熱除去系熱交換器
真空破壊弁（S/C→D/W）
海水貯留堰
スクリーン室
取水路
可搬型代替交流電源設備
燃料補給設備　※1</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="3">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)　※3
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）　※3
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）　※4
補機冷却用海水取水路
補機冷却用海水取水槽</td><td>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td></tr>
<tr><td>代替原子炉補機冷却海水ポンプ又は大容量送水車による除熱</td><td>代替原子炉補機冷却海水ポンプ又は大容量送水車
代替原子炉補機冷却系接続口
ホース
原子炉補機冷却系配管・弁
残留熱除去系熱交換器
残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)　※3
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）　※3
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）　※4
真空破壊弁（S/C→D/W）
海水貯留堰
スクリーン室
取水路
補機冷却用海水取水路
補機冷却用海水取水槽
可搬型代替交流電源設備
燃料補給設備</td><td>自主対策設備</td></tr>
</table>

※1:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.6　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。
※4:手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(f)「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は，残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器の冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ，また，炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.10参照）

・残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合，代替格納容器スプレイ冷却系，消火系及び可搬型代替注水ポンプにより原子炉格納容器内の圧力，温度及び放射性物質濃度を低下させる。

表 2.1.10 重大事故等対処設備と整備する手順(1.6)

対応手段，対処設備，手順書一覧（1/4）

（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽　※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
		消火系による原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク　※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	
		可搬型代替注水ポンプ（A－2級）による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） 防火水槽　※1 ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3: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」にて整理する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（2/4）
（炉心損傷前のサポート系故障時）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>整備する手順書の分類</th></tr>
<tr><td rowspan="4">サポート系故障時</td><td rowspan="4">全交流動力電源</td><td rowspan="2">常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧</td><td>サプレッション・チェンバ
原子炉格納容器
代替原子炉補機冷却系　※3
常設代替交流電源設備　※2
燃料補給設備　※2</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="4">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・熱交換器・スプレイヘッダ
原子炉補機冷却系
非常用取水設備</td><td>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧</td><td>サプレッション・チェンバ
原子炉格納容器
代替原子炉補機冷却系　※3
常設代替交流電源設備　※2
燃料補給設備　※2</td><td>重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・熱交換器
原子炉補機冷却系
非常用取水設備</td><td>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td></tr>
</table>

※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」にて整理する。
※2：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3：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」にて整理する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（3/4）
（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽　※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
		消火系による原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク　※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	
		可搬型代替注水ポンプ（A－2級）による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） 防火水槽　※1 ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	
		ドライウェル冷却系による格納容器除熱	ドライウェル冷却系送風機 ドライウェル冷却系冷却器 原子炉補機冷却系　※3 非常用取水設備 常設代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3: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」にて整理する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（4/4）
（炉心損傷後のサポート系故障時）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する設計基準事故対処設備</th><th>対応手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>整備する手順書の分類</th></tr>
<tr><td rowspan="4">サポート系故障時</td><td rowspan="4">全交流動力電源</td><td rowspan="2">常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧</td><td>サプレッション・チェンバ
原子炉格納容器
代替原子炉補機冷却系　※3
常設代替交流電源設備　※2
燃料補給設備　※2</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="4">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・熱交換器・スプレイヘッダ
原子炉補機冷却系
非常用取水設備</td><td>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧</td><td>サプレッション・チェンバ
原子炉格納容器
代替原子炉補機冷却系　※3
常設代替交流電源設備　※2
燃料補給設備　※2</td><td>重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・熱交換器
原子炉補機冷却系
非常用取水設備</td><td>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td></tr>
</table>

※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」にて整理する。
※2：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3：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」にて整理する。

(g)「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.11参照)

・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

表 2.1.11 重大事故等対処設備と整備する手順(1.7)

対応手段，対処設備，手順書一覧(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
原子炉格納容器の過圧破損防止	－	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置スクラバ水 pH ドレンポンプ設備 ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 スクラバ水 pH 制御設備 ラプチャーディスク 可搬型窒素供給装置 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ※5	重大事故等対処設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			防火水槽　※5，※6	自主対策設備	

※1:手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4:手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
※5:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※6:　「1.13 重大事故等の収束に必要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）

対応手段，対処設備，手順書一覧(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
原子炉格納容器の過圧破損防止	－	原子炉格納容器内の減圧及び除熱 代替格納容器圧力逃がし装置による	フィルタ装置 よう素フィルタ 代替格納容器圧力逃がし装置室空調 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置スクラバ水 pH ドレンポンプ設備 ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 薬液タンク ラプチャーディスク 可搬型窒素供給装置 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 代替格納容器圧力逃がし装置配管・弁 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ※5	重大事故等対処設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			防火水槽　※5，※6	自主対策設備	
	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備	重大事故等対処設備	
	－	不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換	可搬式窒素供給装置 窒素生成装置接続口	重大事故等対処設備	

※1:手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4:手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
※5:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※6:　「1.13 重大事故等の収束に必要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）

対応手段，対処設備，手順書一覧(3/3)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書の分類
原子炉格納容器の過圧破損防止	－	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	復水移送ポンプ サプレッション・チェンバ 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 高圧炉心注水系配管・弁 復水補給水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系　※2 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ※5 ホース 可搬型代替交流電源設備　※3 燃料補給設備　※3	重大事故等対処設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			防火水槽　※5，※6	自主対策設備	
		格納容器内pH制御	代替格納容器スプレイ冷却系 ※1 格納容器下部注水系（常設） ※4 格納容器pH制御設備	自主対策設備	

※1:手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4:手順は「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
※5:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※6:　「1.13 重大事故等の収束に必要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）

(h)「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心・コンクリート相互作用（以下，「MCCI」という。）や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し，また，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため，原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心溶融による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.12参照）

・炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合，予め原子炉格納容器下部に注水しておくことで，原子炉圧力容器が破損に至った場合に，溶融炉心の冷却性を向上させ，MCCI抑制及び溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触防止を図る。

・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため，格納容器下部注水系（常設），格納容器下部注水系（可搬型）及び消火系により，原子炉格納容器下部へ注水する。

・炉心の著しい損傷が発生した場合及び溶融炉心によって原子炉圧力容器が破損した場合，原子炉格納容器への注水により原子炉圧力容器内の溶融炉心を冷却し，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止する。

表 2.1.12 重大事故等対処設備と整備する手順(1.8)

対応手段，対処設備，手順書一覧(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	-	原子炉格納容器下部への注水 格納容器下部注水系(常設)による	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽　※1 復水補給水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
		原子炉格納容器下部への注水 格納容器下部注水系(可搬型)による	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	
			防火水槽　※1，※3	自主対策設備	
		原子炉格納容器下部への注水 消火系による	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク　※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3:「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）

対応手段，対処設備，手順書一覧(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	-	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽　※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
		低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	
			防火水槽　※1，※3	自主対策設備	
		消火系による原子炉圧力容器への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク　※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	
		高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7 号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備　※2	重大事故等対処設備	

※1:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3:「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）

対応手段，対処設備，手順書一覧(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
溶融炉心原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	-	原子炉圧力容器へのほう酸水注水 ほう酸水注入系による	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
		原子炉圧力容器への注水 制御棒駆動水系による	制御棒駆動水系ポンプ 復水貯蔵槽　※1 制御棒駆動水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対処設備	
		原子炉圧力容器への注水 高圧炉心注水系による	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽　※1 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	

※1:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3:「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）

(i)「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において，水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順の例を次に示す。（表2.1.13参照）

・炉心の著しい損傷が発生し，水－ジルコニウム反応により短期的に発生する水素及び水の放射性分解等により原子炉格納容器内に発生する水素を，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器外に排出することにより，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。

表 2.1.13 重大事故等対処設備と整備する手順(1.9)

対応手段，対応設備，手順書一覧（1/2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	不活性ガス系　※1	－ ※5	原子炉格納容器内における水素による爆発を防止する運転手順
	-	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器圧力逃がし装置　※2 代替格納容器圧力逃がし装置 ※2 耐圧強化ベント系（W/W） 可搬型窒素供給装置 耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	重大事故等対処設備	
	-	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系	自主対策設備	
	-	水素濃度監視	格納容器内水素濃度(SA) 格納容器内水素濃度　※3 格納容器内酸素濃度　※3	重大事故等対処設備	

※1:原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
※2:手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整理する。
※3:手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。
※4:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※5:不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対象設備とは位置づけない。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備　※4 可搬型代替交流電源設備　※4 所内蓄電式直流電源設備　※4 可搬型直流電源設備　※4	重大事故等対処設備	原子炉格納容器内における水素による爆発を防止する運転手順

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。
※2：手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整理する。
※3：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。
※4：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※5：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対象設備とは位置づけない。

(j)「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋等に漏えいした場合においても，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.14参照)

・炉心の著しい損傷が発生した場合，可搬型代替注水ポンプ又はサプレッションプール浄化系ポンプにより，原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し，原子炉建屋の水素爆発を防止する。

・炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏れ出した水素による爆発の可能性が予見される場合，水素を原子炉建屋外へ放出するためのトップベントを開放し，水素の原子炉建屋内への滞留を防止する。

表 2.1.14 重大事故等対処設備と整備する手順(1.10)

対応手段，対処設備，手順書一覧(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	-	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器　※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等対処設備	原子炉建屋内における水素による爆発を防止する運転手順
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等対処設備	
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 所内蓄電式直流電源設備　※2 可搬型直流電源設備　※2	重大事故等対処設備	
原子炉格納容器外への水素漏えい抑制	-	格納容器頂部注水系による注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)※3 接続口 防火水槽　※3 燃料補給設備　※2	自主対策設備	
		サプレッションプール浄化系による注水	サプレッションプール浄化系ポンプ 復水貯蔵槽　※3 サプレッションプール浄化系配管・弁 原子炉補機冷却系(6 号炉のみ)	自主対策設備	

※1:静的触媒式水素再結合器は，運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3: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」にて整理する。
※4:手順は「1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整理する。

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設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
原子炉建屋等の損傷防止 水素排出による	-	原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	原子炉建屋トップベント 大容量送水車　※4 ホース　※4 放水砲　※4 燃料供給設備　※2	自主対策設備	原子炉建屋内における水素による爆発を防止する運転手順

※1:静的触媒式水素再結合器は，運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3: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」にて整理する。
※4:手順は「1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整理する。

(k)「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮へいし，及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するための対応設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.15参照）

・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生した場合，燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイヘッダを使用して使用済燃料プールへスプレイすることにより，使用済燃料プール内の燃料体等の損傷を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減する。

表 2.1.15 重大事故等対処設備と整備する手順(1.11)

対応手段，対処設備，手順書一覧(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系(常設)配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	使用済燃料プール内の燃料体及び使用済燃料を冷却する運転手順
			防火水槽　※1，※4	自主対策設備	
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	
			防火水槽　※1，※4	自主対策設備	
		消火系による使用済燃料プールへの注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク　※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	自主対策設備	
	－	漏えい抑制	サイフォン防止機能　※3	重大事故等対処設備	

※1:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3:重大事故等発生時には現場手動弁による隔離操作を合わせて実施する。
※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※5: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(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系(常設)配管・弁 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	使用済燃料プール内の燃料体及び使用済燃料を冷却する運転手順
			防火水槽　※1，※4	自主対策設備	
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース SFP 接続口 可搬型スプレイヘッダ 使用済燃料プール 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	
			防火水槽　※1，※4	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	
	－	大気への拡散抑制	大容量送水車 ホース 放水砲 燃料補給設備	重大事故等対処設備	
重大事故等発生時における使用済燃料プールの監視	－	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ，低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置含む)	重大事故等対処設備	
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備　※2 可搬型代替交流電源設備　※2 所内蓄電式直流電源設備　※2 可搬型直流電源設備　※2	重大事故等対処設備	

※1:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3:重大事故等発生時には現場手動弁による隔離操作を合わせて実施する。
※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※5: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(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
重大事故等発生時における使用済燃料プールの除熱	全交流動力電源	燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系配管・弁・熱交換器・スキマサージタンク・ディフューザ 代替原子炉補機冷却系　※5 常設代替交流電源設備　※2 燃料補給設備　※2	重大事故等対処設備	使用済燃料プール内の燃料体及び使用済燃料を冷却する運転手順
			原子炉補機冷却系 非常用取水設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。
※2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※3:重大事故等発生時には現場手動弁による隔離操作を合わせて実施する。
※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※5:手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(1)「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す。（表2.1.16参照）

・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合，原子炉建屋への放水により大気への拡散抑制を行う。また，放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合，放射性物質吸着材及び汚濁防止膜により，海洋への拡散抑制を行う。

表 2.1.16 重大事故等対処設備と整備する手順(1.12)

対応手段，対処設備，手順書一覧(1/1)

分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷	－	大気への拡散抑制	大容量送水車 放水砲 タンクローリ（4kL）※1 軽油タンク　※1	重大事故等対処設備	発電所外へ放射性物質の拡散を抑制する手順
		海洋への拡散抑制	汚濁防止膜 放射性物質吸着材	重大事故等対処設備	
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	－	航空機燃料火災への対応	大容量送水車 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 タンクローリ（4kL）※1 軽油タンク　※1	重大事故等対処設備	
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 高所放水車 泡原液備蓄車	自主対策設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。

(m)「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

重大事故等が発生した場合において，設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要となる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となる十分な量の水を供給するために必要な設備を複数確保し，これらの水源から注水が必要な場所への供給を行うための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に事故の収束に必要となる水の供給手順の例を次に示す。（表2.1.17参照）

・事故の収束に必要な水を復水貯蔵槽に補給する場合，可搬型代替注水ポンプ又は純水補給水系を使用する。

・事故の収束に必要な水を防火水槽に補給する場合，淡水貯水池，淡水タンク（ろ過水タンク及び純水タンク）から淡水を補給する，又は海水源である護岸や取水路などから海水を補給する。

表 2.1.17 重大事故等対処設備と整備する手順(1.13)

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		整備する手順書の分類
水源への補給	復水貯蔵槽の枯渇	可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース CSP 大容量注水接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	重大事故等の収束に必要となる水源を確保する手順
			防火水槽　※2	自主対策設備	
		純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給	純水移送ポンプ 純水タンク 純水補給水系配管・弁 復水貯蔵槽 仮設発電機 燃料補給設備　※1	自主対策設備	
	－	淡水貯水池から防火水槽への補給	淡水貯水池から防火水槽への移送ホース	重大事故等対処設備	
			淡水貯水池　※2 防火水槽　※2	自主対策設備	
	淡水貯水池	淡水タンクから防火水槽への補給	ろ過水タンク 純水タンク 淡水タンクから防火水槽への移送ホース 防火水槽	自主対策設備	

※1:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※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，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	対応設備		整備する手順書の分類
水源への補給	淡水貯水池 淡水タンク(ろ過水タンク及び純水タンク	海水を利用した防火水槽への補給(海水取水ポンプ)	海水取水ポンプ 海水貯留堰 スクリーン室 取水路[海水取水箇所] 海水ホース 可搬型代替交流電源設備　※1 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	重大事故等の収束に必要となる水源を確保する手順
			防火水槽　※2	自主対策設備	
	淡水貯水池 淡水タンク(ろ過水タンク及び純水タンク)	海水を利用した防火水槽への補給(可搬型代替注水ポンプ)	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース 防火水槽 燃料補給設備　※1	自主対策設備	
	－	淡水貯水池から淡水タンクへの補給	淡水貯水池 淡水貯水池から淡水タンクへの移送ホース ろ過水タンク 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」にて整理する。
※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，手順書一覧(3/5)

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="2">対応設備</th><th>整備する手順書の分類</th></tr>
<tr><td rowspan="5">注水が必要な箇所への供給</td><td rowspan="3">復水貯蔵槽の枯渇</td><td rowspan="2">可搬型代替注水ポンプによる送水（低圧代替注水系（可搬型））</td><td>可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)
ホース
MUWC 接続口
燃料補給設備　※1</td><td>重大事故等対処設備</td><td rowspan="5">重大事故等の収束に必要となる水源を確保する手順</td></tr>
<tr><td>防火水槽　※2</td><td>自主対策設備</td></tr>
<tr><td>可搬型代替注水ポンプによる送水（格納容器スプレイ）</td><td>可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)
ホース
防火水槽
MUWC 接続口
燃料補給設備　※1</td><td>自主対策設備</td></tr>
<tr><td rowspan="2">－</td><td rowspan="2">可搬型代替注水ポンプによる送水（フィルタベント水位調整）</td><td>可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)
ホース
フィルタベント給水ライン接続口
燃料補給設備　※1</td><td>重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td>防火水槽　※2</td><td>自主対策設備</td></tr>
</table>

※1:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※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，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	対応設備		整備する手順書の分類
注水が必要な箇所への供給	復水貯蔵槽の枯渇	可搬型代替注水ポンプによる送水（格納容器下部注水系（可搬型））	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース MUWC 接続口 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	重大事故等の収束に必要となる水源を確保する手順
			防火水槽　※2	自主対策設備	
		可搬型代替注水ポンプによる送水（格納容器頂部注水系）	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース ウェル接続口 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	
			防火水槽　※2	自主対策設備	
		可搬型代替注水ポンプによる送水（燃料プール代替注水系（可搬型））	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース SFP 接続口 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	
			防火水槽　※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」にて整理する。
※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，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	対応設備		整備する手順書の分類
注水が必要な箇所への供給	－	代替原子炉補機冷却系による除熱	代替原子炉補機冷却海水ポンプ 代替原子炉補機冷却海水ストレーナ 海水貯留堰 スクリーン室 取水路[海水取水箇所] ホース 熱交換器ユニット 可搬型代替交流電源設備　※1 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	重大事故等の収束に必要となる水源を確保する手順
		大気への拡散抑制	大容量送水車 ホース 放水砲 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	
		航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車 ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料補給設備　※1	重大事故等対処設備	

※1:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整理する。
※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

(n)「1.14 電源の確保に関する手順等」

イ．重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，代替電源から給電するための対処設備及び手順を整備する。

ロ．大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備した手順を基本とし，共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順，中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう，現場にてプラントパラメータを監視するための手順，可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順，建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に電源の確保手順の例を次に示す。(表2.1.18参照)

・非常用ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合，ガスタービン発電機により非常用高圧母線へ給電する。

・非常用ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合，代替交流電気設備により非常用高圧母線へ給電する。

・非常用ディーゼル発電機の故障により充電器による非常用直流母線への給電ができない場合，代替直流電源設備により非常用直流母線へ給電する。

・非常用所内電気設備3系統全てが同時に機能を喪失した場合は，代替所内電気設備により，必要な設備へ給電する。

表 2.1.18 重大事故等対処設備と整備する手順(1.14)

対応手段，対応設備，手順書一覧(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
代替交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第二ガスタービン発電機 第二ガスタービン発電機用燃料タンク 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 緊急用断路器 緊急用高圧母線 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC 燃料補給設備	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損及び使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止する手順
			大湊側緊急用高圧母線	自主対策設備	
		可搬型代替交流電源設備による給電	電源車 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC 燃料補給設備	重大事故等対処設備	
			緊急用高圧母線	自主対策設備	
		可搬型代替交流電源設備による代替原子炉補機冷却系への給電	電源車 移動式変圧器 燃料補給設備	重大事故等対処設備	

※1:直流 125V 蓄電池 7A 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，対応設備，手順書一覧(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
電力融通による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失)	号炉間電力融通ケーブルによる給電	号炉間電力融通ケーブル 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 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	炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損及び使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止する手順
代替直流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失) 蓄電池(枯渇)	所内蓄電式直流電源設備による給電	直流125V蓄電池A　※1 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器	重大事故等対処設備	
		常設代替直流電源設備による給電	AM用直流125V蓄電池 AM用直流125V充電器	重大事故等対処設備	

※1:直流125V蓄電池7A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，対応設備，手順書一覧(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
代替直流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失) 蓄電池(枯渇)	可搬型直流電源設備による給電	電源車 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC AM 用切替盤 AM 用直流 125V 充電器 燃料補給設備	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損及び使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止する手順
			緊急用高圧母線	自主対策設備	
		直流給電車による給電	電源車 直流給電車 燃料補給設備	自主対策設備	
低圧電源融通による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失) 蓄電池(枯渇)	低圧電源融通による給電	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備	
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	緊急用断路器 緊急用高圧母線 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 AM 用動力変圧器 AM 用 MCC AM 用切替盤 AM 用操作盤 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	
			大湊側緊急用高圧母線	自主対策設備	
燃料の補給	—	燃料補給設備による給油	軽油タンク タンクローリ (16kL) タンクローリ (4kL)	重大事故等対処設備	

※1:直流125V蓄電池7Aからの給電は，運転員による操作不要の動作である。

c. b.項に示す大規模損壊への対応手順書は，万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。

d. b.項に示す大規模損壊への対応手順書については，地震，津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して，また，PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて，当該事故により発生する可能性のある重大事故，大規模損壊への対応をも考慮する。加えて，大規模損壊発生時に，同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく，炉心注水，電源確保，放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

e. 原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順については，大規模損壊に関する考慮事項等，米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また，当該のガイドの要求内容に照らして原子炉施設の対応状況を確認する。

2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊に至る可能性のある事象は，基準地震動及び基準津波等の設計基準又はそれを一定程度超えるような規模の自然災害並びに故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。重大事故等時に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものとなる。そのため，発電所施設の被害状況から残存する資源等を活用し事故対応を行う。被害を受けた機器の復旧可能性の把握，判断も事故対応の方向性を決める判断要素の一つとする。残存する資源の把握，活用，復旧判断等の活動は，通常時の実務経験を踏まえた技術的能力 1.0 で示す重大事故等時の対応体制で引き続き対応する。

ただし，中央制御室の機能喪失，要員の被災及び重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合に対処できるよう，該当する部分の体制の整備，充実を図る。

大規模損壊発生時は，重大事故等を超えるような状況を想定した 2.1.2.1 項における大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うことを前提とし，中央制御室が機能喪失するような場合にも的確かつ柔軟に対処できるよう，重大事故等対策では考慮されていない大規模損壊に対する脆弱性を補完する手順書を用いた活動を行うための体制を整備する。

また，中長期的な対応が必要となる場合や発電所の複数の原子炉施設で同時被災した場合にも対応できる体制を整備する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，重大事故等及び大規模損壊が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう，次の体制を整備する。

- 発電所構内に緊急時対策要員，運転員，自衛消防隊合わせて常時 99 名確保し，分散して待機する。また，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により，中央制御室(運転員を含む)が機能しない場合においても，対応できる体制を整備する。
- 火災発生時の初期消火活動に対応するため，自衛消防隊初期消火班についても発電所に常時確保する。
- 重大事故等及び大規模損壊の対応で，高線量下における対応が必要な場合においても，社員で対応できるよう緊急時対策要員を確保する。
- 緊急時対策要員の補充の見込みが立たない場合は，原子炉停止等の措置を実施し，確保できる緊急時対策要員で，安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

(1) 福島第一原子力発電所事故対応の課題と対策

a. 福島第一原子力発電所事故対応の課題

当社福島第一原子力発電所事故対応では発電所対策本部の指揮命令が混乱し，迅速・的確な意思決定ができなかったが，緊急時活動や体制面における課題及び，それぞれの課題に対する必要要件を表 2.1.19 に示す。

表 2.1.19 福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要な要件

課　題	必要な要件（表 2.1.20 参照）
自然災害と同時に起こり得る複数原子炉施設の同時被災を想定した備えが十分でなかった。	①複数施設の同時被災，中長期的な対応を考慮した要員体制を構築する。
事故の状況や進展が個別の号炉毎に異なるにもかかわらず，従前の機能班単位で活動した。	②号機班を設け号炉単位に連絡体制を密にする。
中央制御室と発電所対策本部の間，発電所対策本部と本社対策本部間において機器の動作状況を共有し，正しく共有できなかった。	③中央制御室と発電所対策本部間の通信連絡設備を強化する。
	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
発電所長が全ての班（12 班）を管理するフラットな体制で緊急時対応を行なっていたため，あらゆる情報が発電所対策本部の本部長（発電所長）に報告され，情報が輻輳し混乱した。	⑤発電所長が直接監督するものの人数を減らす。（監督限界の設定）
	④情報共有ツールを活用し，情報共有することにより，本部における発話を制限する。
発電所長からの権限委譲が適切でなく，ほとんどの判断を発電所長が行う体制となっていた。	⑥発電所長の権限を下部組織に委譲する。
本来復旧活動を最優先で実施しなくてはならない発電所の要員が，対外的な広報や通報の最終的な確認者となり，復旧活動と対外情報発信活動の両立を求められた。	⑦対外対応を専属化し，発電所長の対外発信や広報の権限を委譲する。
	⑧対外対応活動を本社対策本部に一元化する。
公表の遅延，情報の齟齬，関係者間での情報共有の不足等が生じ，事故時の対外公表・情報伝達が不十分だった。	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
	⑦対外対応を専属化し，発電所長の対外発信や広報の権限を委譲する。
本社対策本部が，発電所対策本部に事故対応に対する細かい指示や命令，コメントを出し，発電所長の判断を超えて外部の意見を優先したことで，発電所対策本部の指揮命令系統を混乱させた。	⑨現場決定権は発電所対策本部に与え本社対策本部は支援に徹する。
	⑩指揮命令系統を明確化し，それ以外の者からの指示には従わない。
官邸から発電所長へ直接連絡が入り，発電所対策本部を混乱させた。	⑪外部からの問合せ対応は本社対策本部が行い，外部からの発電所への直接介入を防止する。
緊急時対応に必要な作業を当社社員が自ら持つべき技術として設定していなかったことから，作業を自ら迅速に実行できなかった。	⑫外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように消防車やホイールローダ等をあらかじめ配備し，運転操作を習得。

課　題	必要な要件（表 2.1.20 参照）
地震・津波による発電所内外の被害と放射性物質による屋外の汚染により，事故収束対応のための資機材の迅速な輸送，受け渡しができなかった。	⑬後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠を速やかに立ち上げられるよう，拠点を整備し，予め派遣する人員を決める。
	⑬汚染エリアでの輸送にも従事できるよう，放射線教育を実施。
本社は，資材の迅速な準備，輸送，受け渡しで十分な支援が出来なかった。	⑬本社は，災害発生後，発電所が必要としている資機材を迅速に送ることが出来るよう，調達・輸送面に関する運用を手順化。
通常の管理区域以上の状態が屋外にまで拡大したため，放射線管理員が不足した。	⑫社員に対して放射線放射線計測器の取扱研修を行い，放射線管理補助員を育成する。

※　当社の社内事故調報告書（福島原子力事故調査報告書）や，「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」以外にも，以下に示すような報告書が公表されており，これらの中には当社が取り組むべき有益な提言が含まれていると認識している。

- 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告（政府事故調）
- 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会報告書（国会事故調）
- 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（原子力安全・保安院）
- 「福島第一」事故検証プロジェクト最終報告書（大前研一）
- Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (INPO)
- 福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（民間事故調）

b. 原子力防災組織に必要な要件の整理

柏崎刈羽原子力発電所及び本社の原子力防災組織は，福島第一原子力発電所での課題を踏まえ，発電所の複数の原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合及び重大事故等の中期的な対応が必要となる場合でも対応できるようにするため，当社の原子力防災組織へ反映すべき必要要件及び要件適用の考え方を表 2.1.20 に整理した。

表 2.1.20 当社原子力防災組織へ反映すべき必要な要件と要件適用の考え方

<table>
<tr><th colspan="2">必要な要件（対応策）</th><th>当社の原子力防災組織への要件適用の考え方</th></tr>
<tr><td rowspan="4">組織構造上の要件</td><td>①複数施設同時被災，中長期的な対応ができる体制の構築</td><td>・発電所対策本部要員を増強。
・交替して中長期的な対応を実施。</td></tr>
<tr><td>②中央制御室毎の連絡体制の構築</td><td rowspan="2">・号機班の設置。
（プラント状況の様相・規模に応じて縮小・拡張する）</td></tr>
<tr><td>⑤監督限界の設定</td></tr>
<tr><td>⑦対外対応の専属化</td><td>・指示命令が混乱しないよう，現場指揮官を頂点に，直属の部下は最大７名以下に収まる構造を大原則とする。
・原子力防災組織に必要な機能を以下の５つに定義し，統括を新規に設置。
1.意思決定・指揮
2.対外対応
3.情報収集と計画立案
4.現場対応
5.ロジスティック，リソース管理
・対外対応に関する責任者や専属の対応者の配置。</td></tr>
<tr><td rowspan="7">組織運営上の要件</td><td>⑨現場決定権を発電所長に与える。</td><td rowspan="3">・最終的な対応責任は現場指揮官に与え，現場第一線で活動する者以外は，たとえ上位職位・上位職者であっても現場のサポートに徹する役割とする。
・必要な役割や対応について，予め本部長の権限を統括に委譲することで，自発的な対応を行えるようにする。
・本社から発電所への介入は行わない。</td></tr>
<tr><td>⑥発電所長の権限を下部組織に委譲</td></tr>
<tr><td>⑩指揮命令系統の明確化</td></tr>
<tr><td>⑧対外対応活動を本社対策本部に一本化</td><td rowspan="2">・本社対策本部に対外対応に関する責任者と専属の対応者を配置し，広報，情報発信を一本化する。
・外部からの問合せは全て本社が行い，発電所への直接介入を防止する。</td></tr>
<tr><td>⑪外部からの対応の本社一元化</td></tr>
<tr><td>④情報共有ツールの活用</td><td>・縦割りの指示命令系統による情報伝達に齟齬がでないよう，全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式（テンプレート）の統一や情報共有のツールを活用する。
・これに伴い，本部における発話を制限（情報錯綜の防止）。</td></tr>
<tr><td>⑫現場力の強化</td><td>・外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように消防車やホイールローダ等をあらかじめ配備し，運転操作を習得。
・放射線管理補助員の育成。</td></tr>
<tr><td>⑬発電所支援体制の構築</td><td>・後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠を速やかに立ち上げられるよう，拠点を整備し，予め派遣する人員を決める
・輸送を行う協力企業に放射線教育を実施する。
・本社は，災害発生後，発電所が必要としている資機材を迅速に送ることが出来るよう，調達・輸送面に関する運用を手順化。</td></tr>
</table>

※表 2.1.19 における対応策③は設備対策のため，本表には記載せず。

なお，当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件の整理に当たり，弾力性をもった運用が可能である，米国の消防，警察，軍などの災害現場・事件現場等における標準化された現場指揮に関するマネジメントシステム［ICS[1]（Incident Command System)］を参考にしている。ICS の主な特徴を表 2.1.21 に示す。

表 2.1.21 ICS の主な特徴

特徴	対応する要件※
･災害規模に応じて拡大・縮小可能な組織構造 基本的な機能として，Command（指揮），Operation(現場対応)，Planning（情報収集と計画立案），Logistics（リソース管理），Finance／Administration（経理，総務）がある。可能であれば現場指揮官が全てを実施しても構わないが，対応規模等，必要に応じ独立した班を組織する。規模の拡大に応じ，組織階層構造を深くする形で組織を拡張する。	① ② ⑤
･監督限界の設定（３～７名程度まで） Incident Commander（現場指揮官）を頂点に，直属の部下は 3～7 名の範囲で収まる構造を大原則とする。本構造の持つ意味は，一人の人間が緊急時に直接指揮命令を下せる範囲は経験的に 7 名まで（望ましくは 5 名まで）であることに由来している。	⑤
･直属の上司の命令のみに従う指揮命令系統の明確化 自分の直属の組織長からブリーフィングを受けて各組織のミッションと自分の役割を確実に理解する。善意であっても，誰の指示も受けず勝手に動いてはならない。反対に，指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くこともしてはならない。	⑩
･決定権を現場指揮官に与える役割分担の明確化 最終的な対応責任は現場指揮官にあたえ，たとえ上位組織・上位職者であっても周辺はそのサポートに徹する役割を分担する（米国の場合，たとえ大統領であっても現場指揮官に命令することはできない）。	⑨
･全組織レベルでの情報共有を効率的に行うための様式やツールの活用 縦割りの指揮命令系統による情報伝達の齟齬を補うために，全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式の統一や情報共有のためのツールを活用する。	④
･技量や要件の明確化と維持のための教育・訓練の徹底 日本の組織体制では，役職や年次による役割分担が一般的だが，ICS では各役割のミッションを明確にし，そこにつく者の技量や要件を明示，それを満たすための教育／訓練を課すことで「その職務を果たすことができる者」がその役職に就く運用となっている。	⑫
・現場指揮官をサポートする指揮専属スタッフの配置 現場指揮官の意思決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフを設けることができる。(指揮専属スタッフは，現場指揮官に変わって意思決定は行わない立場であるが，与えられた役割に対し部門横断的な活動を行うことができる点で現場指揮官と各機能班の指揮命令系統とは異なった特徴を有している。)	－

※対応する要件のうち，③は設備対策のため，⑦，⑧，⑪，⑬は，ICS の特徴に整理できないため上表に記載していない。なお，⑦，⑧，⑪は対外対応機能を分離し，本社広報，情報発信を一本化することで対応。⑬については本社に発電所支援機能を独立させ強化することで対応。(詳細は次ページ以降参照)

[1] 参考文献：
・「3.11 以降の日本の危機管理を問う」(神奈川大学法学研究所叢書 27）務台俊介編著，レオ・ボスナー／小池貞利／熊丸由布治著　発行所：(株）晃洋書房　2013.1.30 初版
・21st Century FEMA Study Course:-Introduction to Incident Command System,ICS-100,National Incident Management System(NIMS),Command and Management(ICS-100.b)／FEMA／2011.6
・「緊急時総合調整システム Incident Command System（ＩＣＳ）基本ガイドブック」
永田高志／石井正三／長谷川学／寺谷俊康／水野浩利／深見真希／レオ・ボスナー著
発行元：公益社団法人日本医師会　2014.6.20 初版

ICS は，これらの特徴を持つことから，たとえ想定を超えるような事態を迎えても，柔軟に対応し事態を収拾することを目的とした弾力性を持ったシステムであり，当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件に合致していると考えている。

c．具体的な改善策

当社の原子力防災組織の具体的な改善策について以下に記す。

(a) 組織構造上の改善

○基本的な機能として５つの役割にグルーピング。

○指揮命令が混乱しないよう，また，監督限界を考慮し，指揮官（本部長）の直属の部下（統括）を７名以下，統括の直属の部下（各班の班長）も７名以下となるよう組織を構成。班員についても役割に応じたチーム編成とすることで，班長以下の指揮命令系統にも監督限界を配慮（例：総務班の場合は，厚生チーム，警備チーム，医療チーム，総務チーム等，役割毎に分類）。

○号機班は，プラント状況の様相・規模に応じて縮小，拡張可能なよう号炉毎に配置。

○ロジスティック機能を計画立案，現場対応機能から分離。

○対外対応に関する責任者として対外対応統括を配置。

○社外対応を行う要所となるポジションにはリスクコミュニケーターを配置。

○現場指揮官の意志決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフとして安全監督担当を配置。現場の安全性について，指揮官（本部長）に助言を行うともに，現場作業員の安全性を確保するために協働し，緊急時対策要員の安全確保に努める役割を担う。安全監督担当は，部門横断的な活動を行うことができる点で本部長，統括と各機能班長の指揮命令系統とは異なった位置づけとなっており，現場作業員の安全性に関し，各統括・班長に対して是正を促すことができる。

(b) 組織運営上の改善

○指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くことがないようにする。

○最終的な対応責任は発電所対策本部にあり，重大事故等発生時における本社対策本部の役割は，事故の収束に向けた発電所対策本部の活動の支援に徹すること，現地の発電所長からの支援要請に基づいて活動することを原則とし，事故対応に対する細かい指示や命令，コメントの発信を行わない。

○必要な役割や対応について，予め本部長の権限を委譲することで，各統括や班長が自発的な対応を行えるようにする。
○発電所の被災状況や，プラントの状況を共有する社内情報共有ツール（チャット，COP（Common Operational Picture））を整備することにより，発電所や本社などの関係者に電話や紙による情報共有に加え，より円滑に情報を共有出来るような環境を整備する。（図 2.1.9）
○ＴＶ会議で共有すべき情報は，全員で共有すべき情報に限定するなど，発話内容を制限することで，適切な意思決定，指揮命令を行える環境を整備する。
○発電所対策本部及び本社対策本部間の情報共有は，ＴＶ会議システム，社内情報共有ツールと合わせて，同じミッションを持つ統括，班長同士で通信連絡設備を使用し，連絡，情報共有を行う。
○外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように消防車やホイールローダ等をあらかじめ配備し，運転操作を習得。
○本社は，後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう，拠点を整備し，予め派遣する人員を決める。
○本社は，災害発生後，発電所が必要としている資機材を迅速に送ることが出来るよう，調達・輸送面に関する運用を手順化。

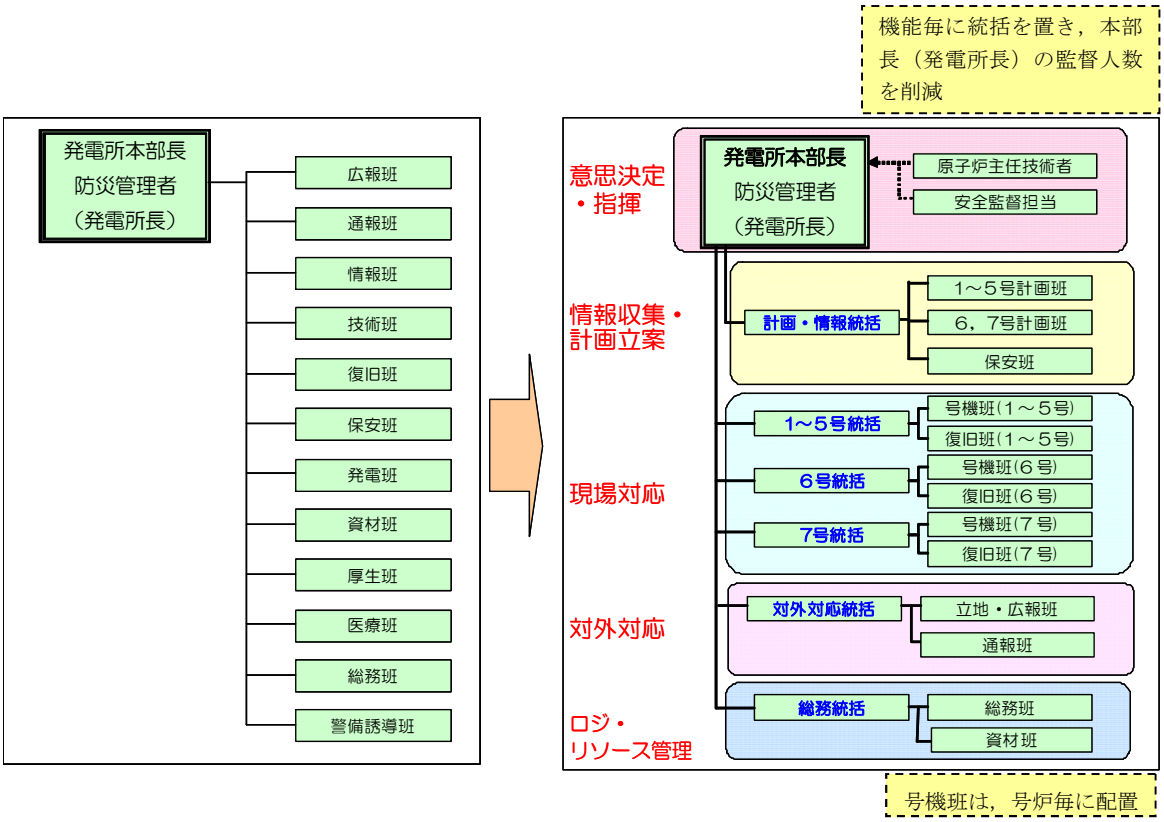


図 2.1.4 柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織の改善

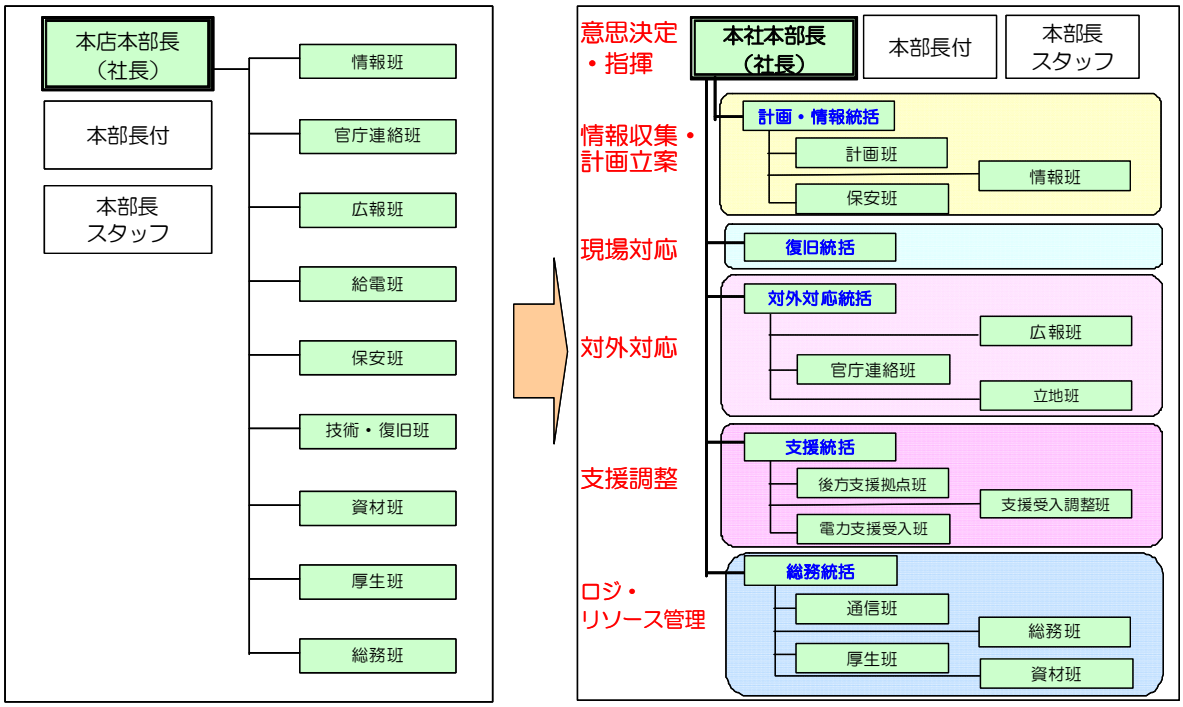
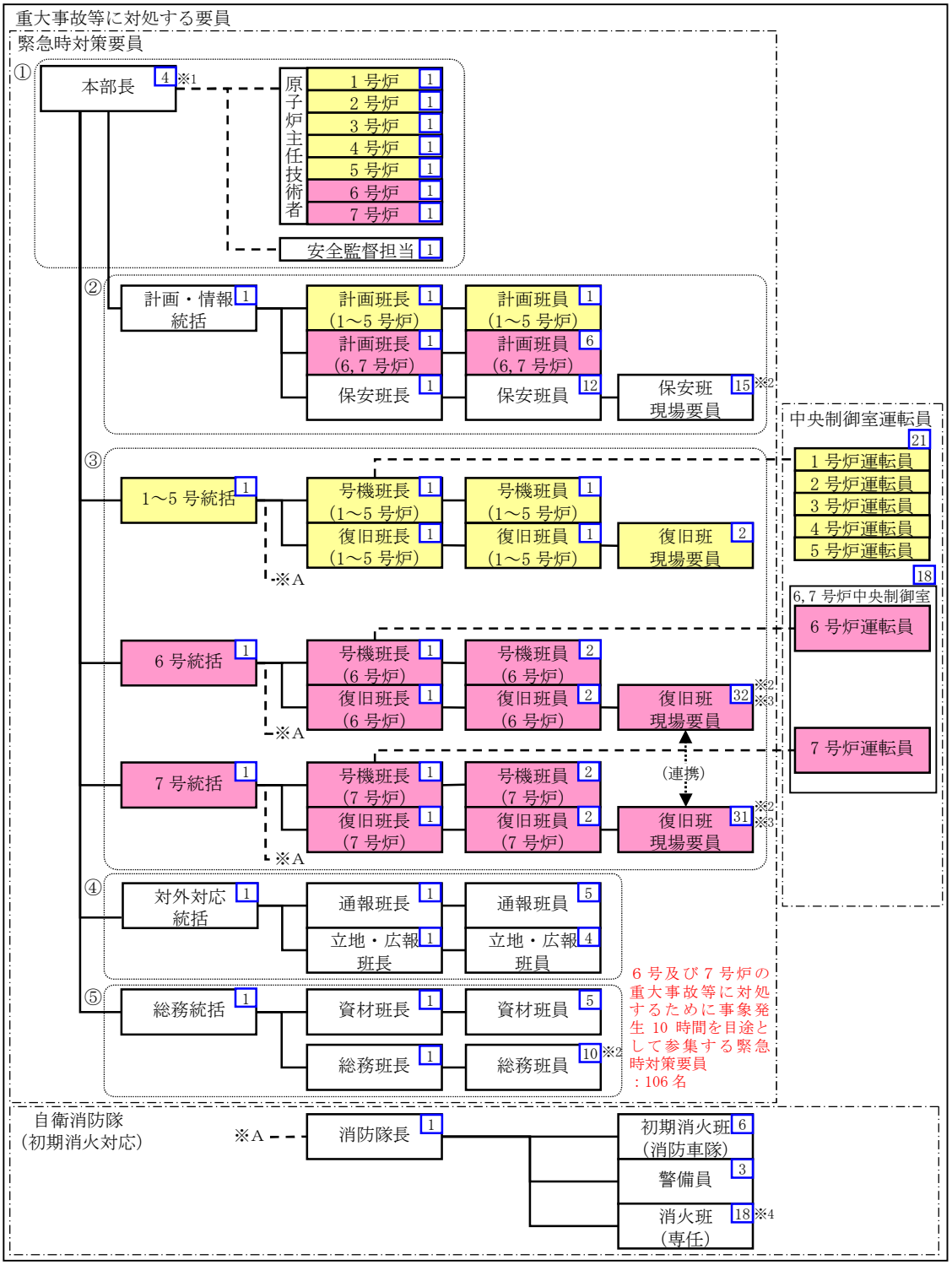


図 2.1.5 本社の原子力防災組織の改善



※1　本部付含む。
※2　班員については役割に応じたチームを編成する。
※3　復旧班現場要員は，6 号及び 7 号炉の共用設備の対応を行う現場対応要員も含まれおり，いずれかに所属させていることから人数が異なっている。
※4　消火班は，火災の規模に応じ召集する。

：1～5 号炉対応要員
：6 号又は 7 号炉対応要員
：1～7 号炉共通対応要員
□ は人数を示す

①：意思決定・指揮
②：情報収集・計画立案
③：現場対応
④：対外対応
⑤：ロジスティック・リソース管理

合計：231 名

図 2.1.6 柏崎刈羽原子力発電所　原子力防災組織　体制図
（第 2 次緊急時態勢・参集要員召集後　6 号及び 7 号炉ともに運転中の場合）

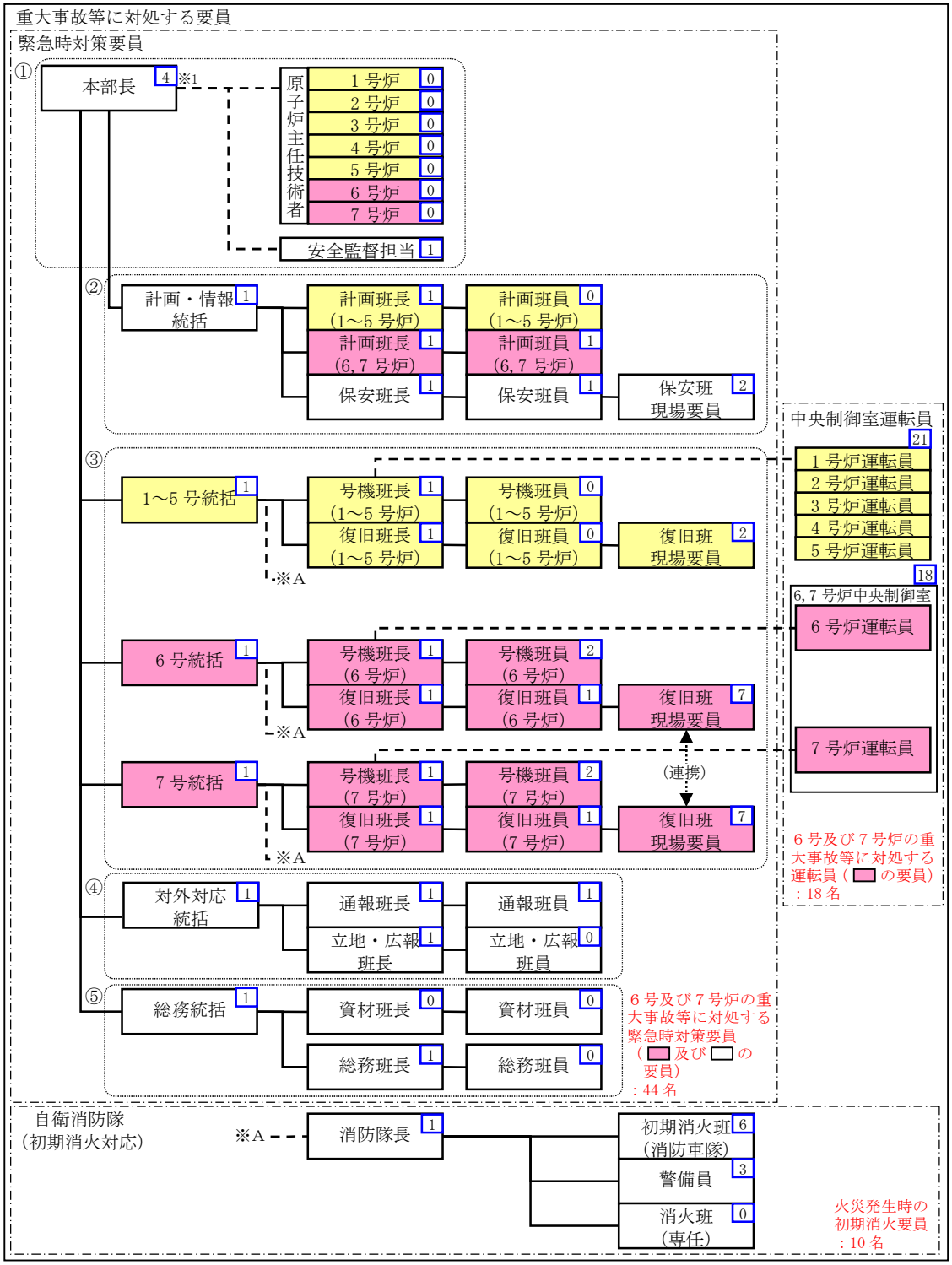
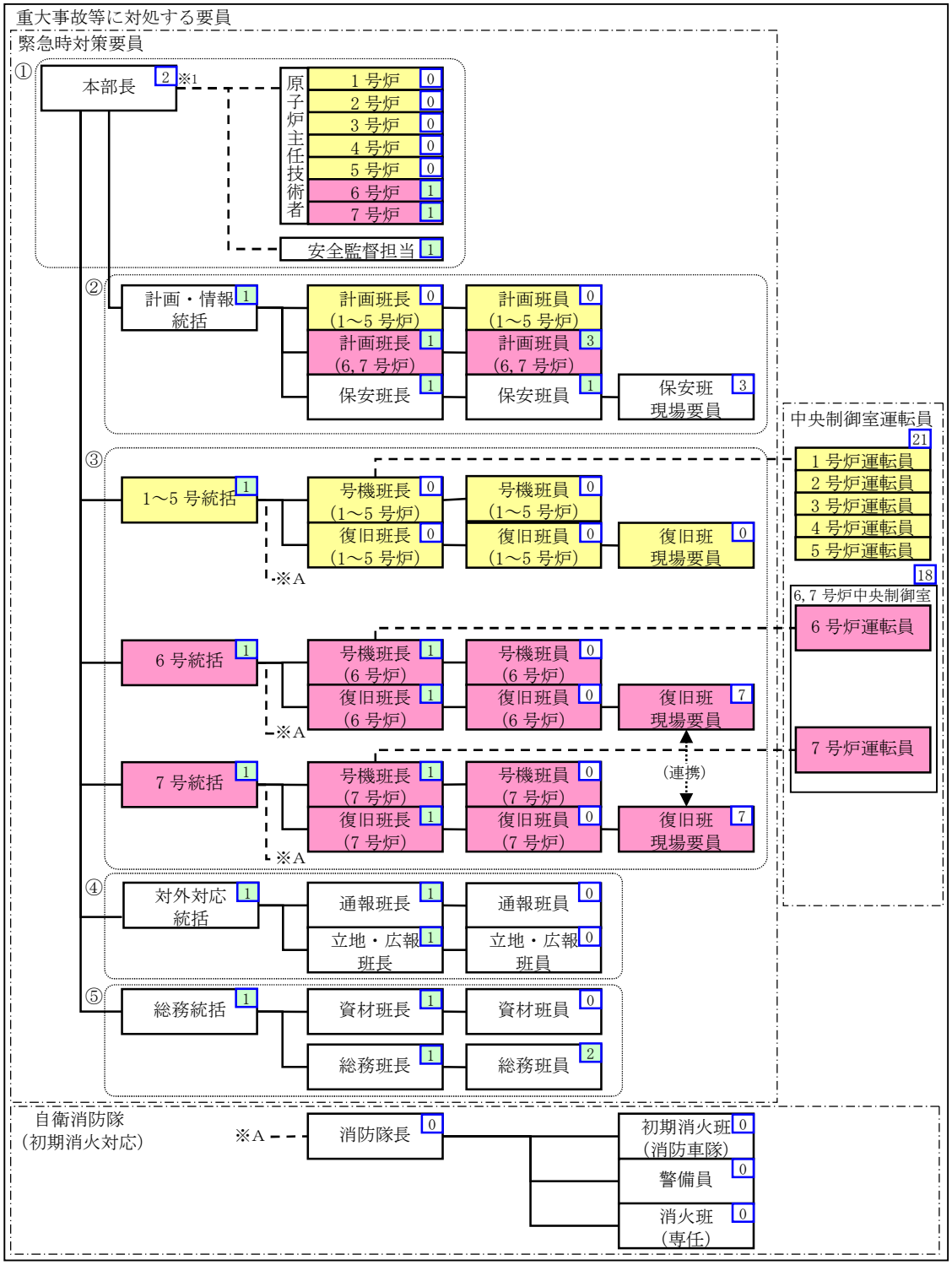


図 2.1.7 柏崎刈羽原子力発電所　原子力防災組織　体制図
（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）6 号及び 7 号炉ともに運転中の場合）



※1　本部付含む。

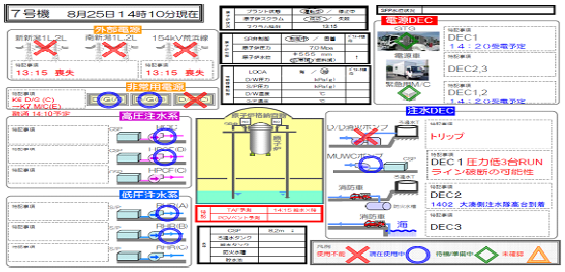
: 1～5 号炉対応要員
: 6 号又は 7 号炉対応要員
: 1～7 号炉共通対応要員
は人数を示す
は交替要員あり

①：意思決定・指揮
②：情報収集・計画立案
③：現場対応
④：対外対応
⑤：ロジスティック・リソース管理

合計：110 名
（発電所内に留まる人数。
交替要員 27 名を含む。）

図 2.1.8 柏崎刈羽原子力発電所　原子力防災組織　体制図
（プルーム通過時　6 号及び 7 号炉ともに運転中の場合）

社内情報共有ツール（チャット）



社内情報共有ツール（ＣＯＰ）

※　緊急時組織の運用については，訓練を通じて改善を図っていることから，今後変更となる可能性がある。

図 2.1.9 社内情報共有ツール

d.　改善後の効果について

原子力防災組織の改善により，以下の効果が期待できると考えている。

・指揮命令系統が機能毎に明確になる。
・管理スパンが設定されたことにより，指揮者（特に本部長）の負担が軽減され，指揮者は，プラント状況等を客観的に俯瞰し，指示が出せるようになる。
・本部長から各統括に権限が委譲され，各統括の指示の下，各機能班が自律的に自班の業務に対する検討・対応を行うことができるようになる。
・運用や情報共有ツール等を改善することにより，発電所対策本部，各機能班のみならず，本社との情報共有がスムーズに行えるようになる。

(2)　大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊への対応のための運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊員への教育及び訓練については，技術的能力 1.0 で示す重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に，大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。教育及び訓練は，各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するために実施する。必要となる力量を表 2.1.22 に示す。また，大規模損壊発生時に対応する発電所対策本部とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

大規模損壊のような過酷な状況下で対応するためには，さらに下記事項を実施することで不測の事態にも対処することが可能となる。

a. 運転員及び緊急時対策要員については，要員の役割に応じて付与される力量に加え，例えば要員の被災等が発生した場合においても，優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないよう，臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。多能化にあたっては，重大事故等時の要員の動線を考慮して多能化の組み合わせを決定する。また，緊急時対策要員は，本来の役割と異なる役割を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に担う場合があるため，技術的能力1.0で示す重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に基づき該当者の多能化を図る。加えて，要員が負傷するなどにより役割を実行できなくなった場合には，同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか，又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することになるため，代行若しくは兼務対象者に対して必要な教育を実施する。

b. 原子力防災管理者及びその代行者に対し，通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別訓練を実施する。

c. 発電所構内の要員を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。

d. 大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための個別訓練を，訓練毎に実施頻度を定めて実施する。

e. 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に行うため，重大事故等及び大規模損壊発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練，夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。

f. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は，次のとおりとし，この考え方に基づき教育訓練の計画を定め，実施する。

・各要員の役割に応じた教育及び訓練を年１回以上実施することにより，各手順を習熟させ，力量の維持・向上を図る。併せて力量が維持されていることを確認する。
・各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い，年

１回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については，年２回以上実施する。

・大規模損壊の緩和措置における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について，必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう，教育及び訓練を効果的かつ確実に実施する。

・教育及び訓練の実施結果により，手順，資機材及び体制について改善要否を評価し，必要により手順，資機材の改善，教育及び訓練計画への反映を行い，力量を含む対応能力の向上を図る。

・あらかじめ定めた連絡体制に基づき，夜間及び休日を含めて必要な緊急時対策要員を非常召集できるよう，定期的に連絡訓練を実施する。

表 2.1.22 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量
緊急時対策要員 ・本部長，各統括及び技術スタッフ	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携
緊急時対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施（統括／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解
実施組織 （自衛消防隊含む）	○復旧対策の実施 ・資機材の移動，電源車による給電，原子炉への注水，使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い ○配置場所の把握
支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い

(3) 大規模損壊発生時の体制

技術的能力 1.0 で整備する発電所対策本部体制に加え，下記事項を考慮したものとする。

a. 大規模損壊発生時の不確実性にも対処できるよう，運転員以外の発電所職員について，原則として全員を緊急時対策要員とするとともに，他号

炉の運転員による応援が可能な体制を整備する。

b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも，速やかに対策の対応を行うため，発電所構内に緊急時対策要員，運転員，自衛消防隊合わせて常時 99 名確保し，大規模損壊発生時は本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する。
また， 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により，中央制御室（6 号及び 7 号炉運転員を含む）が機能しない場合も予め想定し，緊急時対策要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。

c. 大規模損壊発生時において，緊急時対策要員として参集が期待される社員寮，社宅の緊急時対策要員の発電所へのアクセスルートは複数確保し，その中から通行可能なルートを選択し発電所へ参集する。なお，プラント状況が確実に入手できない場合は，予め定めた集合場所にて，発電所の状況等の確認を行った後，発電所へ参集する。

d. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，大規模な自然災害が発生した場合には，上記アクセスルートによる社員寮，社宅等からの参集に時間を要する可能性があるが，その場合であっても，発電所構内に分散待機する緊急時対策要員により優先する対応手順を必要とする要員数未満で対応することで当面の間は事故対応を行えるよう多能化を図る。

(4) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的考え方

大規模損壊発生時には，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても，必要な要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう，大規模損壊発生時に対応するための体制を次の基本的な考え方に基づき整備する。

a. 大規模損壊への対応に必要な要員を常時確保するため，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における運転員及び緊急時対策要員並びに自衛消防隊初期消火班は，地震，津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応でき

るよう，分散して待機する。また，地震，津波等の大規模な自然災害によって，待機場所への影響が考えられる場合は，屋外への退避及び高台への避難等を行う。なお，建物の損壊等により要員が被災するような状況においても，発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。

b. 地震，津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し，原子力防災管理者の代行者を予め複数定めることで体制を維持する。

c. 6 号及び 7 号炉同時被災時には，6 号及び 7 号炉の原子炉主任技術者は，それぞれ担当する号炉の保安監督を誠実かつ最優先に行う。また，大規模損壊の緩和措置の実施に当たり保安上必要な場合は，実施組織（所長を含む。）へ指示を行い，事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

d. プルーム放出時は，大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策要員は緊急時対策所，運転員は中央制御室待避室に留まり，その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し，その後，発電所対策本部本部長（所長）の指示に基づき再参集する。

e. 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合，発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下，自衛消防隊は消火活動を実施する。また，発電所対策本部本部長（所長）が，事故対応を実施又は継続するために，放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は，緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる。なお，発電所対策本部の体制が整った後は，本部長の判断により，自衛消防組織を設置し，自衛消防隊による消火活動を実施する。

(5) 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生した場合において，本部長を含む発電所対策本部の緊急時対策要員等が対応を行う拠点は，緊急時対策所を基本とする。免震重要棟内緊急時対策所の健全性（居住性確保，通信連絡機能等）が確認できない場合は，通信連絡設備（衛星電話設備，無線連絡設備）及び必要に応じ

て風雨を凌ぐための資機材を活用することにより，3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所が立ち上がるまでの間の発電所対策本部の指揮命令系統を維持する。

また，運転員の拠点については，中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが，中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員に危険が及ぶおそれがある場合は，施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し発電所対策本部が適切な拠点を選定する。

なお，緊急時対策所以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。

(6) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本社緊急時対策本部体制の確立

原子力災害発生時における本社対策本部の設置による発電所への支援体制は，技術的能力 1.0 で整備する。

b. 外部支援体制の確立

原子力災害発生時における外部支援体制は，技術的能力 1.0 で整備する。

2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え，2.1.2.1 項における大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

原子力災害発生時における資機材等の配備は，技術的能力 1.0 で整備する。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は，技術的能力 1.0 で想定する自然現象による影響等に加え，下記の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響等を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる場所に保管するとともに，設計基準事故対処設備と共通要因によって同時に必要な機能が損なわれることがないよう，次の考え方に基づいて保管する。

a. 可搬型重大事故等対処設備は，基準地震動を一定程度超える地震動に対して，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。

b. 可搬型重大事故等対処設備は，基準津波を一定程度超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。

c. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して，関連する常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が設置されている原子炉建屋から 100m 以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

d. 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は，アクセスルートを確保した複数の接続口を設ける。

e. 地震，津波，大規模な火災等の発生に備え，アクセスルートを確保するために，速やかに消火及び瓦礫撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については，重大事故等対策で配備する資機材と基本的な考え方に差異はない。

資機材は，炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境，大規模な火災の発生した環境を考慮するとともに，大規模な自然災害等により外部支援が受けられない状況を想定し必要な数量を配備する。また，そのような状況においても使用を期待できるよう，原子炉建屋から 100m 以上離隔をとった場所に，分散して配備する。必要な資機材には次を含む。

a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び消火設備を配備する。

c. 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用するマスク，高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な

資機材を配備する。

d. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材を確保する。

e. 大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。
　また，通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として，衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出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配備する。

2.1.3 まとめ

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより，柏崎刈羽原子力発電所において，プラント監視機能の喪失，建屋の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生した場合の対応措置として，プラント内において有効に機能する運転員を含む人的資源，設計基準事故対処設備，重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより，様々な事態において柔軟に対応できる「手順書の整備」,「体制の整備」及び「設備・資機材の整備」を行う方針とする。

「手順書の整備」においては，大規模な火災の発生に伴う消火活動を実施する場合及びプラントの状況把握が困難である場合も考慮し，可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

「体制の整備」においては，指揮命令系統が機能しなくなる等の通常の体制の一部が機能しない場合を考慮した対応体制を構築するとともに，原子力防災組織の実効性等を確認するため，大規模損壊となる種々の想定に対して本部要員が対応方針を決定し指示を出すまでの図上訓練，緊急時対策要員が必要となる力量を習得及び維持するための教育・訓練を実施する。

「設備・資機材の整備」においては，可搬型重大事故等対処設備は，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう，発電所の敷地特性を活かし，構内の高台に分散配置するとともに，原子炉建屋から離隔距離を置いて配備する。

大規模損壊への対応として整備する「手順書」,「体制」及び「設備・資機材」については，今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れることで，継続的に改善を図っていく。

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象・人為事象の抽出プロセスについて

１．外部事象の収集

柏崎刈羽原子力発電所での設計上考慮すべき事象の選定にあたっては，安全性の観点から考慮すべき外部現象を幅広く検討するために，以下の資料を参考に網羅的に自然現象 55 事象（表 1 参照）及び外部人為事象 28 事象（表 2 参照）の収集を行った。

類似・随伴事象の観点から前述の収集事象を整理した結果，自然現象 44 事象（表 3 参照），外部人為事象 20 事象（表 4 参照）を選定した。

a. 「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」(制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306193 号 原子力規制委員会決定)
b. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306194 号 原子力規制委員会決定)
c. NUREG/CR-2300 “PRA Procedures Guide”, NRC, January 1983
d. Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
e. 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年
f. ASME/ANS RA-S-2008 “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”
g. DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES(FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE(NEI-12-06 August2012)
h. B.5.b Phase2 & 3 Submittal Guideline(NEI-06-12 December 2006)-2011.5 NRC 公表

表１ 文献より収集した自然現象（1/2）

No	外部事象	外部事象を抽出した文献等※							
		a	b	c	d	e	f	g	h
1-1	凍結	○	○	○	○	○	○	○	
1-2	隕石			○	○		○	○	
1-3	降水	○	○	○	○	○	○	○	
1-4	河川の迂回	○		○	○		○	○	
1-5	砂嵐（塩を含んだ嵐）			○	○		○	○	
1-6	静振			○			○	○	
1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○	
1-8	積雪	○	○	○	○	○	○	○	
1-9	土壌の収縮又は膨張			○			○	○	
1-10	高潮			○	○	○	○	○	
1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○	
1-12	火山（火山活動・降灰）	○	○	○	○	○	○	○	
1-13	波浪・高波			○	○	○	○	○	
1-14	雪崩			○	○	○	○	○	
1-15	生物学的事象	○	○		○		○	○	
1-16	海岸侵食	○		○			○	○	
1-17	干ばつ			○	○	○	○	○	
1-18	洪水（外部洪水）	○	○	○	○	○	○	○	
1-19	風（台風）（暴風(台風)）	○	○	○	○	○	○	○	
1-20	竜巻	○	○	○	○	○	○	○	
1-21	濃霧			○			○	○	
1-22	森林火災	○	○	○	○	○	○	○	
1-23	霜，霜柱			○	○	○	○	○	
1-24	草原火災							○	
1-25	ひょう，あられ			○	○	○	○	○	
1-26	極高温			○	○	○	○	○	
1-27	満潮			○	○		○	○	
1-28	ハリケーン			○	○		○	○	
1-29	結氷板，			○	○		○	○	
1-30	氷晶				○			○	
1-31	氷壁				○				
1-32	土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）					○			
1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○	
1-34	湖又は河川の水位低下			○	○		○	○	
1-35	湖又は河川の水位上昇			○	○	○			
1-36	陥没，地盤沈下，地割れ	○			○	○		○	
1-37	極限的な圧力（気圧高/低）				○				
1-38	霧,靄				○				
1-39	塩害，塩雲	○			○				
1-40	地面の隆起	○			○	○			
1-41	動物				○				
1-42	地滑り	○		○	○	○	○	○	
1-43	カルスト				○				
1-44	地下水（浸食，多量／枯渇）	○			○				
1-45	海水面低				○				
1-46	海水面高				○	○			
1-47	水中の地滑り	○			○				
1-48	水中の有機物				○				
1-49	太陽フレア，磁気嵐							○	
1-50	高温水（海水温高）			○	○	○		○	

※ 「○」は外部事象を収集した文献を示す。

表 1 文献より収集した自然現象（2/2）

No	外部事象	外部事象を抽出した文献等※							
		a	b	c	d	e	f	g	h
1-51	低温水（海水温低）				○				
1-52	泥湧出					○			
1-53	土石流					○			
1-54	水蒸気					○			
1-55	毒性ガス			○		○	○	○	

※　「○」は外部事象を収集した文献を示す。

表 2 文献より収集した人為事象

No	外部事象	外部事象を抽出した文献等※							
		a	b	c	d	e	f	g	h
2-1	衛星の落下			○	○		○	○	
2-2	パイプラインの事故（ガスなど），パイプライン事故によるサイト内爆発等	○		○	○		○	○	
2-3	交通事故(化学物質流出含む)			○	○		○	○	
2-4	有毒ガス	○	○	○			○	○	
2-5	タービンミサイル	○	○	○	○		○	○	
2-6	飛来物(航空機衝突（偶発）)	○	○	○	○		○	○	○
2-7	工業施設又は船舶の爆発			○	○		○	○	
2-8	船舶の衝突(船舶事故)	○	○		○			○	
2-9	自動車又は船舶の爆発				○			○	
2-10	船舶から放出される固体又は液体不純物				○				
2-11	水中の化学物質				○				
2-12	爆発(プラント外での爆発)	○	○		○				
2-13	プラント外での化学物質流出				○				
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出			○	○		○	○	
2-15	軍事施設からのミサイル				○				
2-16	掘削工事				○				
2-17	他のユニットからの火災				○				
2-18	他のユニットからのミサイル				○				
2-19	他のユニットからの内部溢水				○				
2-20	電磁的障害	○	○		○				
2-21	ダムの崩壊	○	○		○				
2-22	内部溢水	○	○	○	○		○		
2-23	火災(近隣工場等の火災)	○	○	○	○				
2-24	第三者の不法な接近	○	○						
2-25	航空機衝突（意図的）	○	○		○				
2-26	妨害破壊行為（内部脅威含む）	○	○						
2-27	サイバーテロ	○	○						
2-28	重量物落下	○	○		○				

※　「○」は外部事象を収集した文献を示す。

表 3 自然現象の整理

No.	自然現象	備考
1	地震	(1-7)
2	津波	(1-11)
3	降水	(1-3)
4	積雪	(1-8)
5	雪崩	(1-14)
6	ひょう，あられ	(1-25)
7	氷嵐，雨氷，みぞれ	(1-25)
8	氷晶	(1-30)
9	霜，霜柱	(1-23)
10	結氷板，流氷，氷壁	氷結，結氷板（1-29），氷壁（1-31）
11	風（台風含む）	風（台風）（暴風(台風)）（1-19），ハリケーン（1-28）
12	竜巻	(1-20)
13	砂嵐	(1-5)
14	霧，霞	濃霧，霧（1-21），靄（1-38）
15	高温	(1-26)
16	低温	凍結（1-1）
17	高温水（海水温高）	(1-50)
18	低温水（海水温低）	(1-51)
19	極限的な圧力（高/低）	(1-37)
20	落雷	(1-33)
21	高潮	高潮（1-10），満潮（1-27）
22	波浪	(1-13)
23	風津波	波浪・高波（1-13）
24	洪水	(1-18)
25	池・河川の水位低下	(1-34)
26	河川の迂回	(1-4)
27	干ばつ	(1-17)
28	火山	火山活動（1-12），土石流（1-53），水蒸気（1-54），毒性ガス（1-55）
29	地滑り	地滑り（1-32），土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）（1-42）
30	海水中の地滑り	水中の地滑り（1-47）
31	地面隆起 （相対的な水位低下）	地面隆起（1-40）
32	土地の浸食，カルスト	陥没，地盤沈下，地割れ（1-36），カルスト（1-43）
33	土の伸縮	土壌の収縮又は膨張（1-9）
34	海岸浸食	海岸侵食（1-16）
35	地下水（多量/枯渇）	(1-44)
36	地下水による浸食	(1-44)
37	森林火災	森林火災（1-22），草原火災（1-24）
38	生物学的事象	生物学的事象（1-15），動物（1-41），水中の有機物（1-48）
39	静振	静振（1-6），湖又は河川の水位低下（1-34），湖又は河川の水位上昇（1-35），海水面低（1-45），海水面高（1-46）
40	塩害，塩雲	(1-39)
41	隕石，衛星の落下	隕石（1-2），衛星の落下（2-1）
42	太陽フレア，磁気嵐	(1-49)
43	土石流	(1-53)

No.	自然現象	備考
44	泥湧出	(1-52)

※（ ）内の番号は「表 1 文献より収集した自然現象」又は「表 2 文献より収集した人為事象」における番号

表 4 人為事象の整理

No.	人為事象	備考※
1	航空機落下（偶発）	(2-6)
2	ダムの崩壊	(2-21)
3	火災・爆発	交通事故(化学物質流出含む) (2-3), 爆発(プラント外での爆発) (2-12), 他のユニットからの火災 (2-17), 火災(近隣工場等の火災) (2-23)
4	有毒ガス	(2-4)
5	船舶の衝突	(2-8)
6	電磁的障害	(2-20)
7	パイプライン事故	(2-2)
8	第三者の不法な接近	(2-24)
9	航空機衝突（意図的）	(2-25)
10	妨害破壊行為 (内部脅威含む)	(2-26)
11	サイバーテロ	(2-27)
12	産業施設の事故	工業施設又は船舶の爆発 (2-7)
13	輸送事故	自動車又は船舶の爆発 (2-9)
14	軍事活動による ミサイルの飛来	(2-15)
15	サイト内外での掘削	(2-16)
16	内部溢水	他のユニットからの内部溢水 (2-19), 内部溢水 (2-22)
17	タービンミサイル	タービンミサイル (2-5), 他のユニットからのミサイル (2-18)
18	重量物輸送	(2-28)
19	化学物質の放出による 水質悪化	船舶から放出される固体又は液体不純物 (2-10), 水中の化学物質 (2-11), プラント外での化学物質流出 (2-13), サイト貯蔵の化学物質の流出 (2-14)
20	油流出	船舶から放出される固体又は液体不純物 (2-10)

※（ ）内の番号は「表 2 文献より収集した人為事象」における番号

(1)各事象の影響度評価と選定

各自然現象・各人為事象について，想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ，設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に考え得る起因事象について評価し，その結果から特にプラントの安全性に影響を与える可能性がある事象を選定した。（自然現象については表 5，人為事象については表 6 参照。）

選定に当たっては，そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか，非常に苛酷な状況を想定した場合，プラントの安全性が損なわれる可能性があるか，影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で確認した。

(2)選定結果

上記評価の結果，苛酷な状況となる可能性がある事象であって，影響の程度評価を行うべき外部事象を以下のとおり選定した。

【自然現象】
・地震
・津波
・風（台風含む）
・竜巻
・低温（凍結）
・降水
・積雪
・落雷
・火山
・隕石

※　森林火災については，出火原因となるのは，たき火やタバコ等の人為によるものが大半であると想定し，人為事象「火災・爆発」に整理した。

【人為事象（偶発的）】
・航空機落下（偶発）※
・火災，爆発（森林火災，近隣工場の火災・爆発，航空機落下火災等）※
・有毒ガス※
・内部溢水※
【人為事象（意図的）】
・航空機衝突（意図的）

表 5 評価対象自然現象評価結果（1/11）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
1	降水	①浸水 建屋内浸水による機器浸水	津波評価において敷地内への浸水を想定しており，津波の影響に包絡される。
		②荷重（堆積荷重） 建屋屋上での雨水排水不可（排水能力超過）による滞留	建屋屋上への荷重については，排水設計がなされており，設計想定を超える降水に対しても十分な強度を有していると考えられるため，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
2	積雪 ※詳細は添付資料2.1.2参照	①荷重（堆積荷重） 建屋及び屋外機器への堆積	・ 原子炉建屋が天井崩落した場合に，原子炉補機冷却系が機能喪失し，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 ・ タービン建屋が天井崩落した場合にタービン建屋や発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。 ・ コントロール建屋が天井崩落した場合に，建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）により機能喪失し，計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が溢水により機能喪失に至るシナリオ。 ・ 軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には，軽油タンク機能喪失に至り，以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下においては，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により，全交流電源喪失に至るシナリオ。
		②相間短絡 送電・変電設備の屋外設備への着氷	・ 送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって，相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。
		③閉塞（空調） 給排気口の閉塞（堆積又は付着による給気口閉塞）	・ D/G 室空調給気口の閉塞により，非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において，上記②の外部電源喪失が同時発生した場合に，全交流電源喪失に至るシナリオ。
3	雪崩	①荷重（衝突） 雪崩による建屋及び屋外機器への荷重	建屋周辺に急峻な斜面が無いことから，プラントの安全性に影響を与えるような雪崩は発生せず，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。

表 5 評価対象自然現象評価結果（2/11）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
4	ひょう，あられ	①荷重（衝突） 建屋及び屋外機器へのひょう（又はあられ）の衝突	ひょうについて竜巻飛来物として設定していることから，竜巻の影響に包絡される。 ただし，ひょう，あられについては，竜巻とは異なり，敷地内の広範囲の設備に影響を与える可能性があるものの，考え得る荷重の大きさから，影響を受ける設備は限定的と考えられる。
5	氷嵐，雨氷，みぞれ	①荷重（堆積） 建屋及び屋外機器への雨氷等の着氷	火山及び積雪で想定している起因事象で，天井崩落等を想定していることから，火山及び積雪の影響に包絡される。（火山はNo.26，積雪はNo.2参照）
		②閉塞（空調） 建屋や屋外機器への雨氷等の着氷	火山及び積雪で想定している起因事象で，D/G 室空調給気口の閉塞を想定していることから，火山及び積雪の影響に包絡される。（No.2参照）
6	氷晶	①荷重（堆積） 建屋及び屋外機器への付着	火山及び積雪で想定している起因事象で，天井崩落等を想定していることから，火山及び積雪の影響に包絡される。（火山はNo.26，積雪はNo.2参照）
		②閉塞（空調） 建屋及び屋外機器への付着	火山及び積雪で想定している起因事象で，D/G 室空調給気口の閉塞を想定していることから，火山及び積雪の影響に包絡される。（No.2参照）
7	霜，霜柱	①－ 建屋及び屋外機器への霜の付着，敷地での霜柱生成	建物や屋外設備への霜付着による影響はなく，霜柱についても発生範囲は土露出範囲であるため，プラントの安全性が損なわれるような影響は発生せず，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
8	結氷板，流氷，氷壁	①閉塞（取水） 流氷などによる取水口閉塞	柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。

表 5 評価対象自然現象評価結果（3/11）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
9	風（台風含む） ※詳細は添付資料 2.1.6 参照	①荷重（風圧，衝突） 風圧（又は飛来物衝突）による建屋，設備の損傷	・風荷重によりタービン建屋が損傷し，タービン，発電機に影響が及んでタービントリップに至るシナリオ。 ・風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至るシナリオ。 ・風荷重にて軽油タンク等が損傷し，かつ同時に外部電源喪失が発生し，全交流電源喪失に至るシナリオ。 ※飛来物衝突影響については竜巻の影響に包絡される。
		②閉塞（取水） 台風による漂流物による取水口閉塞	台風による漂流物により取水口が閉塞した場合，原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
10	竜巻 ※詳細は添付資料 2.1.7 参照	①荷重（風圧，気圧差，及び衝突） 風圧，気圧差又は飛来物損傷による建屋設備損傷	・風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷，又は飛来物が建屋外壁を貫通し，タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ。 ・送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ。 ・軽油タンク等が損傷，かつ外部電源喪失している状況下において，非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により，全交流電源喪失に至るシナリオ。 ・循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し，復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ。
		②閉塞（取水） 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞	・竜巻により資機材，車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合，原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

表 5 評価対象自然現象評価結果（4/11）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
11	砂嵐	①閉塞（空調） 空調フィルタの閉塞	柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
12	霧，靄	①－ 発電所敷地内での霧，靄（もや）の発生による設備等への影響無し	安全施設の機能が損なわれることはなく，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
13	高温	①外気温度高 外気温度高による機器等の冷却能力低下	空調設計条件を超過する可能性はあるものの，１日の中でも気温の変動があり高温状態が長時間にわたり継続しないこと，空調設備が余裕をもって設計されていること，また，外気温度高により即安全性が損なわれることはないことから，安全施設の機能が損なわれることはない。よって，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
14	低温（凍結） ※詳細は添付資料 2.1.3 参照	①外気温度低（凍結） 屋外配管・タンクの内部流体凍結	軽油タンク等内の軽油の凍結と着氷による相間短絡によって外部電源喪失が同時発生し，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇となり全交流電源喪失に至るシナリオ。
15	高温水 （海水温高）	①海水温度高（冷却機能低下：海水系） 取水温度高に伴う冷却性能への影響	海水温度高に伴う復水器真空度低下により，タービントリップに至るシナリオ。この場合でも事象の影響は内部事象レベル 1PRA に包絡される。
16	低温水 （海水温低）	①－ 取水温度低に伴う海水系機器への影響無し	取水温度低について冷却性能の劣化につながらず，影響無いため，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
17	極限的な圧力 （高/低）	①荷重（気圧差） 気圧差による空調設備等への影響	竜巻の影響に包絡される。（No.10 参照）

表 5 評価対象自然現象評価結果（5/11）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
18	落雷 ※詳細は添付資料 2.1.4 参照	①雷サージ及び誘導電流 過電圧による設備損傷	・落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により，プラントスクラムに至るシナリオ。 ・屋外設備への雷サージの影響により，外部電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ。 ・屋外設置のタンク類(軽油タンク，液化窒素貯槽)の内，軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失が外部電源喪失と同時に発生し，全交流電源喪失に至るシナリオ。 ・建屋内外への雷による誘導電流の影響により，各種設備が機能喪失となり，その他過渡事象に至るシナリオ。
19	高潮	①浸水 高潮による建屋や機器への浸水影響	津波評価において敷地内への浸水を想定しており，津波の影響に包絡される。
20	波浪	①浸水 波浪による建屋や機器への浸水影響	津波評価において敷地内への浸水を想定しており，津波の影響に包絡される。
21	風津波	①浸水 風津波による建屋や機器への浸水影響	津波評価において敷地内への浸水を想定しており，津波の影響に包絡される。
22	洪水	①浸水 発電所敷地の浸水による建屋や機器への影響（津波を除く）	津波以外の外部洪水としては，ダムの決壊や河川の氾濫など考えられるが，柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。したがって，本事象によるプラントへの影響は無いことから，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。

表 5 評価対象自然現象評価結果（6/11）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
23	池・河川の水位低下	①－ 河川等の水位低下による設備等への影響無し	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから，河川等からの取水不可によるプラントへの影響は無く，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
24	河川の迂回	①－ 河川の迂回による設備等への影響無し	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから，河川等からの取水不可によるプラントへの影響は無く，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
25	干ばつ	①－ 干ばつに伴う河川等からの取水不可による設備等への影響無し	柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから，河川等からの取水不可によるプラントへの影響は無く，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。

表 5 評価対象自然現象評価結果（7/11）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
26	火山 ※詳細は添付資料2.1.5参照	①荷重（堆積） 建築物やタンク等上部への降下火山灰の堆積による天井崩落	・原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に損傷，機能喪失し，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 ・タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し，建屋最上階に設置しているタービン，発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。 ・コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し，建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し，計測制御系機能喪失に至るシナリオ。 ・軽油タンクが火山灰堆積荷重により天井崩落，破損に至り，以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により，全交流電源喪失に至るシナリオ。
		②閉塞（取水） 降下火山灰の取水口及び海水系への取込みによる閉塞	海水中の火山灰が高濃度な場合に，熱交換器の伝熱管，海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により，海水系設備の機能喪失，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
		③閉塞（空調） 降下火山灰の換気空調系への取込みによる閉塞	D/G 室空調給気口閉塞により，非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において，以下⑤の外部電源喪失が発生している状況下では，全交流電源喪失に至るシナリオ。
		④腐食 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響	腐食の進行は時間スケールの長い事象であり，発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく，適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。よって，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
		⑤相間短絡 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡	火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着し，霧や降雨の水分を吸収することによって，相間短絡を起こし外部電源喪失に至るシナリオ。

表 5 評価対象自然現象評価結果（8/11）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
27	地滑り	①荷重（衝突） 地滑りに伴う土砂等の建屋・屋外設備への衝突	・送電設備については，斜面に設置されているものもあり，地滑りにより送電設備が倒壊することで，外部電源喪失に至るシナリオ。 ・一方，周辺斜面と原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は十分な離隔距離を有しており，プラントの安全性に影響が及ぶことはないと判断。
28	海水中の地滑り	①閉塞（取水） 海水中の地滑りに伴う取水口閉塞	・港湾内については，海底に地滑りの発生しうる起伏がないため，発生可能性がない。 ・港湾外の地滑りに伴い発生可能性のある津波については，津波事象として考慮。
29	地面隆起（相対的な水位低下）	①地盤安定性 地盤の隆起に伴う建屋や屋外設備の傾斜等による損壊	地面隆起は，地震の随伴事象である。原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は岩着や杭基礎で施工されており，地震時は一体となって震動することから，プラントの安全性に影響が及ぶような部分的な地面隆起は発生せず，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
30	土地の浸食，カルスト	①地盤安定性 土壌の流出による荒廃，地盤沈下に伴う建屋や屋外設備の周辺地面の浸食による設備等の損壊	土地の浸食は，時間スケールの長い事象であり，発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく，適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。よって，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
31	土の伸縮	①地盤安定性 建屋・屋外設備の周辺地面の変状による設備等の損壊	原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は，岩着や杭基礎等の工法にて施工されており，土の伸縮による影響を受けにくい。また，土の伸縮は，時間スケールの長い事象であり，発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく，適切な運転管理や保守管理により対処可能。 よって，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。

表 5 評価対象自然現象評価結果（9/11）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
32	海岸浸食	①冷却機能低下：海水系 海岸線の後退，海底勾配の変化による取水設備性能への影響	海岸浸食は，時間スケールの長い事象であり，発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく，適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
33	地下水 （多量/枯渇）	①浸水 地下水の建屋地下階への流入による設備等の浸水	多量の地下水流入については，時間スケールの長い事象であり，発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく，適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
		②－ 地下水の枯渇	地下水は活用しておらず，安全施設の機能が損なわれることはないと判断。したがって，本事象によるプラントへの影響は無く，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
34	地下水による浸食	①地盤安定性 建屋・屋外構築物の地下部（地下階，基礎部）土壌浸食	安全上重要な建屋や屋外設備は，岩着や杭基礎等の工法にて施工されており，発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく，適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
		②浸水 建屋地下部の浸食による建屋内への地下水の流入	基本的に設備等の機能に影響を及ぼすほどの地下水が建屋内へ流入する可能性は稀である。また，仮に浸食があっても，時間スケールの長い事象であり，発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく，適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。

表 5 評価対象自然現象評価結果（10/11）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
35	森林火災	①熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	森林火災が送電設備に延焼し，外部電源喪失に至るシナリオ。 発電所周辺監視区域の境界に沿って森林を伐採しており，構外から延焼する状況に対して一定の効果があると考えられること，敷地境界から出火した場合であっても，防火帯を設定しておりプラントまでの離隔距離が十分あること，防火帯内側への延焼を仮定した場合でも街路樹等が燃えるだけで火災の規模は限定的なため，消火が可能であると考えられること，プラント近傍は非植生であり，仮に危険物（軽油タンク）に延焼した場合であっても原子炉建屋外壁面が 200℃未満であることを評価で確認していることから，原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設への影響は無く，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
		②外気取入機器及び人への影響 ばい煙などによる閉塞（空調）影響及び人への影響	ばい煙の換気空調系への取込みは，火山の影響に包絡される。(No.26 参照) ばい煙を取り込むことによる人への影響については，発電所敷地内の林縁とプラント間に十分な離隔距離があることから，影響はないと判断。ばい煙が中央制御室空調外気取入口まで達する仮定した場合でも，再循環運転を行うことで影響を抑えられるため，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
36	生物学的事象	①閉塞（取水） 海生生物（くらげ等）の襲来による取水口閉塞	大量発生したくらげ等の海生生物により，取水口が閉塞した場合に，原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。この場合でも事象の影響は内部事象レベル 1PRA に包絡される。
		②個別設備の機能喪失 齧歯類（ネズミ等）によるケーブル類の損傷，電気機器接触による地絡など	ネズミ等齧歯類によるケーブル類の損傷，電気機器接触による地絡などは，個別機器の不具合というランダム事象に整理される。このようなランダム事象は，内部事象レベル１PRA 等にて，その他過渡事象として考慮されている。
37	静振	①浸水 港湾内での潮位振動による取水への影響	津波評価において敷地内への浸水を想定しており，津波の影響に包絡される。津波の事故シーケンスは，津波のレベル１PRA に示すとおり。(浸水影響の最も大きい津波の評価においては，数値シミュレーションを実施しており，その中で静振の影響も考慮されている。)
		②冷却機能低下：海水系 港湾内での潮位振動による取水への影響	

表 5 評価対象自然現象評価結果（11/11）

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
38	塩害，塩雲	①塩害による屋外構築物・設備の腐食	腐食は，発電所の運転に支障をきたす時間スケールで事象進展しないことから，安全施設の機能が損なわれる恐れはなく，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
39	隕石，衛星の落下	①荷重（衝突） 隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷 ②荷重（衝突） 発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波 ③浸水 隕石の発電所近海への落下に伴う津波	安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等が衝突に至る可能性は，極低頻度な事象ではあるが，被害の影響から大規模損壊の対象とする。 ①,②荷重（衝突）については，表 6 No.1 航空機落下（偶発）と同じ起因事象等が発生する可能性がある。 ③浸水については，津波の影響に包絡される。
40	太陽フレア， 磁気嵐	①誘導電流 太陽フレアの地磁気誘導電流による変圧器の損傷	磁気嵐により誘導電流が発生し，変圧器等の送電・変電設備の損傷により，外部電源喪失に至るシナリオ。 ただし，磁気嵐の影響を受けるのは，こう長の長い送電線であり，D/G 及び非常用電源母線への影響はなく，プラントの安全性への影響はないと判断。 太陽フレアによる電磁波や放射線については，電波障害等を引き起こす可能性はあるものの，基本的に大気や磁場により地表面まで到達せず，更に建屋による遮へい効果に期待できるため安全設備等への影響については考えにくいことから大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
41	土石流	①荷重（衝突） 土石流による建屋及び屋外機器への荷重	敷地内に渓流がなく、土石流危険区域に指定されていないことから土石流が敷地内に到達することはない。従って、本事象から大規模損壊シナリオ検討にあたって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
42	泥湧出	①地盤安定性 地盤の脆弱化に伴う建屋や屋外設備の傾斜等による損傷	地震による液状化で損傷が想定される機器は、地震動による損傷も想定しており、地震の影響に包絡される。

表 6 評価対象人為事象評価結果（1/5）

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
1	航空機落下（偶発）	①荷重（衝突） 航空機が建屋等へ衝突	[redacted]
		②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	
2	ダムの崩壊	①浸水 ダムの崩壊に伴う洪水による建屋や機器への浸水影響	発電所周辺にダムの崩壊により洪水となる河川は無いため，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
3	火災・爆発	①熱影響，爆風圧 発電所内に保管されている危険物の火災や爆発による影響	非常用ディーゼル発電設備の軽油タンクで火災が発生した場合であっても原子炉建屋の温度が許容値以上に上昇しないことを確認。 非常用ディーゼル発電設備の軽油タンク全数が焼損した場合は，ディタンクの枯渇により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るが，外部電源と同時に機能喪失することは無いため，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。 個別の設備が火災により損傷した場合，外部電源喪失，非隔離事象，隔離事象，全給水喪失，RPS 誤動作，原子炉補機冷却系故障，手動停止等に至る。更にこれらが多数重畳した場合には大規模損壊に至る可能性がある。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 6 評価対象人為事象評価結果（2/5）

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
4	有毒ガス	①中央制御室居住性の低下 有毒ガスが中央制御室内に取り込まれることによる運転操作への影響	発電所周辺には有毒ガスの発生源となる危険物を貯蔵している石油コンビナートは無い。発電所構内で貯蔵している物質（塩素，窒素）が漏えいした場合であっても，中央制御室の空調系を再循環モード運転へ移行することにより，有毒ガスの影響を遮断できるため，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
5	船舶の衝突	①冷却機能低下：海水系 漂流船舶が取水設備を損傷させることによる冷却機能への影響	漂流船舶が発電所港湾内に侵入した場合であっても，カーテンウォールにより直接取水設備を損傷させることは無いが，仮に更に内部へ侵入し，取水設備を損傷させた場合は，最終ヒートシンクが喪失に至るシナリオとなる。この場合でも事象の影響は内部事象レベル1PRA に包絡される。
6	電磁的障害	①電磁波によるノイズ 電磁波を放出する機器による計測制御系へのノイズ発生で安全機能の誤動作，誤不動作	携帯電話等の電磁波を放出する機器が中央制御室などの発電所内に誤って偶発的に持ち込まれることによる計測・制御設備への影響が想定される。中央制御室や現場にある操作盤については，電波障害試験により耐性を確認しているが，想定を上回る影響が生じた場合は，計測制御系への外乱が想定される。事象影響としては落雷の影響に包絡される。
7	パイプライン事故	①熱影響，爆風圧 パイプラインの損傷・破裂による火災，爆風	パイプラインは道路下に埋設されており，埋設深度も法令で定められている。また，緊急時にはガスの遮断が行われるため，爆発が発生したとしても外部に対する影響は限定的である。仮に飛来物が発電所へ届く場合があったとしても，事象影響としては竜巻の影響に包絡される。
8	第三者の不法な接近	①－ 原子炉施設内に悪意を持った第三者が侵入	原子炉施設内への侵入だけでは起因事象の発生は無い。(原子炉施設への影響は No.10 妨害破壊行為に包絡。)

表 6 評価対象人為事象評価結果（3/5）

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
9	航空機衝突（意図的）	①荷重（衝突） 航空機が建屋等へ衝突	
		②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	
10	妨害破壊行為（内部脅威含む）	①衝撃力 爆発物等による衝撃力	大型航空機の衝突その他のテロリズムとして扱う
		②中央制御室の占拠等 悪意操作，サボタージュ	
11	サイバーテロ	①制御システムのハッキング 制御システムのハッキングによる悪意操作	
12	産業施設の事故	①熱影響，爆風圧 発電所外の産業施設の事故による火災，爆発	発電所敷地周辺に石油コンビナート施設は無いため，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
13	輸送事故	①熱影響，爆風圧 危険物輸送車両や船舶の発電所敷地周辺における事故による火災，爆風	危険物輸送車両や船舶にて火災，爆発が発生した場合でも危険限界距離以上離れている。爆風により飛来物を想定した場合であっても竜巻の影響に包絡される。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 6 評価対象人為事象評価結果（4/5）

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
14	軍事活動によるミサイルの飛来	①荷重（衝突） ミサイルが建屋等へ衝突	大型航空機の衝突その他のテロリズムとして扱う
		②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	
15	サイト内外での掘削	①物理的損傷 発電所内外において地面の掘削工事を行い，設備の一部を損傷	地面の掘削工事を行う場合は，埋設物の管理図面により事前調査を行い，予め埋設物の位置を確認する。仮に埋設物を損傷させた場合の影響として，埋設ケーブル切断による外部電源喪失に至るシナリオとなる。 また，発電所内外の送電鉄塔を掘削工事により倒壊させた場合も外部電源喪失に至るシナリオとなる。この場合でも事象の影響は内部事象レベル 1PRA に包絡される。
16	内部溢水	①浸水 原子炉施設内の配管等の破損による保有水の漏えいの影響	外部電源喪失，非隔離事象，隔離事象，全給水喪失，RPS 誤動作，原子炉補機冷却系故障，手動停止等に至る。これらが多数重畳した場合には大規模損壊に至る可能性がある。
17	タービンミサイル	①荷重（衝突） タービンの一部が飛来物となって衝突	飛来物衝突影響について航空機衝突（意図的）に包絡される。

表 6 評価対象人為事象評価結果（5/5）

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考えうる起因事象等
18	重量物輸送	①荷重（落下） 輸送中の燃料集合体の落下による破損	燃料取替機は燃料取替作業中の燃料集合体落下防止対策（フェイル・セイフ設計など）がとられているため，燃料集合体の落下事故の発生確率は非常に小さく，さらにその発生を仮定した場合でも破損した燃料からの放射性物質の放出量は僅かであり，外部への影響は小さいことが評価されている。したがって，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生は無いと判断。
		②荷重（衝突） 重量物輸送車両やクレーン等の重機の転倒による屋外設備の損壊	作業に重機を使用する場合は，転倒防止対策を行うため発生することは考えにくいが，仮に重機が転倒した場合は変圧器や軽油タンクの損壊が想定される。これにより，外部電源喪失とディタンク枯渇による非常用ディーゼル発電設備の機能喪失により全交流電源喪失に至るシナリオが考えられるが，重機転倒による損傷範囲は重機の大きさに限定されるため，起因事象として考慮する必要は無いと判断。(考慮した場合であっても大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象では無い)
19	化学物質の放出による水質悪化	①冷却機能低下：海水系 発電所内で保管されている化学物質が港湾内へ放出され，又は船舶事故により化学物質が流出し，海水系の冷却機能へ影響	発電所内で保管している化学物質については，堰の設置や建屋内保管により漏えい拡大防止対策をしており，港湾内への流出は考えにくい。船舶事故にて流出する可能性は否定できないが，海水系に取水される段階では十分希釈されていると想定できる。したがって，本事象による影響を考慮する必要は無いと考えるが，仮に影響が生じた場合は最終ヒートシンク喪失に至るシナリオとなる。この場合でも事象の影響は内部事象レベル 1PRA に包絡される。
20	油流出	①冷却機能低下：海水系 船舶等から流出した油が海水系の冷却機能へ影響	海水の取水については，カーテンウォールを設置して深層取水を行っており，油が直接海水系に流入することは考えにくいが，仮に影響が生じた場合は最終ヒートシンク喪失に至るシナリオとなる。この場合でも事象の影響は内部事象レベル 1PRA に包絡される。

設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重
② 送電変電設備の屋外設備への着氷
③ 空調給気口の閉塞
④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等の内，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む）の設備等を評価対象設備として選定した。

＜建屋＞
・原子炉建屋
・コントロール建屋
・タービン建屋

＜屋外設備＞
・送変電設備
・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）
・中央制御室換気空調設備
・非常用ディーゼル発電機非常用給気設備（6 号機），非常用電気品区域空調設備（7 号機）（以下，D/G 室空調）

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モード毎に，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重

建屋及び屋外設備に対する積雪荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

＜建屋＞

○原子炉建屋

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで，原子炉補機冷却系が喪失し，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

○タービン建屋

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，タービンや発電機に影響が及び，タービントリップに至るシナリオ。

○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）により機能喪失し，計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後，中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ溢水が伝播し機能喪失に至るシナリオ。

＜屋外設備＞

○軽油タンク等

軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には，軽油タンク機能喪失に至る可能性があり，以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下においては，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により，全交流電源喪失に至るシナリオ。

② 送変電設備の屋外設備への着氷

送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって，相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。

③ 空調給気口の閉塞

中央制御室換気空調及び D/G 室空調給気口閉塞による各空調設備が機能喪失に至る。（ただし，中央制御室換気空調については，外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため，考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。）

仮に D/G 室空調給気口の閉塞により，非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において，上記②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流電源喪失に至る。

④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

積雪により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの，設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては，除雪を行うことから問題はない。

そのため上記①～③の影響評価の結果として，電源車の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に，別途，詳細検討するものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を越える積雪事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には，(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるものの，最終ヒートシンク喪失，タービントリップについては，運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していること，計測制御系機能喪失については，地震や津波のレベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。軽油タンクについても，天井の許容荷重を上回る積雪荷重によって破損に至る可能性はあるものの，外部電源喪失との重畳による全交流電源喪失は，運転時の内部事象や地震，津波のレベル 1PRA でも考慮しているものであり，追加のシナリオではない。

なお，各建屋や軽油タンクの天井が崩落するような積雪事象は，年超過確率評価上，10^{-7}/年より小さい事象であること（表1参照），積雪事象の進展速度の遅さを踏まえると除雪管理が可能であることから，発生可能性は非常に稀である。

表1 各建屋・タンクの積雪荷重と年超過頻度の比較

建屋・タンク	積雪荷重	年超過頻度	結果
原子炉建屋	6号炉 357cm 7号炉 361cm	266cm：10^{-7}/年未満 （10^{-4}/年：135.9cm 10^{-7}/年：213.3cm）	積雪荷重を超えるまでに大きな裕度がある
タービン建屋	6号炉 266cm 7号炉 266cm		
コントロール建屋	371cm		
軽油タンク	6号炉 321cm 7号炉 321cm		

② 送変電設備の屋外設備への着氷

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの，設計基準を超える積雪事象に対して発生を否定できないため，送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべき起因事象として選定する。

③ 空調給気口の閉塞

仮にD/G室空調給気口閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至り，かつ同時に外部電源喪失に至ることを想定した場合，全交流電源喪失に至ることとなるが，全交流電源喪失については，運転時の内部事象や地震，津波レベル1PRAでも考慮しており，追加のシナリオではない。

なお，基本的には除雪管理が可能であるが，D/G室空調給気口が閉塞に至る積雪深さは，年超過確率評価上，10^{-7}/年より小さくなること，積雪の給気口への付着・堆積についても除雪管理が可能であることから，積雪事象による給気口閉塞事象の発生可能性は非常に稀であり，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため，考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。（表2にD/G室空調及び中央制御室換気空調給気口を示す。）

表 2 各空調給排気口の高さと年超過頻度の比較

空調給排気口	設置高さ	年超過頻度	結果
D/G 室空調(A) 給気口	6 号炉：11.7 m 7 号炉：11.5 m	7.8m：10^{-7}/年未満 10^{-4}/年：135.9cm 10^{-7}/年：213.3cm	設置高さを超えるまでに大きな裕度がある
D/G 室空調(A) 排気口	7.8 m		
D/G 室空調(B) 給気口	6 号炉：11.7 m 7 号炉：11.5 m		
D/G 室空調(B) 排気口	7.8 m		
D/G 室空調(C) 給気口	6 号炉：11.7 m 7 号炉：11.5 m		
D/G 室空調(C) 排気口	7.8 m		
中央制御室換気 空調設備給気口	4.2 m		
中央制御室換気 空調設備排気口	4.2 m		

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となりうるシナリオを以下のとおり選定した。

○原子炉建屋の天井が崩落した場合に，原子炉補機冷却系が機能喪失し，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。

○タービン建屋の天井が崩落した場合にタービンや発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。

○コントロール建屋の天井が崩落した場合に，建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）により機能喪失し，計測制御系機能喪失に至るシナリオ。さらには中央制御室の下階に位置している直流電源設備が溢水により機能喪失に至るシナリオ。

○軽油タンクの天井が崩落した場合で，かつ外部電源喪失が発生している状況下において，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により，全交流電源喪失に至るシナリオ。

○送電線や碍子へ雪が着氷することによって，相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。

○D/G室空調給気口閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失，かつ外部電源喪失の同時発生により全交流電源喪失に至るシナリオ。

上記シナリオについては，いずれも運転時の内部事象や地震，津波レベル1PRAにて考慮しているものであり，追加すべき新たなものはない。

また，1.(4)項での起因事象の特定結果のとおり，上記シナリオの内，建屋又は軽油タンクの天井崩落やD/G室空調給気口閉塞については，事象の発生頻度が表1及び表2に示したように非常に小さいこと，除雪管理により発生を防止可能なことから，発生自体が非常に稀な事象である。

除雪については，敷地周辺の積雪量が約30cm以上となり，気象情報（除雪予報）等から除雪が必要と判断される場合には，安全施設等を対象として実施する。また，アクセスルートについては積雪量が10cm以上となった場合に除雪を実施する。除雪運用で想定している積雪量を超過するような場合には，原子炉建屋等の重要施設の倒壊防止，構内アクセスルートの確保，重大事故等対処施設の機能確保の優先順位で除雪を行う。このような除雪対応により建屋に損傷が生じるような場合でも被害範囲は一部の建屋・機器に留まる。

さらに，積雪量が設計基準値(167cm)を超過する場合，又は除雪作業による対応が間に合わず，設計基準値を超過する可能性が見込まれる場合には，プラントを停止するとともに必要な注水手段を確保する。

設計基準を超える低温事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

柏崎刈羽原子力発電所の立地環境，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例等から低温に対する発電所への影響を調査し，その結果，以下の通り機能喪失モードを抽出した。

① 屋外タンク及び配管内流体の凍結
② ヒートシンク（海水）の凍結
③ 着氷による送電線の相間短絡

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等の内，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

(屋外設備)

・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）
・取水設備（海水）
・送変電設備

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

低温によって軽油タンク等内の軽油が凍結するとともに，以下③に示す外部電源喪失が発生している状況下においては，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により，全交流電源喪失に至る。

②ヒートシンク（海水）の凍結

低温によって柏崎刈羽原子力発電所周辺の海水が凍結することは起こりえないと考えられるため，この損傷・機能喪失モードは考慮しない。

③着氷による送電線の相間短絡

送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって，相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を越える低温事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

低温に対して設計上の配慮はなされているものの，設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため，軽油タンク等内の軽油の凍結を想定した場合，外部電源喪失の同時発生時においては，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流電源喪失に至るシナリオは考えられる。

ただし，軽油タンク等内の軽油が凍結に至る温度－20℃は，年超過確率評価上，約10^{-7}/年（10^{-7}/年の年超過頻度に対する温度は－21.2℃）となることから，起因事象としての発生頻度は十分に小さく，また，低温は事前の予測が可能であり，凍結防止等の必要な安全措置を講じることができる。

②ヒートシンク（海水）の凍結

上述のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，想定するシナリオはない。

③送変電設備の屋外設備への着氷

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの，設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため，送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

2. 事故シーケンスの特定

1．にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起因事象として全交流電源喪失と外部電源喪失を選定したが，いずれも運転時の内部事象や地震，津波レベル1PRAにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

また，上述のとおり，軽油タンク等内の軽油が凍結に至る低温事象は，年

超過確率評価上，約10^{-7}/年と非常に稀な事象であること，低温は事前の予測が可能であり，凍結防止等の必要な安全措置を講じることができるることから，低温事象を要因とする全交流電源喪失についての詳細評価は不要と考えられる。

よって，事故シーケンス抽出にあたって考慮すべき起因事象は，外部電源喪失のみとなるが，軽油タンク等内の軽油が凍結する可能性の小ささを踏まえると，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ
② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ
③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備の内，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

ただし，落雷については，建屋内外を含め全ての設備等に影響が及ぶ可能性が考えられるため，具体的な設備の特定は実施せず，次項の起因事象になりうるシナリオの選定にあたっては，影響範囲が同様である地震 PRA の評価を参照し行うこととする。

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

シナリオの作成に関しては，「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007」（(社)日本原子力学会）及び柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉に対する地震 PRA の起因事象選定の考え方から，落雷での発生可能性のある起因事象となりうるシナリオについて検討した。

ただし，落雷の影響として構造損傷は発生しないことから，地震 PRA にて考慮している起因事象の内，原子炉格納容器及び圧力容器の損傷，LOCA 事象といった建屋・構造物の損傷については除外した。

また，設計基準を上回る落雷では，ノイズにより計測制御設備が誤動作しスクラムする可能性がある。また，雷サージや誘導電位によりプラントが影響を受けた場合，その異常（タービントリップ等）を検知しスクラムするこ

とから，プラントスクラム後を想定した。

落雷については単発雷を想定すると，複数の系統に期待出来る設備については区分分離が実施されているので，機能喪失することはない。したがって，想定を超える落雷の複数発生により生じるシナリオを想定した。

① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ

計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至るシナリオ。

② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ

屋外設備（送電線や送電鉄塔，変圧器，屋外設置タンク）への落雷により，当該設備の機能喪失に至るシナリオ。また，外部とのケーブルを融通している建屋内の制御盤・電源盤が機能喪失に至るシナリオ。

③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

屋外及び屋内設備に発生する誘導電位により，建屋内設備が機能喪失するシナリオ。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を上回る落雷（雷撃電流値）に対する裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 落雷により計測制御設備に発生するノイズ

当該事象の発生時には，計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至る可能性はあるが，ノイズの影響は計測制御設備に限定され，仮に誤動作に至る場合でもプラントはスクラムし，以降の事象進展については内部事象 PRA における過渡事象に含まれるため，起因事象としてはその他過渡事象として整理する。スクラム以外の誤動作（ポンプの誤起動等）については，設備の機能喪失には至らず，かつ復旧についても容易であることから，起因事象としては抽出しない。

② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ

屋外変圧器に過度な電流が発生した場合，機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが，設計を超える落雷が発生した場合，外部電源喪失に至る可能性がある。さらに，屋外設置のタンク類(軽油タンク，液化窒素貯槽)の内，軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失に至る場合，全交流電源喪失となることから起因事象として抽出した。また，シナリオとして抽出されない各個別機器の

機能喪失についてはその他過渡事象として考慮した。

③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

落雷による屋外及び屋内設備へ発生する誘導電位については，その影響が広範囲に渡るため，地震 PRA にて選定される起因事象の内，建屋・構造物の損傷を除外した起因事象として下記を抽出した。ただし，スクラム後の状態を想定していることから，ATWS については対象外とし，下記に含まれない事象についてはその他過渡事象とした。柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉に対する地震 PRA での起因事象選定のフローを参考に落雷により発生しうる起因事象選定を実施した。（図 1 参照）

・外部電源喪失
・全交流電源喪失
・原子炉補機冷却系喪失
・直流電源喪失
・計測・制御系喪失に伴う制御不能
・その他過渡事象

上記起因事象の内，安全上重要な設備の損傷を要因とするものについて，設計基準雷撃電流値 200kA を超える雷撃電流値に対する裕度（起因事象発生可能性）を評価した。

評価は，過去に実施した雷インパルス試験結果をもとに，雷撃電流により発生する誘導電位が各設備の絶縁耐力値を上回る雷撃電流値を評価し，その雷撃電流値の発生可能性について評価を実施した。具体的には，印加電流とそれにより発生する誘導電位は比例関係にあることが知られていることから，過去の雷インパルス試験結果から印加電流（雷撃電流）に応じて発生する誘導電位を推定し，各設備の絶縁耐力値（設計値が低い計測制御設備：雷インパルス試験絶縁耐力値 1000V）との比較により機能喪失判断を実施した。6 号炉の場合，印加電流に対し発生しうる最大の誘導電圧は 200kA 換算で 709.3V であるが（表 1 参照），この関係から絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 282kA（発生頻度は 8.7×10^{-6} 件／年）で設備損傷と判断する。7 号炉の場合表 2 より絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 620kA（発生頻度 1.4×10^{-7} 件／年）となる。したがって，安全上重要な設備が損傷に至る雷撃が発生する可能性は非常に小さく，かつ起因事象の発生には複数区分の設備が損傷することが必要となるため，落雷を要因とする上記起因事象の発生は極低頻度事象である。

表 1 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(6 号炉)

発点－ 着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V)（（ ）内は印加電流(A)）		誘導電圧 200kA 換算値(V)	
		発点側	着点側	発点側	着点側
R/B(FMCRD)－ C/B	計装	0.6(900)	1.06(888)	133.3	238.7
R/B(4F 東側)－ T/B	計装	3.22(908)	0.012(884)	709.3	2.7
R/B(4F 東側以外)－ T/B	制御	0.84(900)	0.042(900)	186.7	9.3
R/B2F － B3F	計装	0.1(888)	0.24(896)	22.5	53.6

表 2 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(7 号炉)

発点－ 着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V)（（ ）内は印加電流(A)）		誘導電圧 200kA 換算値(V)	
		発点側	着点側	発点側	着点側
R/B(FMCRD)－ C/B	計装	1.1(868)	0.34(872)	253.5	78.0
R/B(4F 東側)－ T/B	計装	5.04(876)	0.32(868)	1150.7 ※	73.7
R/B(4F 東側以外)－ T/B	制御	1.04(904)	1.4(868)	230.1	322.6
R/B2F － B3F	計装	0.12(864)	0.66(872)	27.8	151.4

※柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の場合，R/B(4F 東側)－ T/B 間で最大約 1150V/200kA の誘導電位が発生するが，当該区間を融通しているのは「R/A 外気差圧発信器」のみであり，差圧発信器にはアレスタ（雷インパルス試験耐電圧値：15kV）が内蔵されており，機器に影響を及ぼすことは無い。

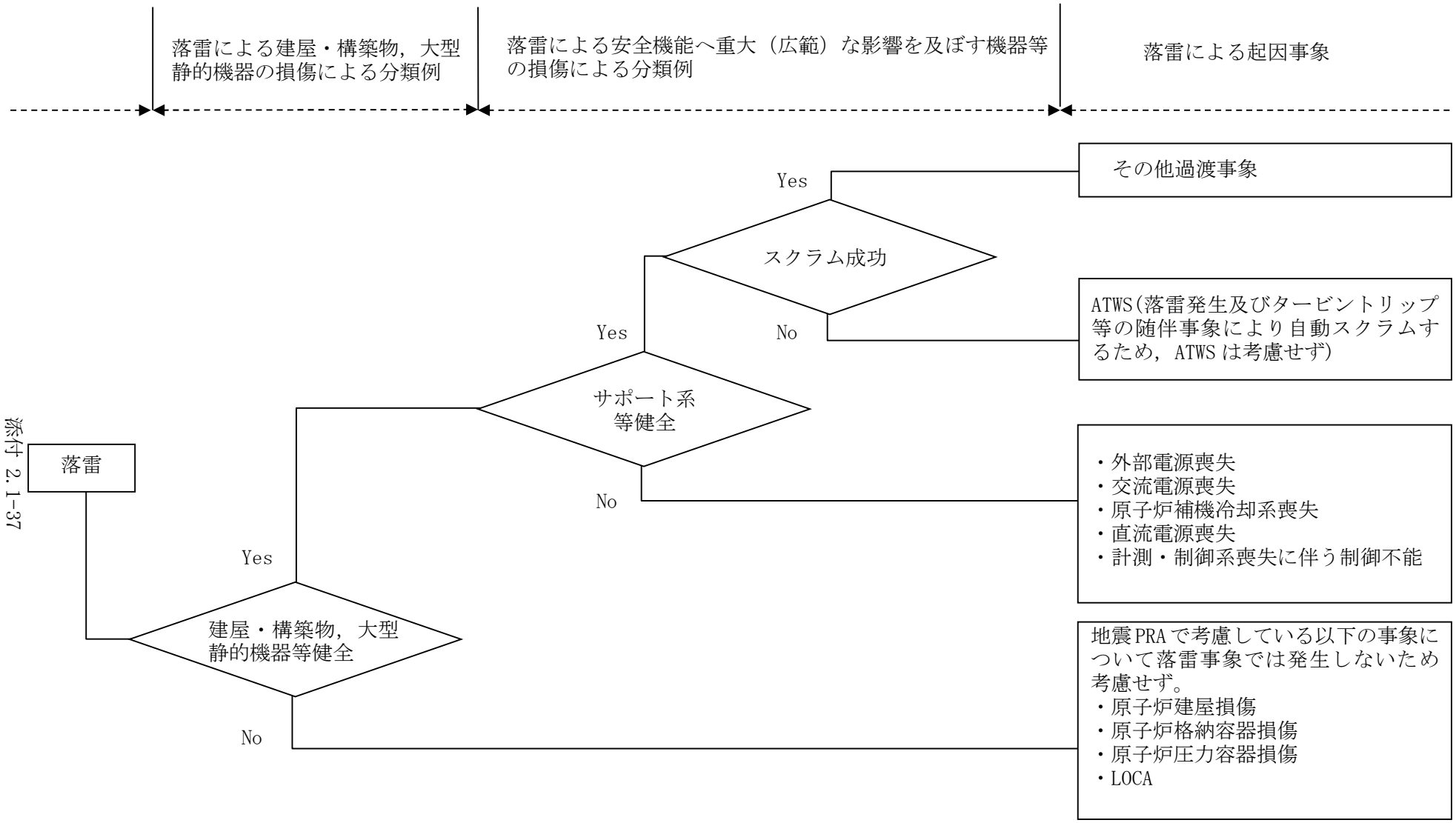


図 1 原子炉の燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー（落雷）

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のあるシナリオ及び起因事象として以下の通り抽出した。

○落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により，プラントスクラムに至るシナリオ

○屋外設備への雷サージの影響により，外部電源喪失，全交流電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ

○建屋内外への雷による誘導電流の影響により，各種設備が機能喪失に至るシナリオ

上記のシナリオにおける起因事象については，内部事象や地震，津波レベル1PRAにて考慮しており，落雷により追加するべき事故シーケンスは無いと判断した。

また，上記シナリオの発生頻度は，1.(4)に示した通り極低頻度であること，又は発生した場合であっても緩和設備に期待出来ることから，有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

火山事象の内，火砕流や火山弾といった原子力発電所の火山影響評価ガイド（制定 平成25 年6 月19 日 原規技発第13061910 号 原子力規制委員会決定）（以下，影響評価ガイド）において設計対応不可とされている事象については，影響評価ガイドに基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性が無いと判断されている。よって，個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物のうち火山灰（以下，降下火山灰）を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。

降下火山灰により設備等に発生する可能性のある影響について，影響評価ガイドも参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重
② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞
③ 降下火山灰による換気空調系フィルタの閉塞
④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響
⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡
⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備の内，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重

（建屋）

原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

（屋外設備）

軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）

② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞
取水口及び海水系（原子炉補機冷却海水系）

③ 降下火山灰による換気空調系フィルタの閉塞
・中央制御室換気空調
・非常用ディーゼル発電機室非常用給気設備（6 号炉），非常用電気品区域換気空調（7 号炉）（以下，D/G 室空調）

④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響
軽油タンク等

⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡
送変電設備

⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化
－（アクセスルート）

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対して，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重

建屋及び屋外設備に対する降下火山灰堆積荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

＜建屋＞

○原子炉建屋

原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に損傷，機能喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る。

○タービン建屋

タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置しているタービン，発電機に影響が及び，タービントリップに至る。

○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し，計測制御系機能喪失に至る。

＜屋外設備＞

○軽油タンク

軽油タンクが火山灰堆積荷重により天井崩落，破損に至り，以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により，全交流電源喪失に至る。

② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水中への降下火山灰による取水口や海水系への影響については，定量的な裕度評価は困難ではあるが，降下火山灰に対する取水量や取水設備構造などを考慮すると，取水口閉塞の発生は考えにくく，考慮すべきシナリオとしては抽出不要と考えられる。

海水系については，海水中の火山灰が高濃度な場合には，熱交換器の伝熱管，海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により,海水系設備の機能喪失,最終ヒートシンク喪失に至る。

③ 降下火山灰による換気空調系フィルタの閉塞

降下火山灰によって中央制御室換気空調及びD/G室空調給気口閉塞により各空調設備が機能喪失に至る。（ただし，中央制御室換気空調については，外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため，考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。）

D/G 室空調給気口閉塞により，非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において，以下⑤の外部電源喪失が発生している状況下では，全交流電源喪失に至る。

④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

火山灰が屋外設備に付着することによる腐食については，屋外設備表面には耐食性の塗装（エポキシ等）が施されており腐食の抑制効果が考えられること，腐食の進展速度の遅さを考慮し，適切な保全管理が可能と判断，考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡

火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着し，霧や降雨の水分を吸収することによって，相間短絡を起こし外部電源喪失に至る。

⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化

降下火山灰により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの，設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては，除灰を行うことから問題はない。

そのため上記①～⑤の影響評価の結果として，電源車の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に，別途，詳細検討するものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を超える降下火山灰に対しての裕度評価を実施し，事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。（火山事象については，積雪や落雷のように年超過確率の評価が困難であるため，それに基づく起因事象発生可能性の考慮は実施しない。）

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

設計として想定している降下火山灰堆積量30cmは，表4.1に示す各建屋天井及び軽油タンクの許容荷重より小さく，裕度を有しているものの，各建屋及び軽油タンクの許容荷重以上に堆積した場合には，(3)項で選定した各シナリオに至る可能性がある。

ただし，最終ヒートシンク喪失，タービントリップ，計測制御系機能喪失，全交流電源喪失については，内部事象や地震，津波のレベル1PRAでも考慮している事象であることから，追加のシナリオではない。

表4.1 各建屋・タンクの火山灰堆積における許容荷重

建屋・タンク	許容荷重
原子炉建屋	6号炉：71cm 7号炉：72cm
タービン建屋	6号炉：53cm 7号炉：53cm
コントロール建屋	74cm
軽油タンク	6号炉：64cm 7号炉：64cm

② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水中の降下火山灰による海水系への影響については，火山灰の性質である硬度を考慮すると，海水中の降下火山灰によって熱交換器の伝熱管や海水ポンプ軸受の異常磨耗は進展しにくく，また，海水ストレーナの自動洗浄機能によって，機能喪失することは考えにくい，しかし，何らかの理由で，海水中の火山灰が大量に流入した場合には，海水系が機能喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性はある。ただし，最終ヒートシンク喪失は内部事象や地震，津波のレベル 1PRA でも考慮しており追加のシナリオではない。

③ 降下火山灰による換気空調系フィルタの閉塞

D/G 室空調フィルタへの降下火山灰の影響については，設計基準を超える降下火山灰に対しても，フィルタ交換が可能な構造であることを考慮すると，換気空調系フィルタの閉塞発生可能性が十分に低減されると考えられるが，定量的な裕度評価が困難であり，何らかの理由で大量の火山灰が流入した場合は，非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至る。ただし，非常用ディーゼル発電機の機能喪失は内部事象や地震，津波のレベル 1PRA でも考慮しており追加のシナリオではない。

④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

火山灰が屋外設備に付着することによる腐食については，屋外設備表面に耐食性の塗装（エポキシなど）が施されており腐食の抑制効果があること，及び腐食の進展速度が遅いことを考慮し，適切な保全管理により発生防止が可能であるため，腐食を要因とする起因事象は考慮不要である。

⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡

降下火山灰の影響を受ける可能性がある送変電設備は，発電所内外の広範囲に渡るため，全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失の発生可能性は否定できない。ただし，外部電源喪失は内部事象や地震，津波でも考慮しており追加のシナリオではない。

2. 事故シーケンスの特定

1.(3)項にて起因事象となりうるシナリオを以下のとおり選定したが，いずれのシナリオについても，内部事象又は地震，津波レベル1PRAにて考慮して

いるものであり，追加すべき新たなものはない。

・原子炉建屋天井崩落による最終ヒートシンク喪失
・タービン建屋天井崩落によるタービントリップ
・コントロール建屋天井崩落による計測制御系機能喪失
・軽油タンク等の損傷及び外部電源喪失の重畳による全交流電源喪失
・海水系の閉塞による最終ヒートシンク喪失
・D/G室空調給気口閉塞及び外部電源喪失による全交流電源喪失
・送電網又は変圧器への相間短絡による外部電源喪失

また，上記シナリオの内，各建屋及び軽油タンクの天井の崩落については，除灰により発生防止を図ることが可能であること，D/G室空調給気口閉塞についてもフィルタ交換により発生防止を図ることが可能であることから，それぞれの事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

風（台風）事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

① 風荷重による建屋や設備等の損傷
② 強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
③ 強風によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等の内,プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には,以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

＜建屋＞
・原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

＜屋外設備＞
・送変電設備
・軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）
・取水口

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モード毎に，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 風荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋外設備に対する風荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

＜建屋＞

○原子炉建屋

風速については，年超過確率評価上，10^{-7}/年となる風速は 55.7m/s（地上高 10m，10 分間平均風速）となるが，原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造のため，この程度の極めて発生することが稀な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○コントロール建屋

風速については，年超過確率評価上，10^{-7}/年となる風速は 55.7m/s（地上高 10m，10 分間平均風速）となるが，コントロール建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり，極端な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○タービン建屋

タービン建屋については，建屋上層部が鉄骨造である。万が一，風荷重により破損に至るような場合は，鉄骨造である建屋上層部が考えられる。その場合の影響範囲としては，タービンや発電機が想定され，シナリオとしてはタービントリップが考えられる。

＜屋外設備＞

○送変電設備

風荷重により送変電設備が損傷した場合，外部電源が喪失する。

○軽油タンク等

風速については，年超過確率評価上，10^{-7}/年となる風速は 55.7m/s（地上高 10m，10 分間平均風速）となるが，この程度の風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることは無いものの，仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷し，かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流電源喪失に至る。

②強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

強風により資機材，車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合，原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが，取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

③“アクセス性や作業性の悪化”

強風により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぶ可

能性があるものの，設計基準対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外作業へ影響が及んだ場合であっても問題はない。

そのため上記①の影響評価の結果として，電源車の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に，別途，詳細検討するものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を超える風荷重に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 建屋や屋外設備に対する“荷重”により発生可能性のあるシナリオ

＜建屋＞

タービン建屋上層部は鉄骨造であり風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの，設計基準を大幅に超える風荷重が建屋に作用した場合，建屋が損傷してタービン，発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため，タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定する。

なお，原子炉建屋及びコントロール建屋については，鉄筋コンクリート造であり，風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから，年超過確率10^{-7}/年の風速55.7m/s（地上高10m，10分間平均風速）を超える風荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないと考えられることから風荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要とした。

＜屋外設備＞

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの，設計基準を超える風荷重に対して発生を否定できないため，送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し，かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流電源喪失に至るが，軽油タンク等は，年超過確率評価上，10^{-7}/年となる風速55.7m/s（地上高10m，10分間平均風速）の風荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから，起因事象としての発生頻度は十分小さく詳細評価は不要と考えられる。

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となりうるシナリオを以下のとおり選定した。

○タービン建屋損傷に伴いタービントリップに至るシナリオ

○送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ

○軽油タンク等が損傷，かつ外部電源が喪失している状況下において，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により，全交流電源喪失に至るシナリオ

上記シナリオについては，運転時の内部事象や地震，津波レベル1PRAにて考慮しており追加のシナリオはない。

また，上記シナリオの内，全交流電源喪失シナリオは，軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率評価上，＜10^{-7}/年）を考慮すると，発生自体が非常に稀な事象であり，起因事象としてはタービントリップと外部電源喪失のみを考慮すればよく，原子炉建屋及びコントロール建屋，軽油タンク等の損傷可能性を踏まえると，これら起因事象から有意な頻度又は影響のある事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について,国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷
② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷
③ 風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷
④ 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
⑤ 竜巻襲来後の瓦礫散乱によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等の内,プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には,以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。ただし，屋内設備については，飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるが，個別機器としては特定せず，地上１階以上かつ PCV 外の機器については損傷を前提とする。

＜建屋＞
・原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋
＜屋外設備＞
・送変電設備，軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

(3) 起因事象になりうるシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

シナリオの作成に関しては，「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安

全評価に関する実施基準：2007」（(社)日本原子力学会）及び柏崎刈羽原子力発電所7号炉に対する地震PRAの結果から，地震により発生する起因事象を参照し，竜巻での発生可能性のある起因事象となりうるシナリオについて検討した。

竜巻の影響としては，飛来物の建屋外壁貫通が考えられるものの，原子炉建屋等の大規模破損に至ることは考えられないこと，更には原子炉格納容器及び原子炉格納容器内の設備まで影響を及ぼすことは考えられないことから，地震PRAにて考慮している起因事象の内，原子炉格納容器の損傷，原子炉圧力容器の損傷，LOCA事象といった建屋・構造物の損傷については除外した。

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モード毎に，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する風荷重及び気圧差荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

＜建屋＞

○原子炉建屋

竜巻の最大風速については，年超過確率評価上，10^{-7}/年となる風速は90m/s程度となるが，原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり，風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから，この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また，風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても，風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は，原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。ただし，ブローアウトパネルは，建屋内外の差圧により開放する。

○コントロール建屋

原子炉建屋同様，コントロール建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり，風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから，この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また，風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても，風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は，コントロール建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○タービン建屋

タービン建屋については，建屋上層部が鉄骨造であるため，年超過確率 10^{-7}/年以下である風速 92m/s を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重により破損に至る可能性が高いと考えられる。その場合の影響範囲としては，タービンや発電機が想定され，シナリオとしてはタービントリップが考えられる。

＜屋外設備＞

○送変電設備

風荷重により送変電設備が損傷した場合，外部電源が喪失する。

○軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

竜巻の最大風速については，年超過確率評価上，10^{-7}/年となる風速は 90m/s 程度となるが，この程度の風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることは無いものの，仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷した場合で，かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流電源喪失に至るシナリオが考えられる。

＜屋内設備＞

- タービン建屋上層部が風荷重及び気圧差荷重により破損に至った場合，タービンや発電機への影響が想定され，シナリオとしてはタービントリップが考えられる。
- 非常用電気品区域換気空調設備は，原子炉建屋内に設置されており風荷重の影響を直接受けないが，気圧差荷重によりダクト，ファン，ダンパ等の損傷が考えられる。それらの設備の損傷により，非常用ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合，非常用ディーゼル発電機室温度の上昇に伴い，非常用ディーゼル発電機が機能喪失，交流電源喪失に至るシナリオが考えられる。また，その状況下において，送変電設備の損傷により外部電源喪失にも至っているとすると，全交流電源喪失となる。
- 中央制御室換気空調設備は，コントロール建屋に設置されており，気圧差荷重によりダクト，ファン，ダンパ等への影響が考えられる。それら設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合，中央制御室内の温度が上昇するが，即，中央制御室内の機器へ影響が及ぶことはなく，また，竜巻の影響は瞬時であり竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計測・制御系喪失により制御不能に至るシナ

リオは考慮不要とする。

② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び建屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

＜建屋＞

○原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

飛来物が建屋外壁を貫通することにより，屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが，発生可能性のあるシナリオについては，＜屋内設備＞で考慮することとする。

＜屋外設備＞

○送変電設備

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

○軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

＜屋内設備＞

・ 原子炉建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合，原子炉補機冷却系が喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性があるが，原子炉補機冷却系のサージタンクは，多重化されていることに加えて分散配置されているため原子炉補機冷却系のサージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失する確率は極低頻度であること，更には，竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると，補機冷却系が喪失するのは 10^{-7}/年より小さくなることから，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考慮不要とする。

・ 原子炉建屋 3 階に設置している非常用ディーゼル発電設備ディタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合で，かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると，非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により全交流電源喪失に至るシナリオが考えられるが，原子炉建屋 3 階の非常用ディーゼル発電設備ディタンク室のコンクリート外壁の厚さは 70cm であり，飛来物の衝突に対して貫通を避けるための十分な厚さであるため，貫通することはないと考えられる。したがって，飛来物による非常用ディーゼル発電設備ディタンクの損傷は考慮不要と

する。

- 原子炉建屋 1 階に設置している非常用ディーゼル発電設備に建屋扉を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合や 3 階に設置している非常用ディーゼル発電設備室空調給気口に飛来物が衝突して閉塞し，全数機能喪失した場合で，かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると，全交流電源喪失に至るシナリオが考えられるが，非常用ディーゼル発電設備及び空調給気口は多重化されていることに加えて分散配置されているため，非常用ディーゼル発電設備が全数機能喪失する確率は極低頻度であること，更には，竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると，非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失するのは 10^{-7}/年より小さくなることから，全交流電源喪失に至るシナリオは考慮不要とする。
- コントロール建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して安全系設備の制御に係る設備が全数機能喪失した場合，計測制御系機能喪失に至るシナリオが考えられるが，飛来物の衝突により安全系設備の制御に係る設備が全数機能喪失するのは，極低頻度であると考えられることから飛来物による計測制御系機能喪失シナリオは考慮不要とする。
- タービン建屋 2 階に設置しているタービンや発電機に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合のシナリオとしては，タービントリップが考えられる。
- タービン建屋 1 階に設置している循環水ポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合，復水器の真空度が低下し，出力低下又は手動停止に至る。

ただし，上記シナリオの内，タービントリップ以外は，飛来物発生の要因である大規模竜巻の発生頻度が極低頻度であり，更に飛来物が発生し建屋へ衝突，壁を貫通する可能性，壁を貫通したとしてもそれにより屋内設備が機能喪失に至る可能性を考慮すると，発生可能性は極めて小さい。加えて，安全系に関わる設備（原子炉補機冷却系，非常用ディーゼル発電設備ディタンクなど）は多重化されており，複数区分の設備が同時に損傷に至らない限り上述の起因事象には至らないことから，極めて稀な事象であり詳細評価不要と判断した。

③ 風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する組み合わせ荷重により発生可能性のあるシナリオについては，①，②に包絡される。

④ 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

竜巻により資機材，車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合，原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが，取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

⑤ “アクセス性や作業性の悪化”

竜巻襲来後の瓦礫散乱により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぶ可能性があるものの，設計基準対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外作業へ影響がおよんだ場合であっても問題はない。

そのため上記①～④の影響評価の結果として，電源車の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に，別途，詳細検討するものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を超える風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出にあたって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 建屋や建屋内外設備に対する“風荷重及び気圧差荷重”により発生可能性のあるシナリオ

＜建屋＞

タービン建屋上層部は鉄骨造であり年超過確率 10^{-7}/年以下である風速92m/s を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が建屋に作用した場合，建屋が損傷してタービン，発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため，タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

なお，原子炉建屋及びコントロール建屋については，鉄筋コンクリート

造であり，風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されており，年超過確率10^{-7}/年以下である風速92m/sを超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないことから風荷重及び気圧差荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要としている。

＜屋外設備＞

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの，設計基準を超える風荷重及び気圧差荷重に対して発生を否定できないため，送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し，かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流電源喪失に至るが，軽油タンク等は，年超過確率10^{-7}/年以下である風速92m/sを超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから，起因事象としての発生頻度は十分小さく詳細評価は不要と判断した。

＜屋内設備＞

○タービン建屋の損傷によりタービンや発電機に影響及ぼすことによるタービントリップ

先述のとおり，タービン建屋損傷によりタービンや発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため，タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○非常用電気品区域換気空調設備損傷に伴う全交流電源喪失

非常用電気品区域換気空調設備の内，気圧差の影響を受けやすいダクトについては，設計を超える荷重が作用した場合変形する可能性はあるものの，一定の風量は確保可能であると考えられるため，非常用電気品区域換気空調設備損傷に伴う非常用ディーゼル発電設備の機能喪失（外部電源喪失状況下においては全交流電源喪失）がシナリオとしては考えられる。しかし，内部事象レベル 1PRA でも考慮しており追加のシナリオではない。

② 建屋や建屋内外設備に対する“飛来物の衝撃荷重”により発生する可能性のあるシナリオ

＜建屋＞

原子炉建屋，コントロール建屋及びタービン建屋は，飛来物が建屋外壁を貫通することにより，屋内設備に波及的影響を及ぼすが，発生可能性のあるシナリオは，＜屋内設備＞で考慮することとする。

＜屋外設備＞

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

飛来物の衝撃荷重に対して発生を否定できないため，送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定するが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し，かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流電源喪失に至るが，全交流電源喪失は運転時の内部事象及び地震，津波レベル1PRAでも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

＜屋内設備＞

○飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップ

タービン建屋上層部は鉄骨造であり，外壁については，原子炉建屋やコントロール建屋に比べて強度が低い材質であるため飛来物の貫通リスクが高く，タービン建屋 2 階に設置しているタービンや発電機に飛来物が衝突する可能性は否定できないため，飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し，復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ

タービン建屋 1 階の循環水ポンプエリアの外壁には，開口部（ルーバ）があるため飛来物の侵入リスクが高く，循環水ポンプに飛来物が衝突し，循環水ポンプが損傷する可能性がある。その場合の影響としては，復水器真空度低下に伴う出力低下又は手動停止などの措置が考えられるが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

2. 炉心損傷事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となりうるシナリオを以下のとおり選定した。

○風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷,又は飛来物が建屋外壁を貫通し,タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ

○送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ

○軽油タンク等が損傷，かつ外部電源喪失している状況下において，非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により，全交流電源喪失に至るシナリオ

○循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し,復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ

上記シナリオについては，運転時の内部事象及び地震，津波レベル1PRAにて考慮しており追加のシナリオはない。

また，上記シナリオの内，全交流電源喪失シナリオは，軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率10^{-7}/年未満）を考慮すると，発生自体が非常に稀な事象である。また，原子炉建屋及びコントロール建屋，軽油タンク等の損傷可能性及び飛来物の建屋貫通による屋内設備の損傷可能性を踏まえると,これら起因事象から有意な影響のある炉心損傷事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出

1. 想定する自然現象の重畳について

第六条においてプラントへの影響が大きいと判断し，個別に評価を実施している自然現象の重畳は以下の通り。

・建屋等に雪・火山灰が滞積している状態での地震発生
・積雪と火山灰の堆積
・地震による固縛器具（竜巻対策）の損傷
・地震による常用系空調（低温対策）の損傷
・地震による避雷鉄塔（落雷対策）の損傷
・積雪後の降水による相間短絡
・火山灰と積雪による相間短絡
・積雪と火山灰による空調への影響
・積雪時の地滑り
・風による低温影響増
・風による火災熱影響増
・取水口閉塞

想定する重畳の規模としては，第六条で想定している設計基準としても，既に極めて低い頻度を想定している。例えば，建屋等に積雪している状態で地震が発生する重畳の場合の，主事象：積雪，副事象：地震のパターンでは，年超過確率10^{-4}/年の規模の積雪が発生し，その状態において年超過確率10^{-2}/年の規模の地震の発生を想定している（積雪規模は除雪を考慮して設定）。事象間には時間差があることから，例えば1ヶ月の時間差を考慮した場合，10^{-4}[/年]×10^{-2}[/年] ×1/12[年]＝約10^{-7}[/年]の事象を想定していることになる。実際には自然融解や除雪等により，1ヶ月の間，年超過確率10^{-4}/年の積雪の規模が持続していることは考えにくく，更に短い時間差で地震が発生する状況を想定することが妥当であるが，その場合は更に頻度は低くなる。

以上より設計基準の重畳の想定では極めて低い頻度を想定しているものの，大規模損壊となりえるようなシナリオの有無を確認するため，更に低頻度の重畳による影響について確認する。

2. 想定シナリオ

１.の自然現象の重畳について，設計基準を超える規模を想定した場合のシナリオについて以下の通り整理した。

① 建屋天井等を損傷させる重畳

以下の重畳については,設計基準を超える荷重により建屋天井や屋外設備の損傷を考慮する。

・建屋等に雪・火山灰が滞積している状態での地震発生
・積雪と火山灰の堆積

損傷する可能性のある建屋及び屋外設備（屋外に面した設備含む）と，当該設備が損傷した場合に発生するシナリオを以下のとおり選定した。

・原子炉建屋
→建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンク機能喪失により最終ヒートシンク喪失
・コントロール建屋
→建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備機能喪失
・タービン建屋
→建屋2階に設置しているタービンや発電機機能喪失によりタービントリップ
・屋外設備
→送変電設備及び軽油タンク,非常用ディーゼル発電設備燃料移送系の機能喪失により全交流電源喪失

② 防護設備を損壊させる重畳

以下の重畳については,一方の影響により他方の事象に対する防護設備が損壊する状況を考慮する。

・地震による固縛器具（竜巻対策）の損傷
・地震による常用系空調（低温対策）の損傷
・地震による避雷鉄塔（落雷対策）の損傷

これらについては,事象の規模に関係なくプラントが停止している可能性が高いことから基本的には考慮不要と考えられるものの,仮に２つの事象が同時に発生するような稀な状況を想定した場合,発生する可能性があるシナリオを以下のとおり選定した。

・竜巻飛来物の建屋外壁貫通
→原子炉建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンク機能喪失により最終ヒートシンク喪失
→原子炉建屋3階に設置している非常用ディーゼル発電設備ディタンクや原子炉建屋1階に設置している非常用ディーゼル発電設備等の機能喪失により全交流電源喪失
→コントロール建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備機能喪失
→タービン建屋2階に設置しているタービンや発電機機能喪失によりタービントリップ
・低温による凍結
→低温影響については比較的緩やかであり,低温時に地震が発生し常用系空調が破損した場合も建屋内の設備は即時に機能喪失しないことからプラントの安全性に影響を及ぼすようなシナリオは存在しない。
・落雷による発生する雷サージ
→計測・制御設備誤動作によるプラントスクラム
→保安器の設計を超える落雷による外部電源喪失や,軽油タンクと非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失による全交流電源喪失
→屋外又は屋内設備へ発生する誘導電位により，各種設備が機能喪失

③ 相間短絡を発生させる重畳
以下の重畳については，相間短絡発生を考慮する。
・積雪後の降水による相間短絡
・火山灰と積雪による相間短絡

相間短絡発生により外部電源喪失に至るシナリオが想定される。

④ 空調吸排気口への影響
以下の重畳については，空調給排気口の閉塞を考慮する。
・積雪と火山灰による空調への影響

仮に非常に稀な頻度の重畳を想定した場合も,給排気口の設置高さまでは十分な裕度があることから，有意な頻度を持つシナリオとはなりえない。

⑤ 地滑り影響

以下の重畳については，建屋や屋外設備までの到達を考慮する。

・積雪時の地滑り

一部の建屋外壁や屋外設備損傷が発生する可能性があるが，発生可能性は非常に稀と考えられ，有意な頻度又は影響のあるシナリオとはなりえない。

⑥ 風による熱影響の増加

以下の重畳については，熱影響の増大を考慮する。

・風による低温影響増

・風による火災熱影響増

損傷する可能性のある設備と，当該設備が損傷した場合に発生するシナリオを以下のとおり選定した。

・屋外タンク及び配管内流体の凍結

→送電線や碍子への着氷での相間短絡による外部電源喪失と併せて，全交流電源喪失

・防火帯内の可搬型重大事故等対処設備への輻射熱影響

→外部電源喪失及び一部の可搬型重大事故等対処設備等の損傷

⑦ 取水口閉塞

取水口閉塞については，除塵装置と既に整備された手順等にて対応可能であり，作業不能となることは考えにくいことからプラントの安全性に影響を及ぼすことは考えにくいものの，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが想定される。

3. まとめ

極めて低頻度の自然現象の重畳を想定した場合，以下のようなシナリオが抽出された。

・最終ヒートシンク喪失

・全交流電源喪失

・計測・制御系機能喪失

・過渡事象（タービントリップ，計測・制御設備誤動作によるプラントスクラム）

以上については大規模損壊における地震若しくは航空機衝突（意図的）で想定しているシナリオに全て包絡されることから，自然現象の重畳として新たに想定すべきようなシナリオは存在しなかった。

PRA で選定しなかった事故シーケンス等への対応について

レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスのうち，炉心損傷防止が困難な事故シーケンスを以下に挙げる。

a. Excessive LOCA
b. 計測・制御系喪失
c. 格納容器バイパス
d. 格納容器・圧力容器損傷
e. 原子炉建屋損傷
f. 全交流電源喪失(外部電源喪失＋D/G 喪失)＋原子炉停止失敗
g. 大 LOCA＋HPCF 注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗

以上の事故シーケンスのうち，a. ～ f.の 6 つの事故シーケンスについては，外部事象の地震による建屋･格納容器等の大規模な損傷を想定していることから，原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない場合も考えられるシーケンスであるが，これらの全炉心損傷頻度への寄与率は 6 号炉で 3.5%，7 号炉で 2.3%と寄与率が低い上，これらは事象進展の不確かさ故に炉心損傷直結と整理しているものであり，より詳細かつ現実的な評価を実施した結果，損傷の程度によっては炉心損傷を回避でき，炉心損傷頻度は現状よりも低下すると考えているシーケンスである。

万一，これらの事象に至った場合においても，重大事故等発生時の対策として配備する可搬型重大事故等対処設備及び当該設備による対応手順により，事故進展の緩和及び格納容器破損防止を図ることに加えて，原子炉格納容器の健全性が損なわれるような事態に対しては，大規模損壊発生時の対策として整備する対応手順により原子炉格納容器の破損状態の緩和又は放射性物質の放出低減を図ることが可能と考えられる。

g. の事故シーケンスについては，国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても炉心損傷防止対策を講じることは困難であるが，原子炉格納容器の機能に期待できるシーケンスである。

また，レベル 1.5PRA により炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして以下の原子炉格納容器破損モードを抽出している。

h. 格納容器隔離失敗

上記事象が発生した場合，大量の放射性物質の放出に至る可能性があるが，全

格納容器破損頻度への寄与割合は 0.1%以下と極めて小さく，有意な頻度ではない。

万一，本事象に至った場合においても，溶融炉心冷却及び核分裂生成物を補足する観点での格納容器スプレイ等，可能な対応手順を実施するとともに，損傷の程度に応じて大規模損壊発生時の対策として整備する対応手順により，放射性物質の放出低減を図ることが可能と考えられる。

表１　各事故シーケンスの扱い

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
a. Excessive LOCA	大規模な地震では，原子炉格納容器内の一次冷却材圧力バウンダリにおいて，大破断 LOCA を超える規模の損傷に伴う冷却材喪失(Excessive LOCA)が発生する可能性がある。具体的には，SRV の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により，原子炉格納容器内の一次冷却材配管が損傷に至るシナリオを想定している。 なお，本事象の評価結果に大きく影響する SRV 及び格納容器内配管のフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっており，現実的な SRV 及び格納容器内配管の耐性が PRA の結果に現れているものではないと考えている。現実的には，SRV 及び格納容器内配管の一部が損傷しても Excessive LOCA には至ることなく，緩和系による事象収束に期待できると考えられる。このことから，本事象によって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断しており，本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。※	KK6：1.1E-06 KK7：6.9E-08	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
b. 計測・制御系喪失	大規模な地震の発生により，計測･制御機能が喪失することで，プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性がある。この事象が発生した際のプラント挙動が明確でないことから，炉心損傷に直結する事象として抽出した。 但し，直立盤又は計装ラックが倒壊するような，復旧困難な損傷でない限りは復旧作業による機能回復が見込めると考えられる。このため，現実的には一時的な機能喪失に留まる機器が多く，地震後に再起動操作を実施することで緩和系による事象収束が期待できると考えられる。このことから，本事象によって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断しており，本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。※	KK6：1.9E-07 KK7：1.2E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
c. 格納容器バイパス	大規模な地震では，格納容器外で配管破断等が発生し，格納容器をバイパスした冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステム LOCA とバイパス破断に細分化され，バイパス破断は常時開などの隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで冷却材が流出する事象である。配管破断の程度や破断箇所の特定，影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお，本事象の評価結果に大きく影響する原子炉冷却材浄化系(CUW)配管については，耐震クラス B であることから，地震動の大きさに限らず損傷確率 1 と仮定するかなり保守的な評価になっており，現実的な CUW 配管の耐性が PRA の結果に現れているものではないと考えている。 また，損傷の程度や位置によっては，影響の及ぶ建屋内の機器は限定的となり，原子炉へ注水を継続することにより炉心損傷回避が図られるものと考えられる。損傷の程度によっては有効性評価において必ず評価する事故シーケンスグループに含ま	KK6：9.6E-07 KK7：1.2E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
	れる事故シーケンスになること，このため，本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は現状の評価結果よりも十分に小さいと判断されることから，本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。※		
d. 格納容器・圧力容器損傷	大規模な地震では，原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある。この場合，損傷の規模や緩和系による事象収束可能性の評価が困難なことから，炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお，本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっており，現実的な原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の耐性が PRA の結果に現れているものではないと考えている。このことから，本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。※	KK6：1.2E-06 KK7：8.9E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
e. 原子炉建屋損傷	大規模な地震では，原子炉建屋，又は原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷することで，建屋内の原子炉格納容器，原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。この場合，損傷の規模や緩和系に期待できる可能性を詳細に考慮することが困難なことから，炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお，本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっていると考えており，基礎地盤変形がの発生は現実的には考えにくい。このことから，本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。※	KK6：3.6E-06 KK7：3.8E-06	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
f. 全交流電源喪失（外部電源喪失＋D/G 喪失）＋原子炉停止失敗	原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスであり，地震 PRA から抽出されている。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが，全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから，炉心損傷を防ぐことができない。今回の調査では，原子炉停止機能について，ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから，このシーケンスを，国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。 但し，原子炉停止失敗の原因となる炉内構造物等の損傷について，地震要因による損傷の発生は否定できないものの，地震発生から損傷に至るまでには時間差があると考えられる。地震動は地震発生と同時に最大加速度に至る傾向にはなく，3～4 秒程度で最大加速度に達することから，地震加速度大（水平 120 gal，鉛直 100 gal）によるスクラム信号発信を受けた制御棒挿入（100%挿入で 1.33 秒，60%挿入で 0.85 秒）は炉内構造物等の損傷頻度が高くなる地震加速度に至るまでに余裕をもって完了している可能性が高い また，部分的な制御棒挿入失敗のケースでは必ずしも臨界とはならないが，地震による CRD の損傷については系統間での完全相関を想定しており，1 本の制御棒でも挿入失敗した場合はスクラム失敗により炉心損傷するものとしてかなり保守的に評価している。 以上より，本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は現状の評価結果よりも十分に小さいと判断されることから，本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。※	KK6：4.7E-09 KK7：1.8E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
g. 大 LOCA＋HPCF 注水失敗＋低圧 ECCS 注水失敗	原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり，大 LOCA 後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では，事象発生から極めて短時間に多量の注入が可能な対策(インターロックの追設等)は確認できなかったことから，このシーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても，炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。 (格納容器破損防止対策が有効に機能することで，格納容器機能の維持に期待できる。)	KK6：5.0E-10 KK7：5.0E-10	手順を有効性評価で示すとおり，原子炉への代替注水，代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却，代替循環冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱によって格納容器破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出の防止を図る。

※ 「柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について　別紙 2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて(平成 27 年 7 月 14 日 第 249 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 資料 2-4-2)」参照

また，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る以下の格納容器破損モードに対して，整備した手順書により緩和措置を行うことが可能である。

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
h. 格納容器隔離失敗	炉心が損傷した時点で，格納容器の隔離に失敗しており，格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象を想定している。 なお，現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか，格納容器圧力について 1 日 1 回記録を採取している。仮に今回想定した様な大規模な漏えいが生じた場合，速やかに検知できる可能性が高いと考える。	KK6/7 ： 5.5E-11	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

大規模損壊発生時の対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズム発生時の対応概要

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時には，プラントの監視及び制御機能の喪失や航空機墜落等による大規模火災等の発生が想定され，このような状況において，初動対応を行う上で最も優先すべきはプラントの状況を把握することである。

このため，事象が発生した場合，緊急時対策本部は，中央制御室の状況，大まかなプラント状況の確認，把握を可能な範囲で行った後，速やかに「プラント状態確認チェックシート」を用いて，具体的にプラント被災状況，対応可能要員の把握等を行う。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は，一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一，中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要が生じた場合など，当直副長の指揮下で対応できない場合には，緊急時対策本部長は，当該号炉の運転員又は緊急時対策本部の号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。

当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については，緊急時対策本部に報告し，各機能班の責任者（統括又は班長）は，その時点における他号炉の状況，リソースや対応の優先順位付けなどを判断し，必要な支援や対応を行う。

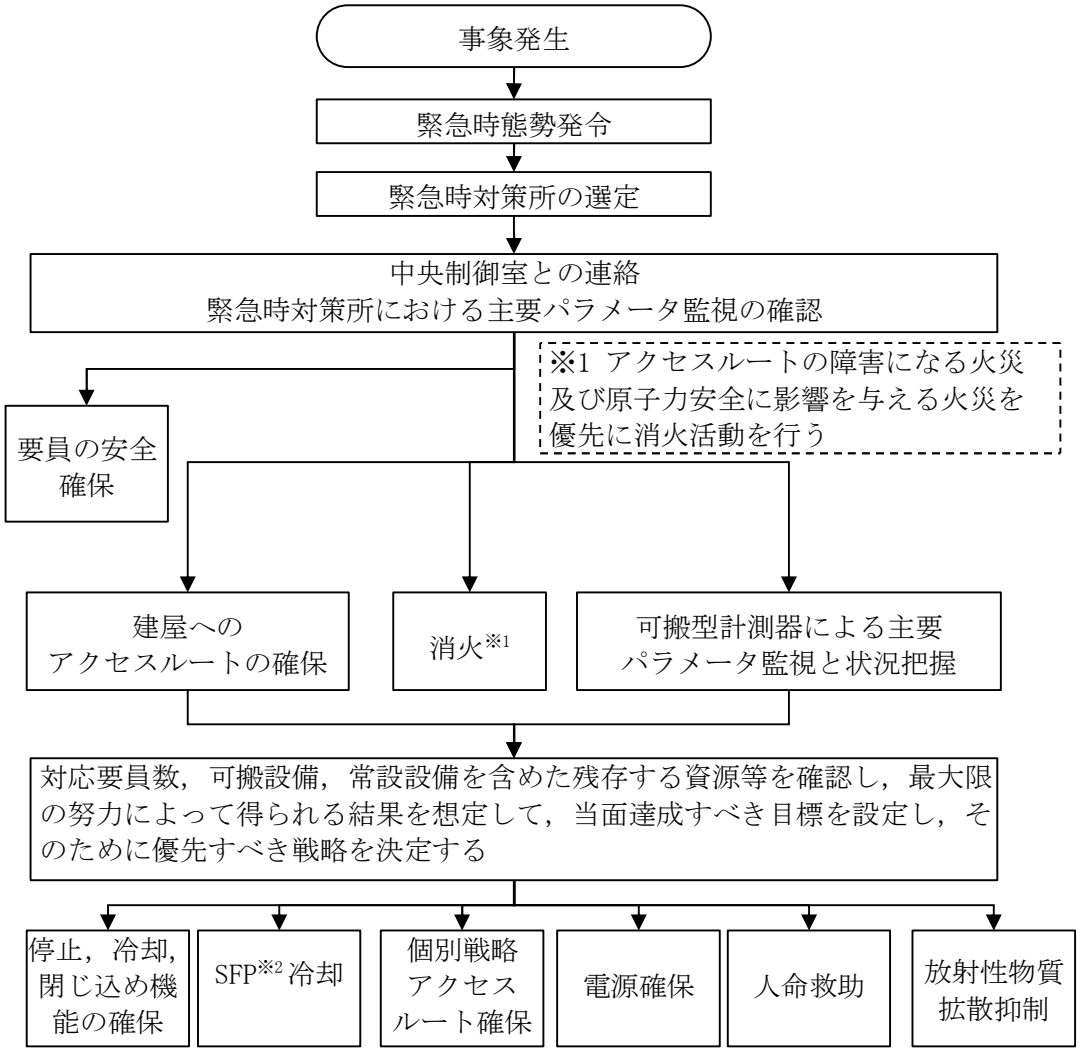
また，緊急時対策本部は，プラントの影響予測を行い，その結果を基に各機能の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応について総括的な責任を担う。

以下に，初期対応の概要，緊急時対策本部で使用する対応フロー，プラント状態確認チェックシートを示す。

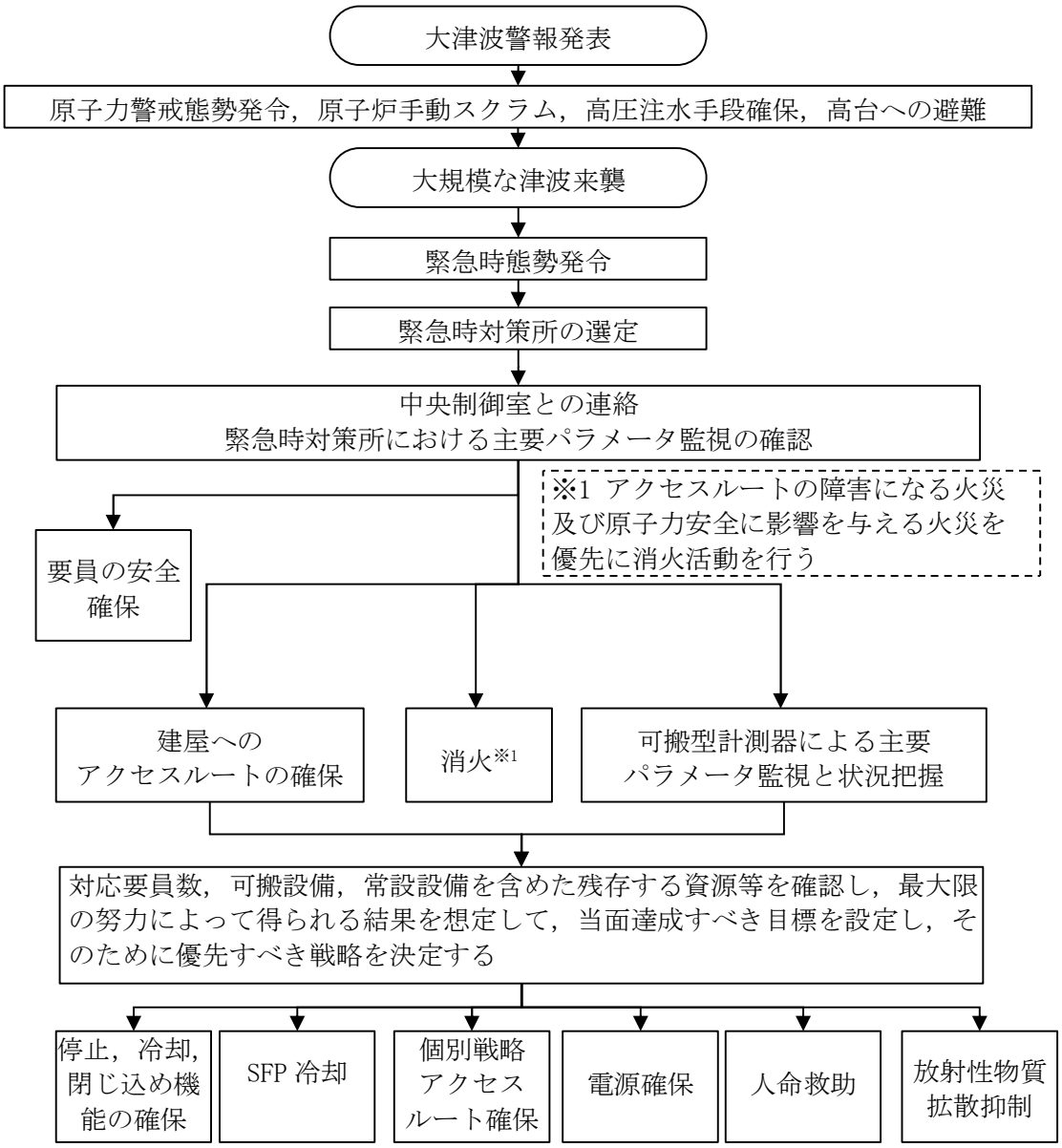
1. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突時の対応概要

(1)対応の全体フロー概略（大地震等の事前予測ができない事象の場合）

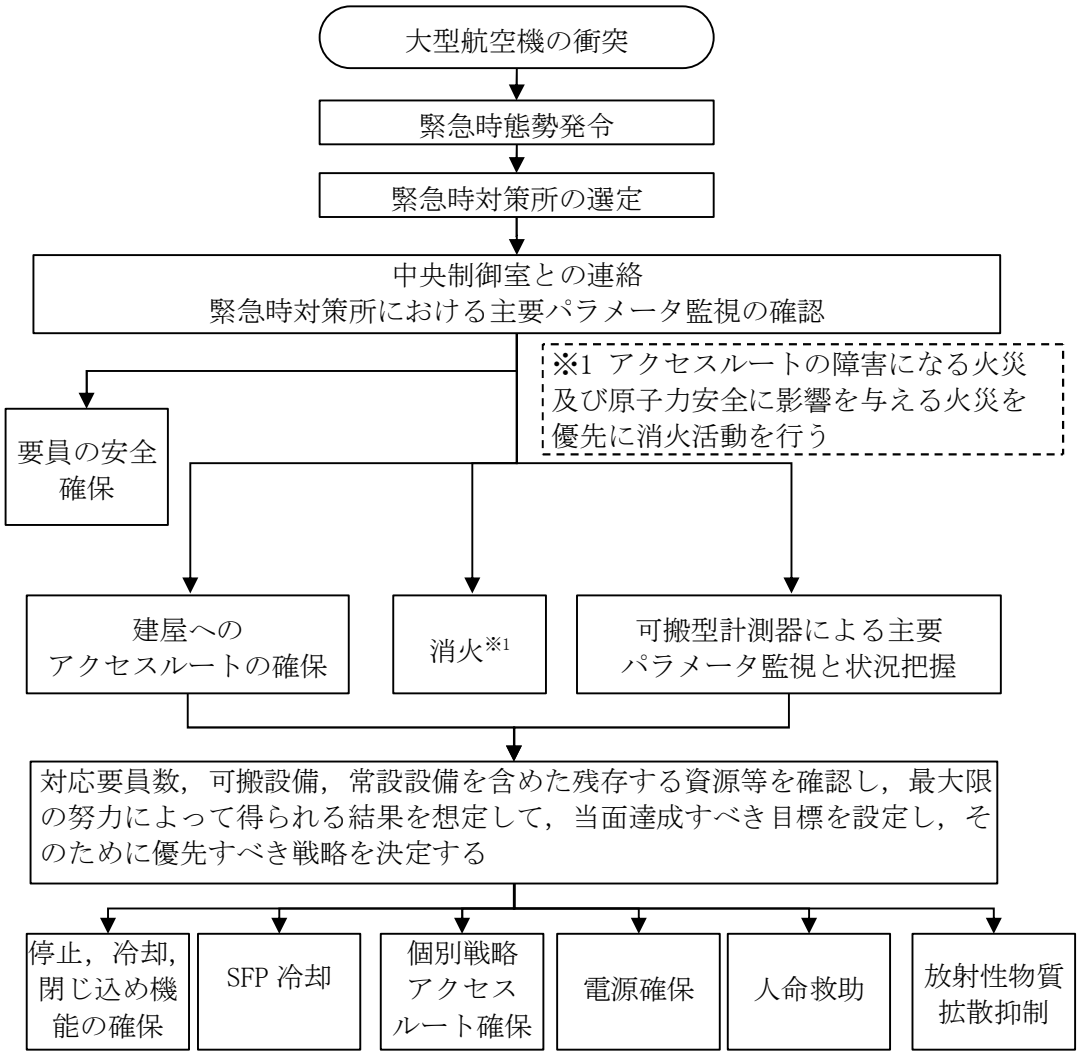


※2 使用済燃料プール（以下，本添付資料において「SFP」という。）

(2)対応の全体フロー概略（大津波警報の発表（事前予測が出来る事象）の場合）



(3)対応の全体フロー概略（大型航空機の衝突の場合）



(4)対応の全体フロー概略（テロリズムの発生の場合）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2. 緊急時対策本部で使用する対応フロー

初動対応フロー

「緊急時対策本部運営要領」に記載の内容

※1 原子力災害対策指針の施設敷地緊急事態又は全面緊急事態の事象が発生した場合

緊急時態勢発令対象の事象発生※1

（並行して実施）

建屋等へのアクセス可能
- Y → 原子炉建屋周辺に到着した時点で，放射線量と建屋損傷状況※3を緊急時対本部に報告
- N → 1.0(1)②,(2)③ ①-1 建屋へのアクセスルート確保戦略 → 原子炉建屋周辺に到着した時点で，放射線量と建屋損傷状況※3を緊急時対本部に報告

火災発見
- Y → ②消火戦略
- N → 火災発見

当直副長の指揮下での対応操作可※2
- Y → 当直副長指揮下でのプラント対応操作を緊急時対策本部が支援
- N → 当該号炉の運転員又は緊急時対策本部の号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定めプラント対応操作を支援

1.19 主要パラメータの監視可能か
- Y → 可搬型計測器等の計器を携行し，アクセス可能になり次第，現場に出動する
- N → 緊急時対策所にて主要パラメータは監視可能か

緊急時対策所にて主要パラメータは監視可能か
- Y → ※3 建屋への寄り付き可否や，速やかな放水砲の準備要否等を判断するための外観確認
- N → 1.15 可搬型計測器等の計器を携行し，アクセス可能になり次第，現場に出動する

社内外への通報連絡

緊急時対策本部設置 → 緊急時対策要員召集，緊急時対策所選定

※3 建屋への寄り付き可否や，速やかな放水砲の準備要否等を判断するための外観確認

※4 「プラント状態確認チェックシート」はその後適宜更新し，必要に応じ，原子力防災組織の情報共有のために使用する

【活動原則】
重大事故等に対処する要員の安全確保を最優先に活動する
－状況に適した装備の指示
－現場との連絡体制の確立
－環境の変化に応じ一時退避指示など緊急連絡の実施

*2

「プラント状態確認チェックシート」に基づき状況を確認する※4

緊急時対策本部は，対応要員数，可搬設備，常設設備を含めた残存する資源等を確認し，最大限の努力によって得られる結果を想定して，当面達成すべき目標を設定し，そのために優先すべき号炉及び戦略を決定する

表 当面達成すべき目標設定の考え方

現在のプラント状況	当面達成すべき目標
炉心損傷の回避(速やかな原子炉注水の見通しあり)	【炉心損傷回避のための原子炉注水】
炉心損傷の回避は困難だが，原子炉格納容器損傷回避(溶融燃料の原子炉格納容器(D/W)への落下までに損傷炉心への注水又はD/W下部注水が行える見通しあり)	【格納容器破損回避】
SFPの水位低下	【SFP水位確保】
炉心損傷かつ原子炉注水不可，SFP水位の低下継続，又は原子炉建屋損傷	【放射性物質拡散抑制】

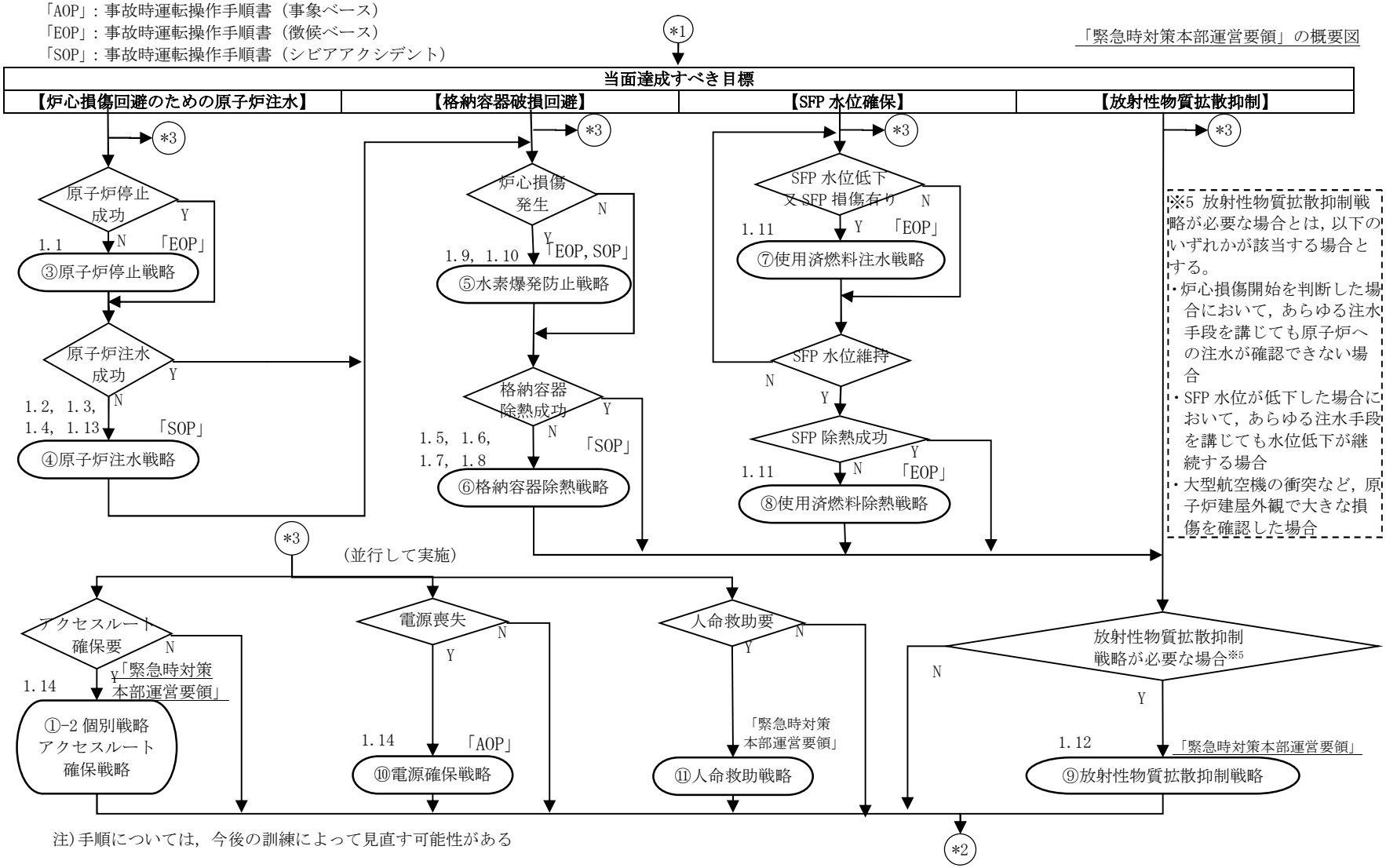
*1

※2 当直副長の指揮下での対応操作不可の判断基準
- 中央制御室の監視機能又は制御機能が喪失した場合
- 中央制御室からの撤退が必要な場合
- 中央制御室と連絡が取れない場合
- 運転員による対応操作では限界があり，緊急時対策本部の指揮下で対応操作を行う必要があると当直副長が判断した場合

注）手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

「AOP」：事故時運転操作手順書（事象ベース）
「EOP」：事故時運転操作手順書（徴候ベース）
「SOP」：事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）

「緊急時対策本部運営要領」の概要図

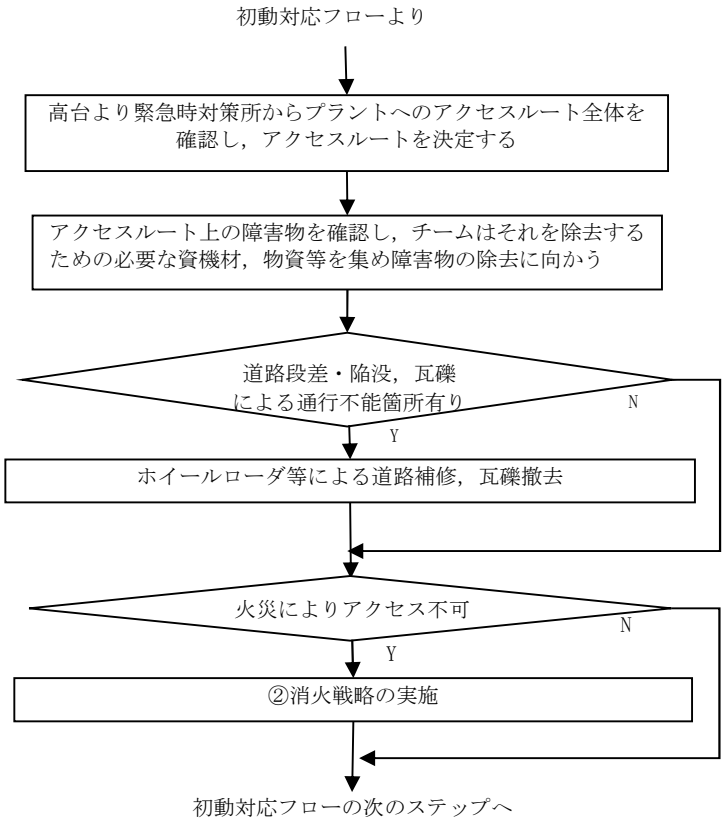


注）手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

個別戦略フロー

①-1 建屋へのアクセスルート確保戦略

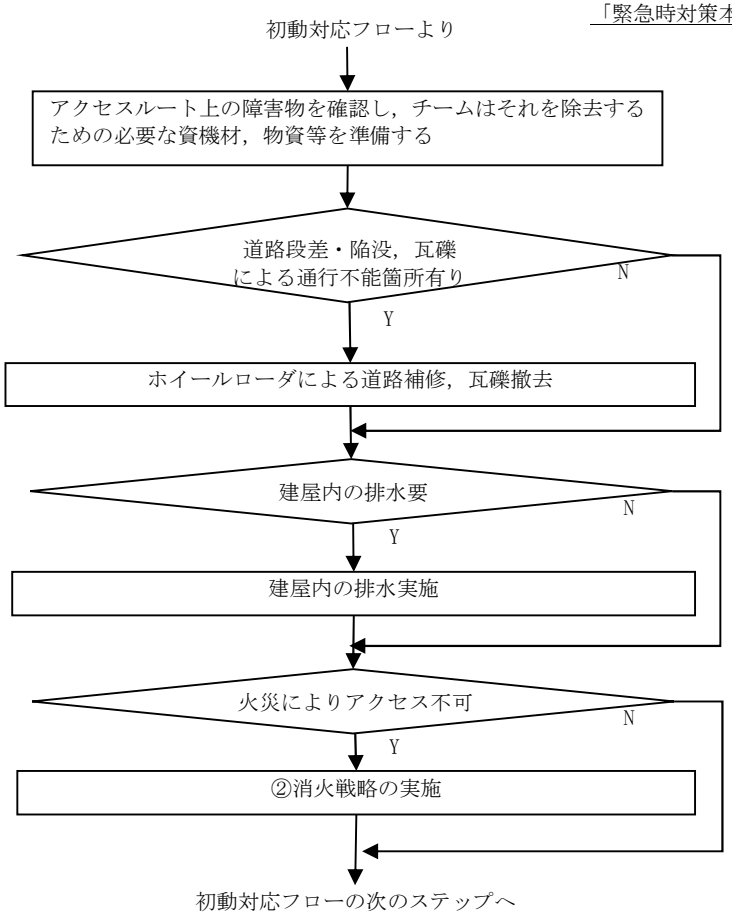
「緊急時対策本部運営要領」の概要図



注）手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

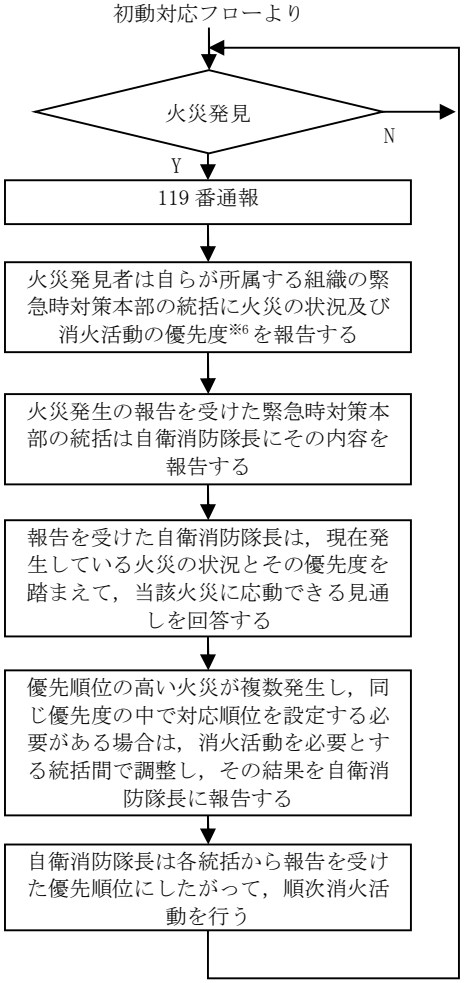
①-2 個別戦略アクセスルート確保戦略

「緊急時対策本部運営要領」の概要図



注）手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

②消火戦略



注)手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

「火災防護計画」に記載の内容

※6 消火活動の優先度

火災発見の都度，以下の区分けを基本に消火活動の優先度を判定し，優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

(1)アクセスルート・活動場所の確保のための消火
①アクセスルート確保
②車両及びホースルートの設置エリアの確保
（初期消火に用いる化学消防自動車，大型化学高所放水車等）

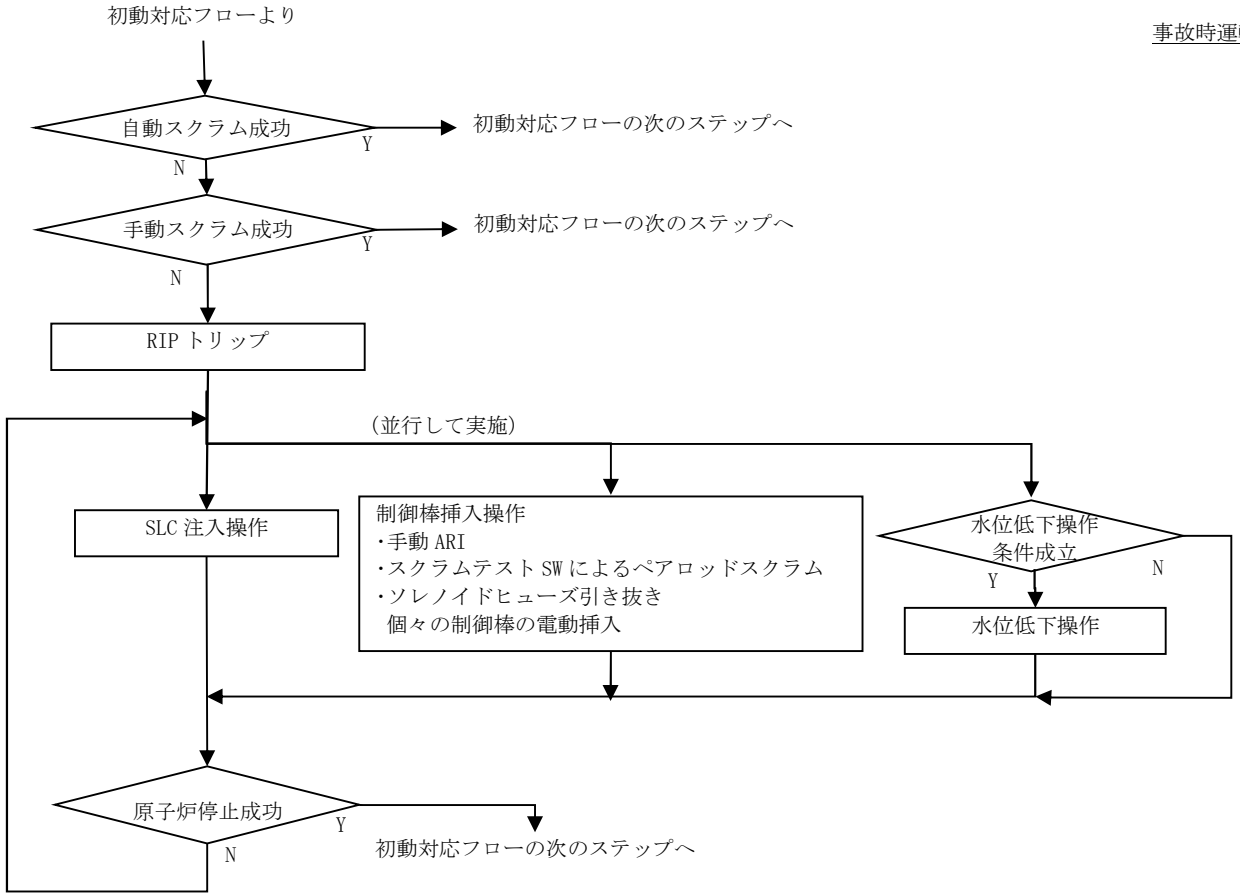
(2)原子力安全の確保のための消火
③重大事故等対処設備が設置された建屋，放射性物質内包の建屋
④可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
⑤大容量送水車及びホースルート，放水砲の設置エリアの確保

(3)火災の波及性が考えられ，事故終息に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火
⑥可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保
⑦代替熱交換器車の設置エリアの確保

(4)その他火災の消火
(1)から(3)以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。

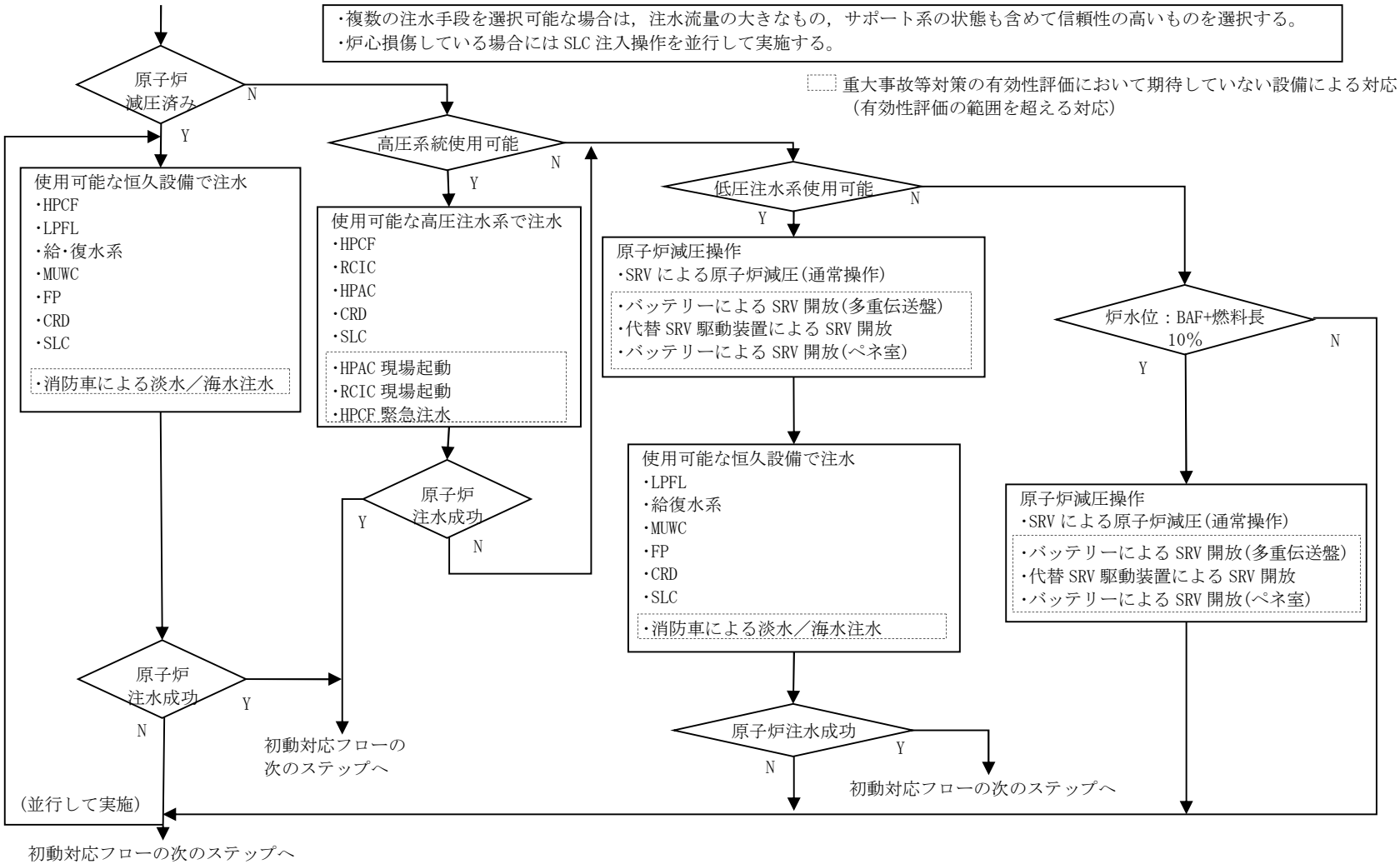
建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

③原子炉停止戦略



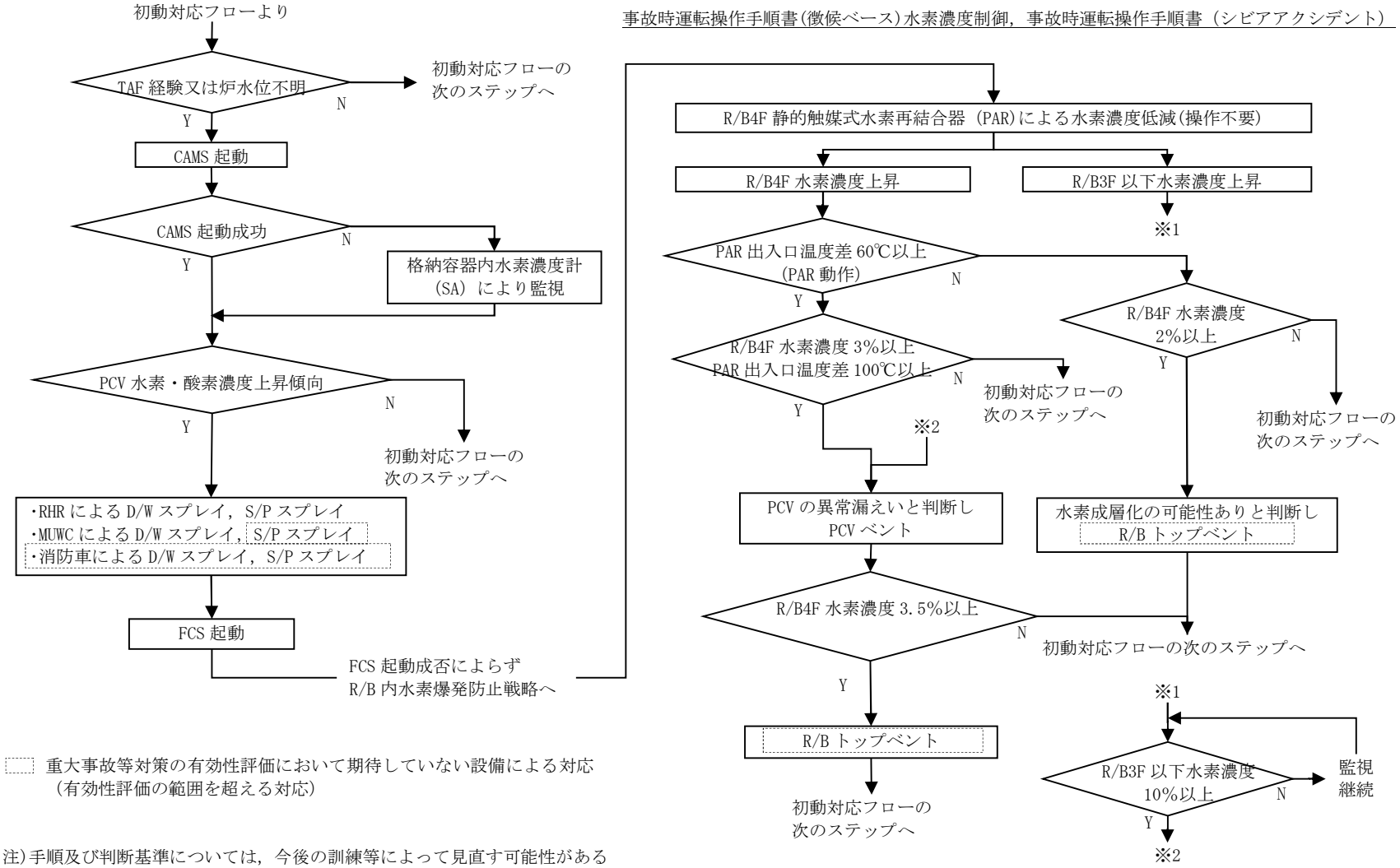
注)手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

④原子炉注水戦略



注)手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

⑤水素爆発防止戦略

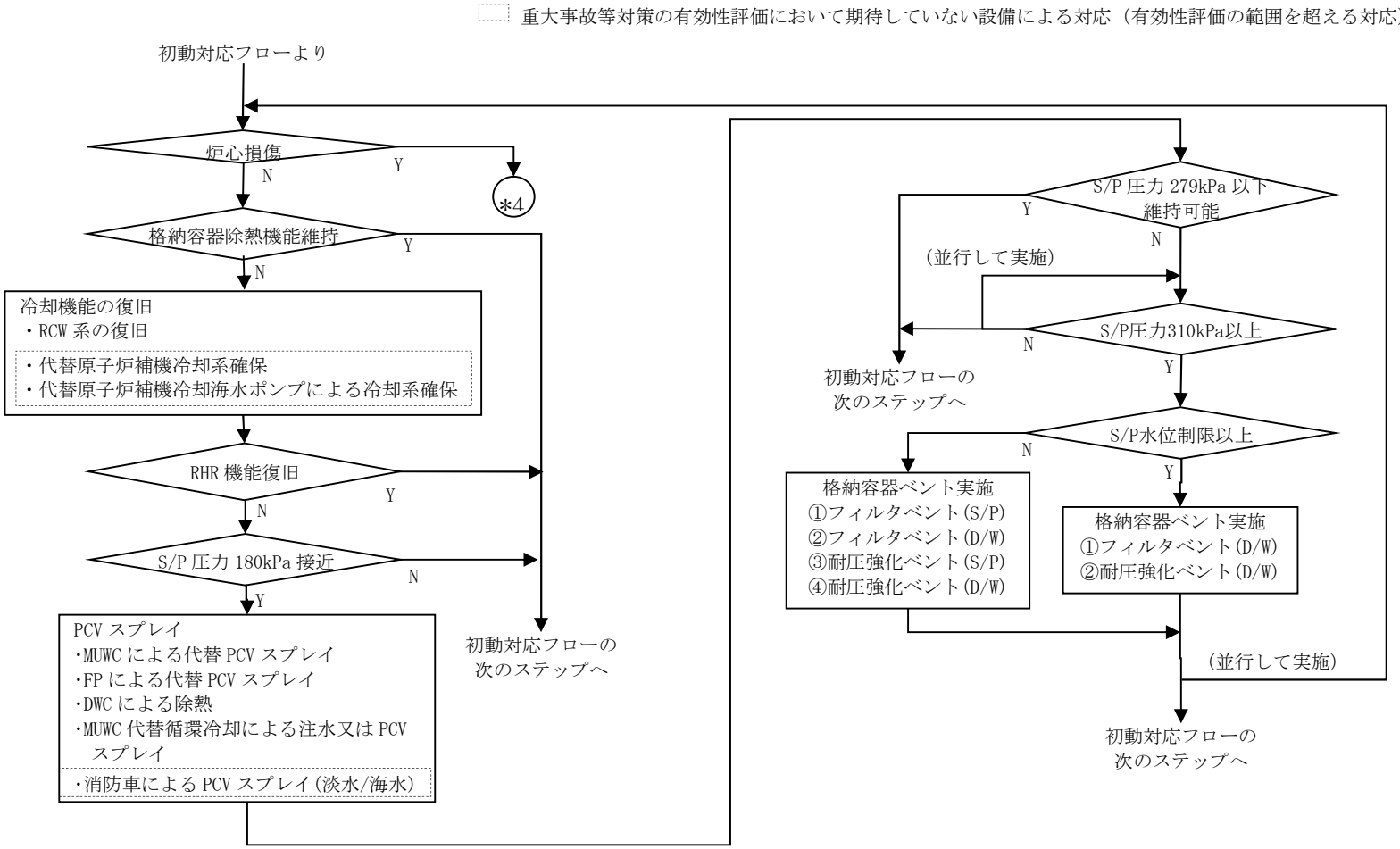


重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
（有効性評価の範囲を超える対応）

注)手順及び判断基準については，今後の訓練等によって見直す可能性がある

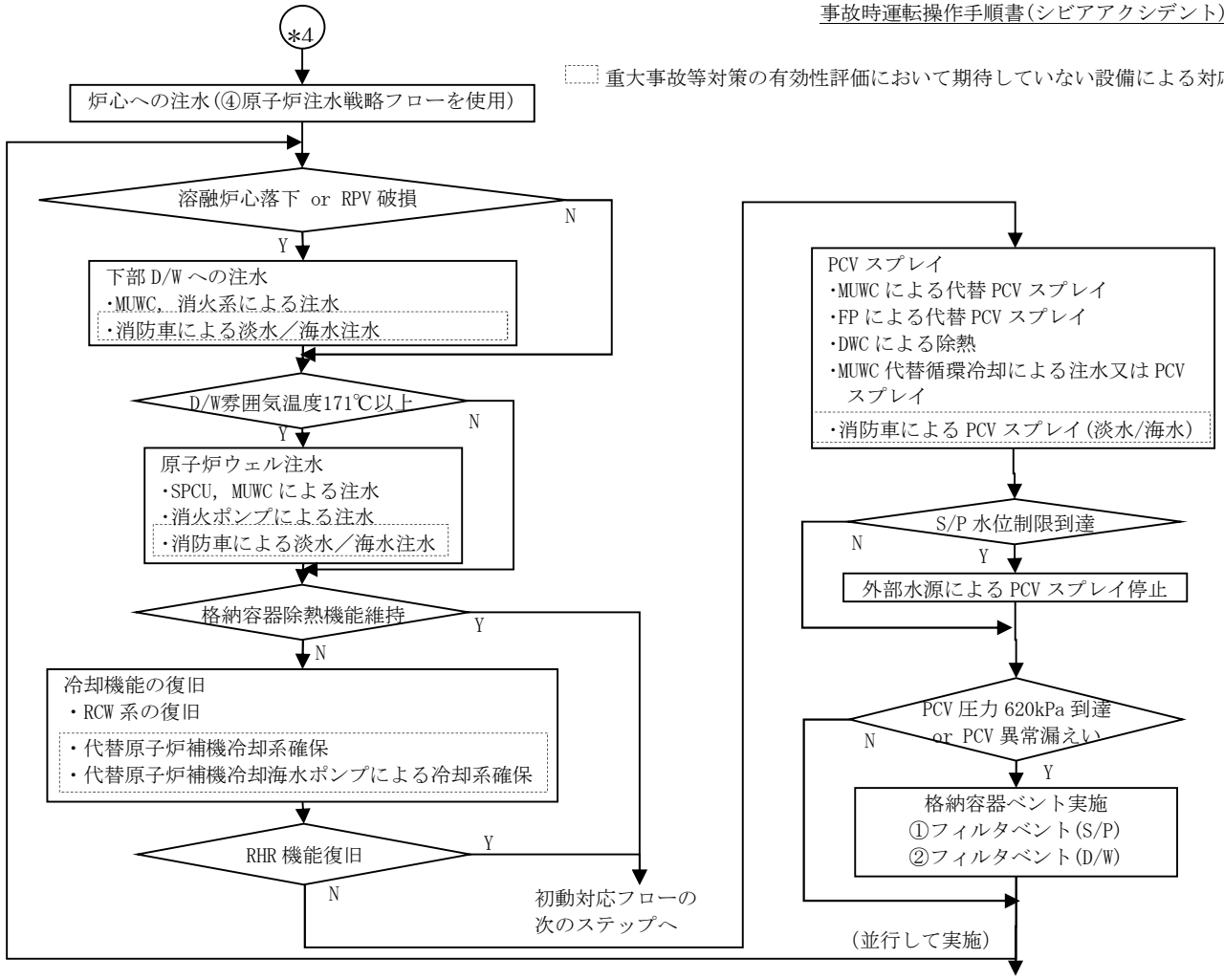
⑥-1 格納容器除熱戦略（炉心損傷前）

事故時運転操作手順書(徴候ベース)PCV 圧力制御



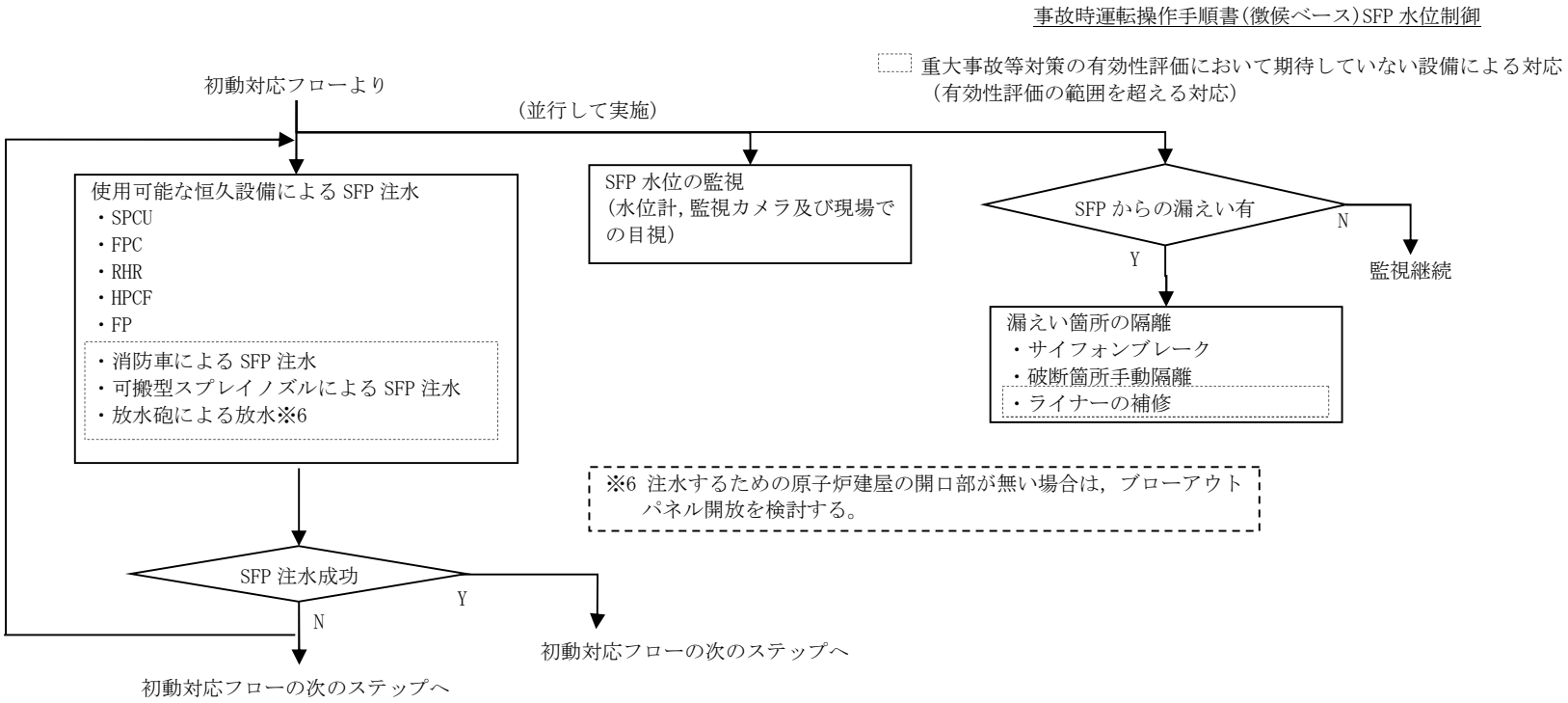
注)手順及び判断基準については，今後の訓練等によって見直す可能性がある

⑥-2 格納容器除熱戦略（炉心損傷後）



注)手順及び判断基準については，今後の訓練等によって見直す可能性がある

⑦使用済燃料注水戦略

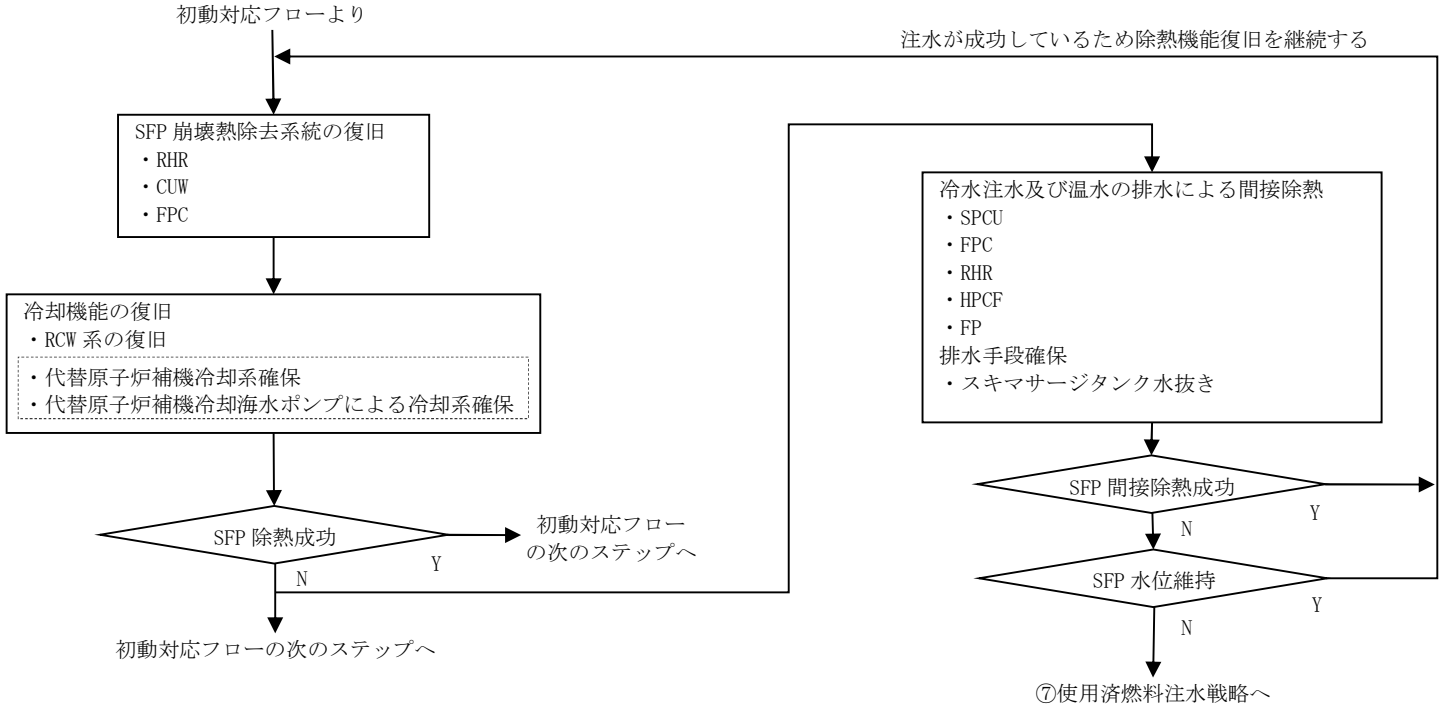


注)手順については,今後の訓練によって見直す可能性がある

⑧使用済燃料除熱戦略

事故時運転操作手順書(徴候ベース)SFP 水温度制御

重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
(有効性評価の範囲を超える対応)

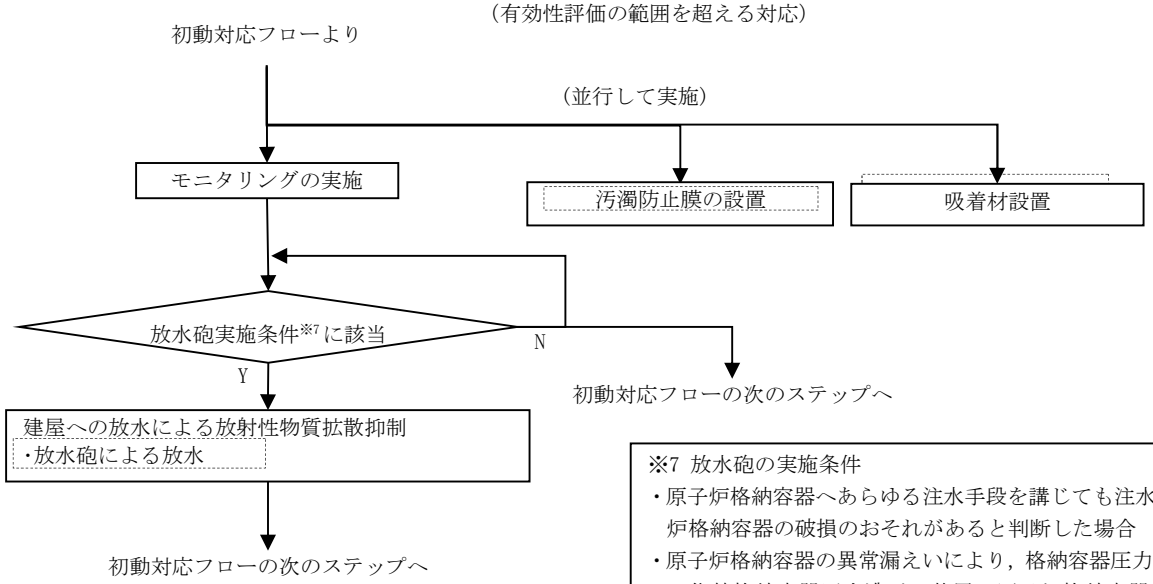


注)手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

⑨放射性物質拡散抑制のための戦略

「緊急時対策本部運営要領」の概要図

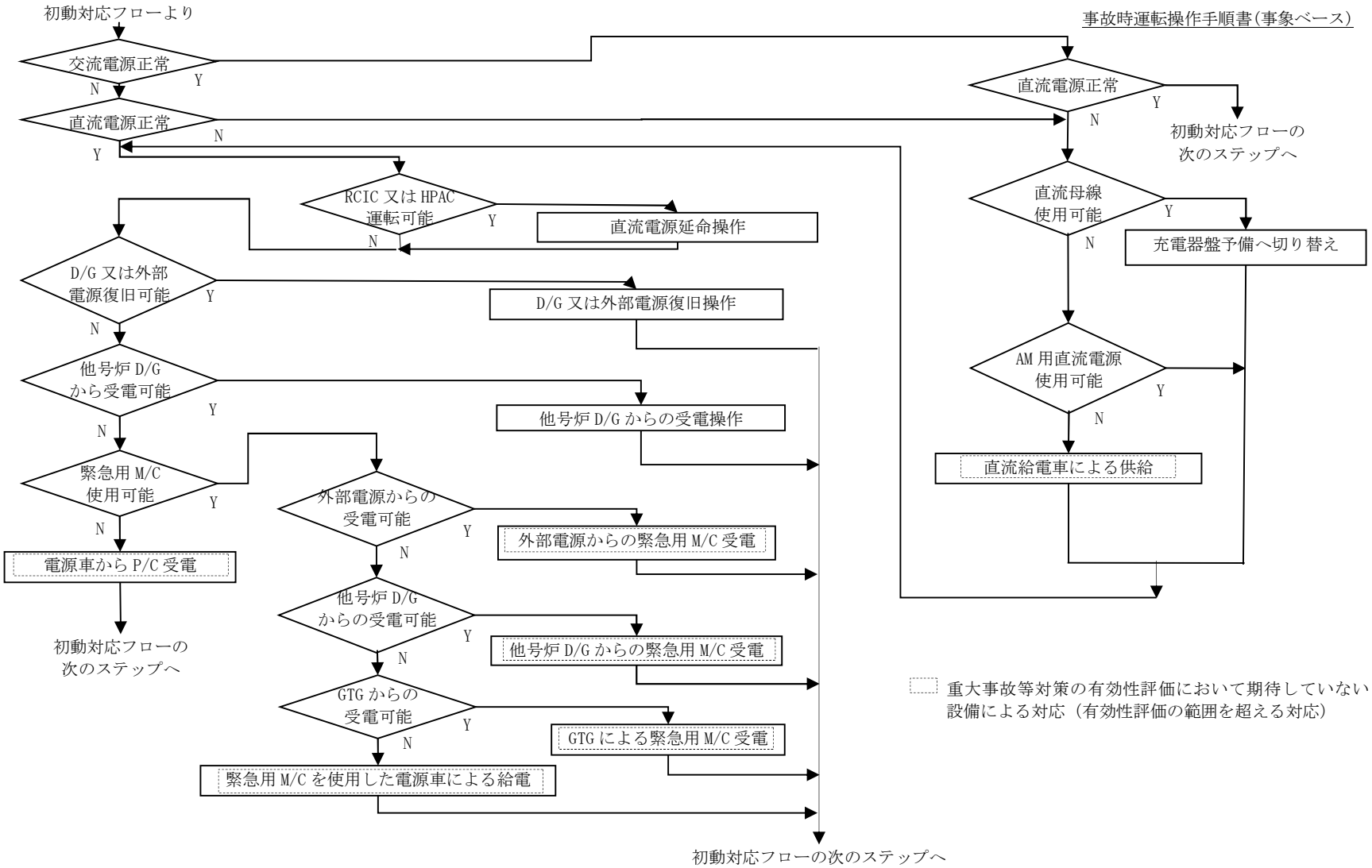
重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
（有効性評価の範囲を超える対応）



注）手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

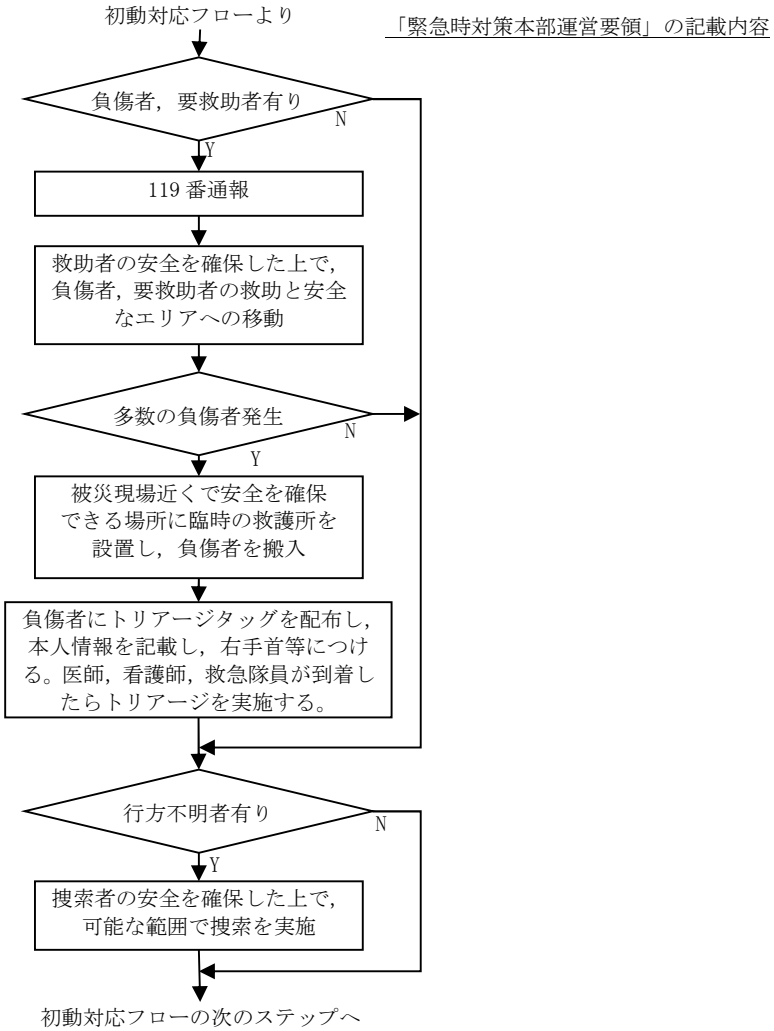
※7 放水砲の実施条件
- 原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず，原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
- 原子炉格納容器の異常漏えいにより，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの，原子炉建屋天井付近に設置されている原子炉建屋水素濃度計で，水素濃度が3.5%を超えたことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合
- 燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールスプレイが出来ない場合
- プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合

⑩電源確保戦略



注)手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

⑪人命救助戦略



注）手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

3. プラント状態確認チェックシートにおける確認項目

プラント，体制等の状況を把握するために，「プラント状態確認チェックシート」の各項目を確認する。チェックシートは，目標設定や戦略の検討など緊急時対策本部の情報共有に利用する。

【注意事項】
１．チェックシートには，本部責任者の指示，又は各対応班の担当者が必要に応じ確認した情報を記載し作成する。計画情報統括・計画担当が取りまとめ，本部内に情報共有する。
２．共通１.～３.項の確認を最優先に実施する。
３．周囲の状況に十分注意しながらチェックし，チェック困難な場合には「不明」とする。（建屋の損壊状況，周辺線量等に注意）
４．動作可能，使用可能は，外観及び警報等で判断する。

(1)プラント状態確認項目(共通)

共通１．中央制御室との連絡と運転員の対応可能人数の確認

番号	項　目	状　態	備　考
1	1 号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能　　名
2	2 号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能　　名
3	3 号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能　　名
4	4 号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能　　名
5	5 号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能　　名
6	6 号及び 7 号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能　　名

共通２．モニタ指示確認

番号	項　目	状　態	備　考
1	屋外モニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	

共通３．火災の確認

番号	項　目	状　態	備　考
1	揮発性物質（航空機燃料・軽油等）による火災発生	火災あり・火災なし・不明	１・２・３・４号炉 ５・６・７号炉 その他
2	上記以外による火災発生	火災あり・火災なし・不明	

共通４．通信関係の確認

番号	項　目	状　態	備　考
４－１．免震重要棟内緊急時対策所又は３号炉原子炉建屋内緊急時対策所			
1	送受話器（ページング）	使用可能・使用不可・不明	
2	電力保安通信用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
3	衛星電話設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
4	衛星電話設備（可搬型）	使用可能・使用不可・不明	
5	無線連絡設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
6	無線連絡設備(可搬型)	使用可能・使用不可・不明	
7	緊急時対策支援システム伝送装置	使用可能・使用不可・不明	
8	SPDS 表示装置		
9	加入電話機	使用可能・使用不可・不明	
10	加入 FAX	使用可能・使用不可・不明	
11	テレビ会議システム	使用可能・使用不可・不明	
12	専用電話設備（ホットライン）	使用可能・使用不可・不明	
13	IP-電話機	使用可能・使用不可・不明	
14	IP-FAX	使用可能・使用不可・不明	

共通５．対応可能な要員の確認

番号	項　目 ※1	状　態	備　考
1	本部長(1 名)	名	
2	本部スタッフ(1 名)	名	
3	原子炉主任技術者(2 名※2)	名	
4	対外対応機能(4 名)	名	
5	情報収集・計画立案機能(5 名)	名	
6	現場対応機能(15 名)	名	
7	ロジスティック・リソース管理機能(2 名)	名	
8	復旧班現場要員(16 名)	名	
9	保安班現場要員(2 名)	名	
10	自衛消防隊(10 名)	名	

※1 カッコ内は発電所内での必要最低人数

※2 6 号及び 7 号炉の原子炉主任技術者それぞれ 1 名は，早期に非常参集が可能なエリアに待機する。

共通６.水源,その他

番号	項　目	状　態	備　考
1	淡水貯水池	使用可能・使用不可・不明	
2	ろ過水タンク（荒浜側No.1）	使用可能・使用不可・不明	ﾀﾝｸﾚﾍﾞﾙ　　m
3	ろ過水タンク（荒浜側No.2）	使用可能・使用不可・不明	ﾀﾝｸﾚﾍﾞﾙ　　m
4	純水タンク（荒浜側No.1）	使用可能・使用不可・不明	ﾀﾝｸﾚﾍﾞﾙ　　m
5	純水タンク（荒浜側No.2）	使用可能・使用不可・不明	ﾀﾝｸﾚﾍﾞﾙ　　m
6	ろ過水タンク（大湊側No.3）	使用可能・使用不可・不明	ﾀﾝｸﾚﾍﾞﾙ　　m
7	ろ過水タンク（大湊側No.4）	使用可能・使用不可・不明	ﾀﾝｸﾚﾍﾞﾙ　　m
8	純水タンク（大湊側No.3）	使用可能・使用不可・不明	ﾀﾝｸﾚﾍﾞﾙ　　m
9	純水タンク（大湊側No.4）	使用可能・使用不可・不明	ﾀﾝｸﾚﾍﾞﾙ　　m
10	荒浜側防火水槽	使用可能・使用不可・不明	
11	大湊側防火水槽	使用可能・使用不可・不明	

共通７．設備及び資機材の確認

番号	項　目	状　態	備　考
７－１．消火及び注水設備 荒浜側エリア【常設設備】			
1	荒浜側ディーゼル駆動消火ポンプ	運転中・停止中・使用不可・不明	
2	荒浜側電動消火ポンプ	運転中・停止中・電源なし使用不可・不明	
3	純水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	1・2号炉共用
4	純水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	1・2号炉共用
5	純水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	1・2号炉共用
6	純水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	3・4号炉共用
7	純水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	3・4号炉共用
8	純水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	3・4号炉共用

番号	項　目	状　態	備　考
７－２．消火及び注水設備 大湊側エリア【常設設備】			
1	大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ	運転中・停止中・使用不可・不明	
2	大湊側電動消火ポンプ	運転中・停止中・電源なし使用不可・不明	
3	純水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	5・6・7 号炉共用
4	純水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	5・6・7 号炉共用
5	純水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	5・6・7 号炉共用
6	純水移送ポンプ(D)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	5・6・7 号炉共用
７－３．可搬型設備，消火設備 大湊側エリア			
1	常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)	使用可能・使用不可・不明	
2	ガスタービン発電機用燃料タンク	使用可能・使用不可・不明	
3	可搬型代替交流電源設備（交流電源車）	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
4	可搬型代替直流電源設備（直流給電車）	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
5	仮設発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
6	移動式変圧器	使用可能・使用不可・不明	
7	大湊側緊急用 M/C	使用可能・使用不可・不明	
8	可搬型代替注水ポンプ（消防ポンプ自動車）	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
9	代替原子炉補機冷却系	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　式
10	可搬型窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	
11	大容量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
12	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
13	ホース展張車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
14	汚濁防止膜	使用可能・使用不可・不明	
15	吸着材	使用可能・使用不可・不明	
16	タンクローリ(4kL)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
17	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
18	大型化学高所放水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
19	泡原液搬送車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台

番号	項　目	状　態	備　考
20	泡原液混合装置	使用可能・使用不可・不明	
７－４．可搬型設備，消火設備 荒浜エリア			
1	常設代替交流電源設備（第二ガスタービン発電機）	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
2	第二ガスタービン発電機用燃料タンク	使用可能・使用不可・不明	
3	第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
4	可搬型代替交流電源設備（交流電源車）	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
5	可搬型代替直流電源設備（直流給電車）	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
6	緊急用 M/C	使用可能・使用不可・不明	
7	仮設発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
8	可搬型代替注水ポンプ（消防ポンプ自動車）	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
9	代替原子炉補機冷却系	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　式
10	可搬型窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	
11	大容量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
12	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
13	ホース展張車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
14	汚濁防止膜	使用可能・使用不可・不明	
15	吸着材	使用可能・使用不可・不明	
16	タンクローリ(4kL)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
17	タンクローリ(16kL)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
18	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
19	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
20	大型化学高所放水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
21	泡原液搬送車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
22	泡原液混合装置	使用可能・使用不可・不明	
23	コンクリートポンプ車	使用可能・使用不可・不明	
７－５．消火設備 自衛消防隊建屋			
1	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
2	水槽付消防ポンプ自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台
3	泡消火薬剤備蓄車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数　　台

(2)プラント状態確認項目(6 号及び 7 号炉用個別)

個別１．初期状態の確認

番号	項　目	状　態	備　考
1	プラント状況の確認が可能※	可能・不可	
2	原子炉停止 （確認日時　　/　　:　　）	成功・失敗・不明	
3	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
4	高圧代替注水ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
5	復水貯蔵槽	使用可能・使用不可・不明	水位　　m
6	主蒸気逃がし弁	使用可能・使用不可・不明	
7	タービンバイパス弁（タービン制御系）	使用可能・使用不可・不明	
8	ＥＣＣＳ作動要求	作動要求あり・ 作動要求なし・不明	
9	外部電源受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
10	非常用ディーゼル発電機(A)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
11	非常用ディーゼル発電機(B)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
12	非常用ディーゼル発電機(C)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	

※中央制御室又は緊急時対策所にてプラント状況の確認を実施する。

個別２．モニタ指示確認

番号	項　目	状　態	備　考
1	プロセスモニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	
2	エリアモニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	

個別３．通信関係の確認

番号	項　目	状　態	備　考
1	送受話器（ページング）	使用可能・使用不可・不明	
2	電力保安通信用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
3	携帯型音声呼出電話設備	使用可能・使用不可・不明	
4	衛星電話設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
5	無線連絡設備(常設)	使用可能・使用不可・不明	
6	プロセス計算機	使用可能・使用不可・不明	
7	データ伝送装置	使用可能・使用不可・不明	
8	加入電話機	使用可能・使用不可・不明	

個別４．建屋アクセス性の確認

番号	項　目	状　態	備　考
1	中央制御室へアクセス可能	可能・不可・不明	
2	コントロール建屋へ アクセス可能	可能・不可・不明	
3	原子炉建屋へアクセス可能	可能・不可・不明	
4	タービン建屋へアクセス 可能	可能・不可・不明	
5	廃棄物処理建屋へアクセス 可能	可能・不可・不明	
6	サービス建屋へアクセス 可能	可能・不可・不明	
7	海水熱交換器建屋アクセス 可能	可能・不可・不明	

※建屋の損壊状態を含め，事故対応への支障の有無の観点から確認する。

個別５．施設損壊状態確認

番号	項　目	状　態	備　考
1	使用済燃料プール損傷	損傷あり・損傷なし・ 不明	
2	原子炉格納容器損傷 (ドライウェル)	損傷あり・損傷なし・ 不明	
3	原子炉格納容器損傷 (サプレッション・チェンバ)	損傷あり・損傷なし・ 不明	

個別６．電源系統の確認

番号	項　目	状　態	備　考
1	非常用ディーゼル発電機(A)	運転中・待機中・使用不可・不明	
2	非常用ディーゼル発電機(A)ディタンク	使用可能・使用不可・不明	
3	非常用ディーゼル発電機(A)燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
4	非常用ディーゼル発電機(B)	運転中・待機中・使用不可・不明	
5	非常用ディーゼル発電機(B)ディタンク	使用可能・使用不可・不明	
6	非常用ディーゼル発電機(B)燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
7	非常用ディーゼル発電機(C)	運転中・待機中・使用不可・不明	
8	非常用ディーゼル発電機(C)ディタンク	使用可能・使用不可・不明	
9	非常用ディーゼル発電機(C)燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
10	軽油タンク（Ａ）	使用可能・使用不可・不明	
11	軽油タンク（Ｂ）	使用可能・使用不可・不明	
12	非常用 M/C (C)受電	受電中・停電中・使用不可・不明	
13	非常用 M/C (D)受電	受電中・停電中・使用不可・不明	
14	非常用 M/C (E)受電	受電中・停電中・使用不可・不明	
15	非常用 P/C (C-1)受電	受電中・停電中・使用不可・不明	
16	非常用 P/C (C-2)受電	受電中・停電中・使用不可・不明	
17	非常用 P/C (D-1)受電	受電中・停電中・使用不可・不明	
18	非常用 P/C (D-2)受電	受電中・停電中・使用不可・不明	
19	非常用 P/C (E-1)受電	受電中・停電中・使用不可・不明	
20	非常用 P/C (E-2)受電	受電中・停電中・使用不可・不明	

番号	項　目	状　態	備　考
21	計器用バイタル(A)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
22	計器用バイタル(B)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
23	計器用バイタル(C)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
24	計器用バイタル(D)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
25	直流 125V 主母線(A)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
26	直流 125V 主母線(B)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
27	直流 125V 主母線(C)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
28	直流 125V 主母線(D)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
29	安全系蓄電池用充電器	使用可能・使用不可・ 不明	
30	常設代替直流電源設備（AM用直流電源）	使用可能・使用不可・ 不明	
31	号機間融通設備	使用可能・使用不可・ 不明	
32	緊急用電源切替箱断路器	使用可能・使用不可・ 不明	
33	可搬型小型バッテリ	使用可能・使用不可・ 不明	

個別７．機器状態の確認

番号	項　目	状　態	備　考
７－１．炉心注水，原子炉格納容器除熱機器【常設設備】			
1	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
2	高圧代替注水ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
3	高圧炉心注水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
4	高圧炉心注水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
5	ほう酸水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項　目	状　態	備　考
6	ほう酸水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
7	ほう酸水タンク	使用可能・使用不可・不明	
8	制御棒駆動水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
9	制御棒駆動水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
10	逃がし安全弁	使用可能・使用不可・不明	
11	高圧窒素ガス供給系	使用可能・使用不可・不明	
12	高圧窒素ガスボンベ	使用可能・使用不可・不明	
13	残留熱除去ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
14	残留熱除去ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
15	残留熱除去ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
16	復水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
17	復水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
18	復水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
19	ドライウェル冷却送風機(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
20	ドライウェル冷却送風機(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
21	ドライウェル冷却送風機(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
22	ドライウェル除湿冷却器(A)	使用可能・使用不可・不明	
23	ドライウェル除湿冷却器(B)	使用可能・使用不可・不明	
24	低圧復水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
25	低圧復水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
26	低圧復水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
27	高圧復水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項　目	状　態	備　考
28	高圧復水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
29	高圧復水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
30	電動駆動給水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
31	電動駆動給水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
32	格納容器圧力逃がし装置 (フィルタベント)	使用可能・使用不可・不明	
33	耐圧強化ベント	使用可能・使用不可・不明	
34	格納容器 pH 制御装置	使用可能・使用不可・不明	
35	遠隔手動弁操作設備 (エクステンション)	使用可能・使用不可・不明	
36	空気駆動弁操作用ボンベ	使用可能・使用不可・不明	
７－２．使用済燃料プール注水，除熱機器【常設設備】			
1	燃料プール冷却ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
2	燃料プール冷却ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
3	サプレッションプール浄化系ポンプ	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
７－３．水素爆発防止設備【常設設備】			
1	格納容器内雰囲気モニタ 水素・酸素濃度	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
2	再結合器ブロア(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
3	再結合器ブロア(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
4	静的触媒式水素再結合装置 (原子炉建屋水素処理設備)	使用可能・使用不可・ 不明	
5	格納容器不活性設備	使用可能・使用不可・ 不明	
７－４．補機冷却設備【常設設備】			
1	原子炉補機冷却水ポンプ (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
2	原子炉補機冷却水ポンプ (B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項　目	状　態	備　考
3	原子炉補機冷却水ポンプ(C)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
4	原子炉補機冷却水ポンプ(D)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
5	原子炉補機冷却水ポンプ(E)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
6	原子炉補機冷却水ポンプ(F)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
7	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
8	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
9	原子炉補機冷却海水ポンプ(C)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
10	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
11	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
12	原子炉補機冷却海水ポンプ(F)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
13	タービン補機冷却水ポンプ(A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
14	タービン補機冷却水ポンプ(B)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
15	タービン補機冷却水ポンプ(C)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
16	タービン補機冷却海水ポンプ(A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
17	タービン補機冷却海水ポンプ(B)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
18	タービン補機冷却海水ポンプ(C)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
19	計装用空気圧縮機(A)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	
20	計装用空気圧縮機(B)	運転中・停止中・電源なし・使用不可・不明	

番号	項　目	状　態	備　考
７－５．可搬設備接続口・その他			
1	復水貯蔵槽注水接続口	使用可能・使用不可・不明	
2	復水補給水系接続口	使用可能・使用不可・不明	
3	原子炉ウェル注水接続口	使用可能・使用不可・不明	
4	SFP 接続口	使用可能・使用不可・不明	
5	代替原子炉補機冷却系接続口	使用可能・使用不可・不明	
6	電源車接続口	使用可能・使用不可・不明	
7	直流電源車接続口	使用可能・使用不可・不明	
8	フィルタ装置補給水接続口	使用可能・使用不可・不明	
9	窒素生成装置接続口	使用可能・使用不可・不明	
10	原子炉建屋トップベント	使用可能・使用不可・不明	

実際の運用では本例示のように記載内容をより具体化した様式を用いる。

作成責任者 ： 総務班長

共通

目標 ： 事象発生後，30分以内に確認

確認時間　　：

2. 対応可能な要員の確認

NO.	設備・機器・項目	状態	確認内容	作成者	提出先	備考
1	本部長(1名)	名	・参集状況 ・安否	総務班長	計画班	※1 カッコ内は発電所での必要最低人数 ※2 6号及び7号炉の原子炉主任技術者それぞれ1名は，早期に非常参集が可能なエリアに待機する
2	本部スタッフ 安全監督担当(1名)	名	・参集状況 ・安否			
3	原子炉主任技術者(2名※2)	名	・参集状況 ・安否			
4	対外対応統括(1名) 通報班(2名) 立地・広報班(1名)	名	・参集状況 ・安否			
5	計画・情報統括(1名) 計画班(1～5号)(2名) 計画班(6,7号)(2名) 保安班(2名)　保安班現場要員(2名)	名	・参集状況 ・安否			
6	1～5号炉 号機統括(1名) 号機班(1名)　復旧班(1名)	名	・参集状況 ・安否			
7	6号炉 号機統括(1名) 号機班(3名) 復旧班(2名)	名	・参集状況 ・安否			
8	7号炉 号機統括(1名) 号機班(3名) 復旧班(2名)	名	・参集状況 ・安否			
9	復旧班現場要員(16名)	名	・参集状況 ・安否			
10	総務統括(1名) 総務班(1名)	名	・参集状況 ・安否			
11	自衛消防隊(10名)	名	・参集状況 ・安否			

注）記載内容については，今後の訓練によって見直す可能性がある

個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧について

大規模損壊発生時に初動対応フローから選択する個別戦略の決定にあたっては，要員及び設備を含めた残存する資源から必要な手順等を確認し，有効な戦略を迅速かつ確実に選定する必要がある。

表１に示す個別戦略による対応が必要と判断された場合には，個別戦略フローに基づいて当該の手順書等を選択し，事故緩和措置を実施する。

また，大規模損壊発生時の対応手順書等の体系図を示す。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
①-1，①-2 アクセスルート確保戦略	○多様なハザード対応要領						
	「状況確認とアクセスルート確保」	(1.0) (2.1)	・業務車両(保管場所：T.M.S.L.+16m) 台数：1 台	—	—	15 分	復旧班員 2 名
	「段差復旧・陥没箇所復旧」		・ホイールローダ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（バケット容量：3.0m^3/台）	—	被災状況・規模により所要時間は変動	10 分/箇所	復旧班員 2 名
	「瓦礫撤去」		・ホイールローダ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（バケット容量：3.0m^3/台）	—	被災状況・規模により所要時間は変動	3 分/箇所	復旧班員 2 名
② 消火戦略	○火災防護計画						
	「火災防護計画」	(1.0) (2.1)	・化学消防自動車（保管場所：T.M.S.L.+5m，+34m）※1 台数:2 台　（容量:120m^3/ｈ/台／84m^3/h/台，吐出圧力:0.85MPa／1.4MPa） ・水槽付消防ポンプ自動車（保管場所：T.M.S.L.+5m） 台数：1 台　（容量：120m^3/ｈ／84m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） ・大型化学高所放水車（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上）※2 台数：2 台（放水塔 22m,27m）（容量：204m^3/h/台，吐出圧力：1.2MPa） ・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：5 台（容量：1200m^3/h/台以上，吐出圧力：0.8MPa） ・放水砲（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上）※2 台数：5 台（容量：1200m^3/h/台以上） ・ホース展張車（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：5 台 ・泡消火薬剤備蓄車（保管場所：T.M.S.L.+5m）※1 台数：1 台（1000L 積載，ポリタンク 500L 保管） ・泡原液搬送車（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上）※2 台数：3 台（4000L 積載/台） ・泡原液混合装置（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上）※2 台数：5 台	消火栓 防火水槽 海水取水箇所	※1 3%希釈濃度で泡消火 ※2 1%希釈濃度で泡消火	20 分～消火開始	自衛消防隊員 6 名 復旧班員 8 名
③ 原子炉停止戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)反応度制御						
	「SLC 注入操作」	(1.1)	・ほう酸水ポンプ 台数：2 台（容量：11.4m^3/h/台，吐出圧力：8.43MPa） ・ほう酸水タンク 台数：1 台（容量：31.7m^3）	SLC タンク	RC/Q 移行後の時間	中操操作 20 秒	運転員 2 名
						電源無の場合 1 時間 30 分以内	運転員 中操 2 名 現場 4 名
	「手動 ARI」		—	—	RC/Q 移行後の時間	中操操作 50 秒	運転員 2 名
	「スクラムテスト SW によるペアロッドスクラム」		—	—	RC/Q 移行後の時間	中操操作 10 分	運転員 2 名
	「ソレノイドヒューズ引き抜き」		—	—	RC/Q 移行後の時間	現場操作 25 分	運転員 2 名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
③ 原子炉停止戦略	「個々の制御棒の電動挿入」	(1.1)	－	－	RC/Q 移行後の時間	中操操作 50 秒～全数全挿入又は 16 ｽﾃｯﾌﾟ以下まで継続	運転員 2 名
	「原子炉水位制御」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ 台数：2 台（容量：2340m^3/h/台，揚程：835m） ・高圧復水ポンプ 台数：3 台（容量：3300m^3/h/台，揚程：225m） ・低圧復水ポンプ 台数：3 台（容量：2700m^3/h/台，揚程：155m）	復水器	RC/Q 移行後の時間	中操操作 1 分 20 秒～ 出力 3%維持	運転員 2 名
			・制御棒駆動水ポンプ 台数：2 台（容量：46m^3/h/台，揚程：1420m）	復水貯蔵槽			
			・原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数：1 台（容量：188m^3/h，揚程：高圧側 900m，低圧側 186m） ・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1 台（容量：高圧側 182^3/h，低圧側 727m^3/h，揚程：高圧側 890m，低圧側 190m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ			
④ 原子炉注水戦略	○事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)原子炉注水，事故時運転操作手順書(徴候ベース)						
	「HPCF による原子炉注水」 「HPCF 緊急注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1 台（容量：高圧側 182^3/h，低圧側 727m^3/h，揚程：高圧側 890m，低圧側 190m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ		電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 1 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「給・復水系による原子炉注水」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ 台数：2 台（容量：2340m^3/h/台，揚程：835m） ・高圧復水ポンプ 台数：3 台（容量：3300m^3/h/台，揚程：225m） ・低圧復水ポンプ 台数：3 台（容量：2700m^3/h/台，揚程：155m）	復水器		電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
	「RHR（LPFL）による原子炉注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3 台（容量：954m^3/h，揚程：125m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 1 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「MUWC による原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数：3 台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 30 分以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「消火ポンプによる原子炉注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1 台（容量：177m^3/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 30 分以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「CRD による原子炉注水」		・制御棒駆動水ポンプ 台数：2 台（容量：46m^3/h/台，揚程：1420m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 1 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「SLC ポンプによる原子炉注水」		・ほう酸水ポンプ	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
④ 原子炉注水戦略		(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	台数：2台（容量：11.4m³/h/台，吐出圧力：8.43MPa）	屋外消火栓 純水タンク		電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「RCICによる原子炉注水」 「RCIC現場起動」		・原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数：1台（容量：188m³/h，揚程：高圧側900m，低圧側186m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ		電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「HPACによる原子炉注水」 「HPAC現場起動」		・高圧代替注水系ポンプ 台数：1台（容量：182m³/h，揚程：958m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「消防車による原子炉注水（淡水／海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操3名 現場4名
	「SRVによる原子炉減圧」		・逃がし安全弁 台数：18台（自動減圧機能8台）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「SRV駆動源確保」		・高圧窒素ガスボンベ（予備） 台数：5本（容量：47ℓ/本，充填圧力：約15MPa）	－	－	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「バッテリーによるSRV開放（多重伝送盤）」		・可搬型小型バッテリー 個数：10個（12V/個）	－	－	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「代替SRV駆動装置によるSRV開放」		・高圧窒素ガスボンベ 台数：A系10本，B系10本（容量：47ℓ/本，充填圧力：約15MPa）	－	－	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「バッテリーによるSRV開放（ペネ室）」		・可搬型小型バッテリー 個数：10個（12V/個）	－	－	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	○多様なハザード対応要領						
	「消防車による送水（淡水／海水）」	(1.4)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名
⑤水素爆発防止戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)水素濃度制御，事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）						
	「CAMS起動」	(1.9) (1.10)	・CAMS　サンプルガス条件 圧力：－3.432～245.16kPa 温度：10～169℃	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「RHRによるPCVスプレイ」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m³/h/台，揚程：125m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「MUWCによるPCVスプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m³/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによるPCVスプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m³/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消防車によるPCVスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操3名 現場4名
	「FCS起動」		・再結合装置,ブロワ	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑤水素爆発防止戦略		(1.9) (1.10)	台数：2台（容量：255Nm^3/h/台）				
	「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名
	○多様なハザード対応要領						
	「水素対策（トップベント）」	(1.9) (1.10)	・トップベント，ブローアウトパネル，大物搬入口	—	—	現場操作 2時間30分以内	復旧班員 3名
	「フィルタベント水位調整水張り」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 2名
	「消防車による送水（淡水／海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m以上） A-2　台数：13台（容量：120m^3/h／84m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名
⑥-1 原子炉格納容器除熱戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)PCV圧力制御						
	「MUWCによるPCVスプレイ」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによるPCVスプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m^3/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名
	「DWCによる除熱」		・ドライウェル冷却系冷却器送風機 台数：3台	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWC代替循環冷却による原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場4名
	「MUWC代替循環冷却によるPCVスプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場4名
	「消防車によるPCVスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m以上） A-2　台数：13台（容量：120m^3/h／84m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 2名 運転員 中操2名 現場2名
	「FCVS(S/C側)：耐圧強化ライン使用」		—	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-1 原子炉格納容器 除熱戦略		(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)				電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「FCVS(D/W側)：耐圧強化ライン使用」		－	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」		・原子炉補機冷却ポンプ 台数：6台（容量：1300^3/h／1100^3/h，揚程：58m／53m） ・原子炉補機冷却海水ポンプ 台数：6台（容量：1800^3/h，揚程：35m） ・原子炉補機冷却熱交換器 台数：6台（熱交換量：17.4MW/系統／16.3MW/系統）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所:T.M.S.L.+34m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m以上） 台数：4台（容量：420m^3/h/台，揚程：35m）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m以上） 台数：4台（容量：420m^3/h/台，揚程：35m）	－	－	電源有の場合 中操操作	2名
						電源無の場合 現場弁操作等 5時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	○多様なハザード対応要領						
	「消防車による送水（淡水／海水）」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m以上） A-2　台数：13台（容量：120m^3/h／84m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名
	「フィルタベント水位調整水張り」		・フィルタベント設備 台数：1台	－	－	現場操作 7時間以内	復旧班員 2名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所：T.M.S.L.+34m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m以上） 台数：4台（容量：420m^3/h/台，揚程：35m）	－	－	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m以上） 台数：4台（容量：420m^3/h/台，揚程：35m）	－	－	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略	○事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）下部D/W注水，原子炉格納容器除熱						
	「MUWCによるペデスタル注水」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによるペデスタル注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m^3/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消防車によるペデスタル注水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m以上） A-2　台数：13台（容量：120m^3/h／84m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操3名 現場4名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略	「SPCU による原子炉ウェル注水」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・サプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1 台（容量：250m^3/h，揚程：90m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	—	電源有の場合中操操作	1 名
						現場弁操作 30 分以内	2 名
	「MUWC による原子炉ウェル注水」		・復水移送ポンプ 台数：3 台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作 2 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「消火ポンプによる原子炉ウェル注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1 台（容量：177m^3/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作 1 時間 30 分以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「消防車による原子炉ウェル注水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） A-2　台数：13 台（容量：120m^3/h／84 m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	電源無の場合 現場弁操作 1 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「MUWC による PCV スプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3 台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 1 時間 30 分以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「消火ポンプによる PCV スプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1 台（容量：177m^3/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 1 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「DWC による除熱」		・ドライウェル冷却系冷却器送風機 台数：3 台	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
	「MUWC 代替循環冷却による原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数：3 台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 1 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 4 名
	「MUWC 代替循環冷却による PCV スプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3 台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 1 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 4 名
	「消防車による PCV スプレイ（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） A-2　台数：13 台（容量：120m^3/h／84 m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2 時間以内	運転員 中操 3 名 現場 4 名
	「FCVS(S/C 側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1 台	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 1 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「FCVS(D/W 側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1 台	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 1 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「恒設 RCW による補機冷却水確保」		・原子炉補機冷却ポンプ 台数：6 台（容量：1300^3/h／1100^3/h,揚程：58m／53m） ・原子炉補機冷却海水ポンプ 台数：6 台（容量：1800^3/h,揚程：35m） ・原子炉補機冷却熱交換器 台数：6 台（熱交換量：17.4MW/系統／16.3MW/系統）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 3 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略	「代替 Hx による補機冷却水確保」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・熱交換器ユニット（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：2 台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（容量：420m^3/h/台，揚程：35m）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 4 時間 30 分以内	運転員 中操 2 名 現場 4 名
	「代替 RSW による補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（容量：420m^3/h/台，揚程：35m）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 5 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	○多様なハザード対応要領						
	「消防車による送水（淡水／海水）」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） A-2　台数：13 台（容量：120m^3/h／84 m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 1 時間 30 分以内	復旧班員 3 名
	「フィルタベント水位調整水張り」		・フィルタベント設備 台数：1 台	－	－	現場操作 7 時間以内	復旧班員 2 名
	「代替 Hx による補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：2 台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（容量：420m^3/h/台，揚程：35m）	－	－	現場操作 7 時間以内	復旧班員 16 名
	「代替 RSW による補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（容量：420m^3/h/台，揚程：35m）	－	－	現場操作 7 時間以内	復旧班員 16 名
⑦ 使用済燃料注水 戦略	○事故時運転操作手順書（徴候ベース）ＳＦＰ水位制御						
	「SPCU による SFP 注水」	(1.11)	・サプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1 台（容量：250m^3/h，揚程：90m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 1 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「FPC による SFP 注水」		・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2 台（容量：250m^3/h/台，揚程：80m）	燃料プール	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
	「RHR による SFP 注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3 台（容量：954m^3/h/台，揚程：125m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 2 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「HPCF による SFP 注水」		・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1 台（容量：高圧側 182^3/h，低圧側 727m^3/h，揚程：高圧側 890m，低圧側 190m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
	「MUWC による SFP 注水」		・復水移送ポンプ 台数：3 台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 2 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 4 名
	「消火ポンプによる SFP 注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1 台（容量：177m^3/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
						電源無の場合 現場弁操作等 1 時間 30 分以内	運転員 中操 2 名 現場 4 名
	「消防車による SFP 注水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） A-1　台数：2 台（容量：168m^3/h／120m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） A-2　台数：13 台（容量：120m^3/h／84 m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 淡水貯水池 海水取水箇所	－	現場操作 2 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 4 名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑦ 使用済燃料注水戦略	「サイフォンブレーク」 「破断箇所手動隔離」	(1.11)	－	－	－	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 復旧班員 2名
	○多様なハザード対応要領						
	「可搬型スプレイノズルによる SFP スプレイ」	(1.11)	・可搬型スプレイヘッダ 台数：2台 ・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） A-1　台数：2台（容量：168m^3/h／120m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） A-2　台数：13台（容量：120m^3/h／84 m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名
	「放射性物質放出箇所へのスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：5台（容量：1200m^3/h 以上，吐出圧力：0.8MPa） ・放水砲（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：5台 ・ホース展張車（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：5台	海水取水箇所	－	現場操作 3時間以内	復旧班員 8名
			・大型化学高所放水車（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：2台（放水塔22m,27m）（容量：204m^3/h/台，吐出圧力：1.2MPa） ・コンクリートポンプ車（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：1台	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 30分以内	復旧班員 2名～4名
	「消防車による送水（淡水／海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） A-1　台数：2台（容量：168m^3/h／120m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） A-2　台数：13台（容量：120m^3/h／84 m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名
	「ライナーの補修」		・シール材，接着剤，ステンレス鋼板，吊り降しロープ	－	－	現場操作 2時間以内	復旧班員 4名
⑧ 使用済燃料除熱戦略	○事故時運転操作手順書（徴候ベース）ＳＦＰ水温度制御						
	「RHR による SFP 除熱」	(1.11)	・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m^3/h/台，揚程：125m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「CUW による SFP 除熱」		・原子炉冷却材浄化ポンプ 台数：2台（容量：77m^3/h/台，揚程：120m）	原子炉水	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「FPC による SFP 除熱」		・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m^3/h/台，揚程：80m）	燃料プール	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「SPCU による SFP 注水」		・サプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m^3/h，揚程：90m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「FPC による SFP 注水」		・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m^3/h/台，揚程：80m）	燃料プール	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑧ 使用済燃料除熱戦略	「RHR による SFP 注水」	(1.11)	・残留熱除去系ポンプ 台数：3 台（容量：954m^3/h/台，揚程：125m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	－	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 2 時間以内	運転員 2 名 運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「HPCF による SFP 注水」		・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1 台（容量：高圧側 182^3/h，低圧側 727m^3/h，揚程：高圧側 890m，低圧側 190m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝﾌﾟｰﾙ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2 名
	「MUWC による SFP 注水」		・復水移送ポンプ 台数：3 台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 2 時間以内	運転員 2 名 運転員 中操 2 名 現場 4 名
	「消火ポンプによる SFP 注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1 台（容量：177m^3/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 1 時間 30 分以内	運転員 2 名 運転員 中操 2 名 現場 4 名
	「恒設 RCW による補機冷却水確保」		・原子炉補機冷却ポンプ 台数：6 台（容量：1300^3/h／1100^3/h，揚程：58m／53m） ・原子炉補機冷却海水ポンプ 台数 6 台（容量：1800^3/h，揚程：35m） ・原子炉補機冷却熱交換器 台数：6 台（熱交換量：17.4MW/系統／16.3MW/系統）	－	－	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 3 時間以内	運転員 2 名 運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「代替 Hx による補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所：T．M．S．L．+34m以上） 台数：2 台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（容量：420m^3/h/台，揚程：35m）	－	－	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 4 時間 30 分以内	運転員 2 名 運転員 中操 2 名 現場 4 名
	「代替 RSW による補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（容量：420m^3/h/台，揚程：35m）	－	－	電源有の場合 中操操作 電源無の場合 現場弁操作等 5 時間以内	運転員 2 名 運転員 中操 2 名 現場 2 名
	○多様なハザード対応要領						
	「代替 Hx による補機冷却水確保」	(1.11)	・熱交換器ユニット（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：2 台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（容量：420m^3/h/台，揚程：35m）	－	－	現場操作 7 時間以内	復旧班員 16 名
	「代替 RSW による補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（容量：420m^3/h/台，揚程：35m）	－	－	現場操作 7 時間以内	復旧班員 16 名
⑨ 放射性物質拡散抑制のための戦略	○多様なハザード対応手順						
	「放射性物質放出箇所へのスプレイ（淡水/海水）」	(1.12)	・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：5 台（容量：1200m^3/h 以上，吐出圧力：0.8MPa） ・放水砲（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：5 台 ・ホース展張車（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：5 台	海水取水箇所	－	現場操作 3 時間以内	復旧班員 8 名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑨ 放射性物質拡散抑制のための戦略	「海洋への放出抑制（汚濁防止膜設置）」	(1.12)	・荒浜側，大湊側放水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） ・構内排水路汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） ・#1-4 取水口,#1 補機取水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） ・#5-7 取水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：20m/本（カーテン長：6～8m）	－	－	現場操作 12 時間以内 (1 重目) 24 時間以内 (2 重目)	復旧班員 13 名
	「海洋への放出抑制（放射性物質吸着材設置）」		・放射性物質吸着材（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：1020kg 以上	－	－	現場操作 2 時間以内	復旧班員 4 名
⑩ 電源確保戦略	○事故時運転操作手順書(事象ベース)						
	「D/G 又は外部電源復旧操作」	(1.14)	・非常用ディーゼル発電機 台数：3 台（容量：6250kVA/台，電圧：6900V） ・共通母線，M/C7C，7D 母線	－	－	中操操作	運転員 2 名
	「他号機からの受電操作」		・共通母線，M/C7C，7D 母線	－	－	中操操作	運転員 2 名
	「充電器予備器へ切り替え」		・予備充電器盤	－	－	中操操作	運転員 2 名
	「D/G（A）（B)による緊急用 M/C への送電」		・非常用ディーゼル発電機 台数：2 台（容量：6250kVA/台，電圧：6900V） ・緊急用 M/C 母線	－	－	現場操作 1 時間 30 分以内	運転員 中操 2 名 現場 4 名
	「第一 GTG による M/C7C,7D 受電」		・第一ガスタービン発電機（保管場所：T.M.S.L.+12m） 台数：1 台（容量：4500kVA/台，電圧：6900V） ・M/C7C，7D 母線	－	－	現場操作 1 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 4 名
	「緊急用 M/C による M/C7C,7D 受電」		・緊急用 M/C 母線 ・M/C7C，7D 母線（P/C7C-1，7D-1，M/CC7C-1-1，7D-1-1）	－	－	現場操作 1 時間 30 分以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「直流 125V 充電器盤 7A 受電」		・直流 125V 充電器盤 7A ・直流 125V 充電器盤 7A・7B 予備	－	－	現場操作 2 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「直流 125V 充電器盤 7B 受電」		・直流 125V 充電器盤 7B	－	－	現場操作 2 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「直流 125V 充電器盤 7A-2 受電」		・直流 125V 充電器盤 7A-2	－	－	現場操作 2 時間 30 分以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「AM 用直流 125V 充電器盤受電」		・AM 用直流 125V 充電器盤 ・AM 用直流 125V 予備充電器盤	－	－	現場操作 2 時間 30 分以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「中操監視計器類復旧（C 系)」		・M/CC7C-1-7（バイタル，CVCF，計測用電源）	－	－	現場操作 1 時間以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	「中操監視計器類復旧（D 系)」		・M/CC7D-1-6（原子炉系計測用電源）※C 系にて受電できない場合 ・M/CC7D-1-7（バイタル，CVCF，計測用電源）	－	－	現場操作 1 時間 30 分以内	運転員 中操 2 名 現場 2 名
	○多様なハザード対応要領						
	「各号炉 D/G による緊急用 M/C 受電から各号炉への送電」	(1.14)	・非常用ディーゼル発電機 台数：3 台（容量：6250kVA/台，電圧：6900V） ・緊急用 M/C 母線	－	－	現場操作 1 時間以内	復旧班員 6 名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑩ 電源確保戦略	「第二 GTG による緊急 M/C 受電」	(1.14)	・第二ガスタービン発電機（保管場所：T.M.S.L.+21m） 台数：1 台（容量：4500kVA/台，電圧：6900V） ・緊急用 M/C 母線	－	－	現場操作 1 時間以内	復旧班員 6 名
	「電源車による緊急 M/C 受電」		・電源車（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：9 台（容量：500kVA/台，電圧：6,900V） ・M/C7C，7D 母線	－	－	現場操作 1 時間以内	復旧班員 6 名
	「電源車による P/C7C-1,7D-1 受電」		・電源車（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：9 台（容量：500kVA/台，電圧：6,900V） ・P/C7C，7D 母線	－	－	現場操作 6 時間以内	復旧班員 6 名
	「可搬型直流電源設備による給電」		・直流給電車・電源車（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（蓄電池 400Ah，整流器 120A，容量 500kVA，電圧 DC125V）	－	－	現場操作 5 時間以内	復旧班員 6 名
⑪ 人命救助戦略	○総務班ガイド						
	「総務班ガイド」	(2.1)	－	－	－	－	－
水源確保	○多様なハザード対応要領						
	「消防車による CSP への補給（淡水/海水）」	(1.13)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） A-2　台数：13 台（容量：120m^3/h／84 m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 3 時間以内	復旧班員 3 名
	「消防車による防火水槽への海水補給」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） A-2　台数：13 台（容量：120m^3/h／84 m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	海水取水箇所	－	現場操作 1 時間以内	復旧班員 2 名
燃料確保	○多様なハザード対応要領						
	「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリーへの給油」	(2.1)	・タンクローリー（保管場所:T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（容量：4t/台），台数：1 台（容量：16t/台）	－	－	現場操作 2 時間以内	復旧班員 2 名
	「地下軽油タンクからローリーへの給油」		・タンクローリー（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（容量：4t/台）	－	－	現場操作 30 分以内	復旧班員 2 名
	「タンクローリーから各機器等への給油」		・タンクローリー（保管場所：T.M.S.L.+34m 以上） 台数：4 台（容量：4t/台），台数：1 台（容量：16t/台）	－	機器側タンク容量による	現場操作 1 時間 30 分以内	復旧班員 2 名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

1. 柏崎刈羽原子力発電所マニュアル体系大規模損壊関連体系図

大規模損壊発生時に必要となる手順書類について，発電所の QMS 文書体系上の位置づけを図 1 に示す。

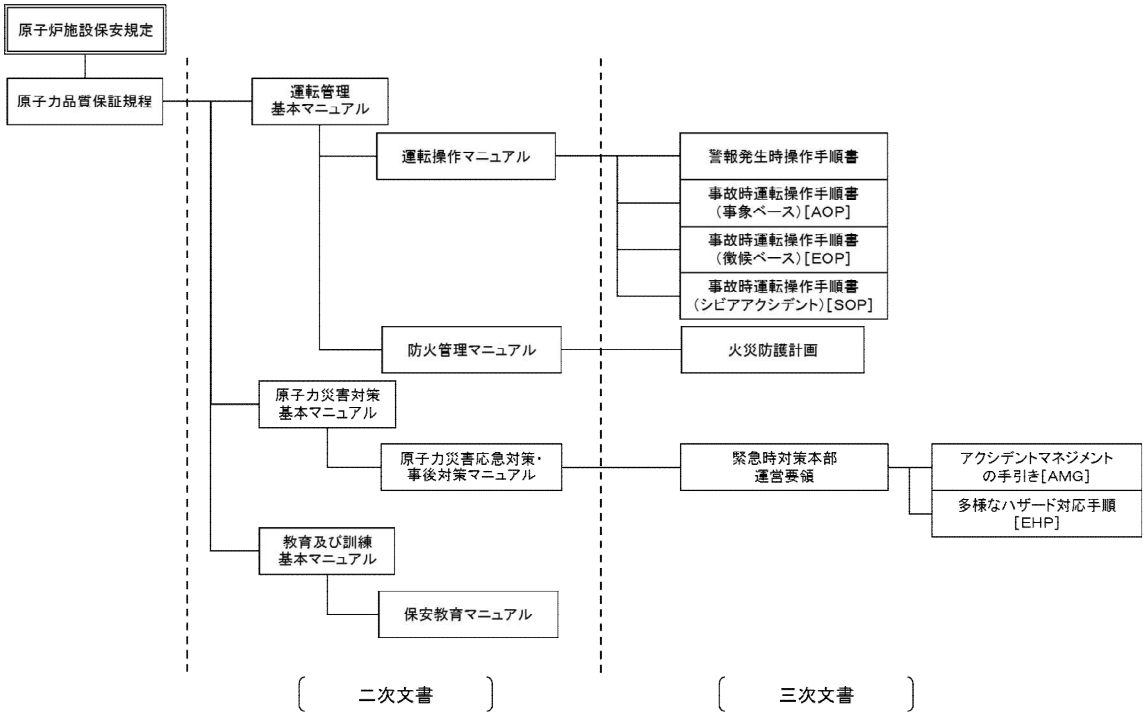


図 1 QMS 文書体系上の手順書の位置づけ

2. 大規模損壊発生時の対応手順書体系図

緊急時対策本部で使用する対応フローに従った措置を講じるため，以下の手順書を用いて対応を行う。また，手順書の体系図を図 2 に，手順書のリストを表 2 に示す。

(1)緊急時対策本部で使用する手順書

①緊急時対策本部運営要領

重大事故，大規模損壊等が発生した場合，又はそのおそれがある場合に，緊急事態に関する発電所緊急時対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。

また，発電所緊急時対策本部の運営及び各機能組織が実施する事項については，本要領の下位に紐付く各機能組織のガイドとして定める。

②アクシデントマネジメントの手引き(AMG)

プラントで発生した事故・故障等が拡大し，炉心損傷に至った際に，事故の進展防止，影響緩和のために実施すべき措置を判断，選択するための情報を定めた要領で，技術支援組織が使用する。炉心が損傷し，原子炉圧力容器及び格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデント事象に適用する。

③多様なハザード対応手順(EHP)

自然現象や大規模損壊等により，多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合に，運転員のプラント対応に必要な支援を行うため，可搬設備等によるプラント対応支援を定めた手順書で，実施組織（運転員以外）が使用する。

(2)運転員が使用する手順書

①警報発生時操作手順書

中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に，警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。

②事故時運転操作手順書（事象ベース）(AOP)

単一の故障等で発生する可能性のある異常又は事故が発生した際に，事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

③事故時運転操作手順書（徴候ベース）(EOP)

事故の起因事象を問わず，ＡＯＰでは対処できない複数の設備の故障等によ

る異常又は事故が発生した際に，重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

④事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（SOP）
　ＥＯＰで対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に，事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。

(3) 緊急時対策本部及び運転員が使用する手順書
①火災防護計画
　発電所の火災防護に係る全ての活動に適用され，設計基準対象施設，並びに重大事故等対処施設の火災防護対策を定め，万一火災が発生したとしても，プラントの安全停止能力を確保すること，発電所職員や環境への放射線の影響を防止することを目的に定めた業務文書。

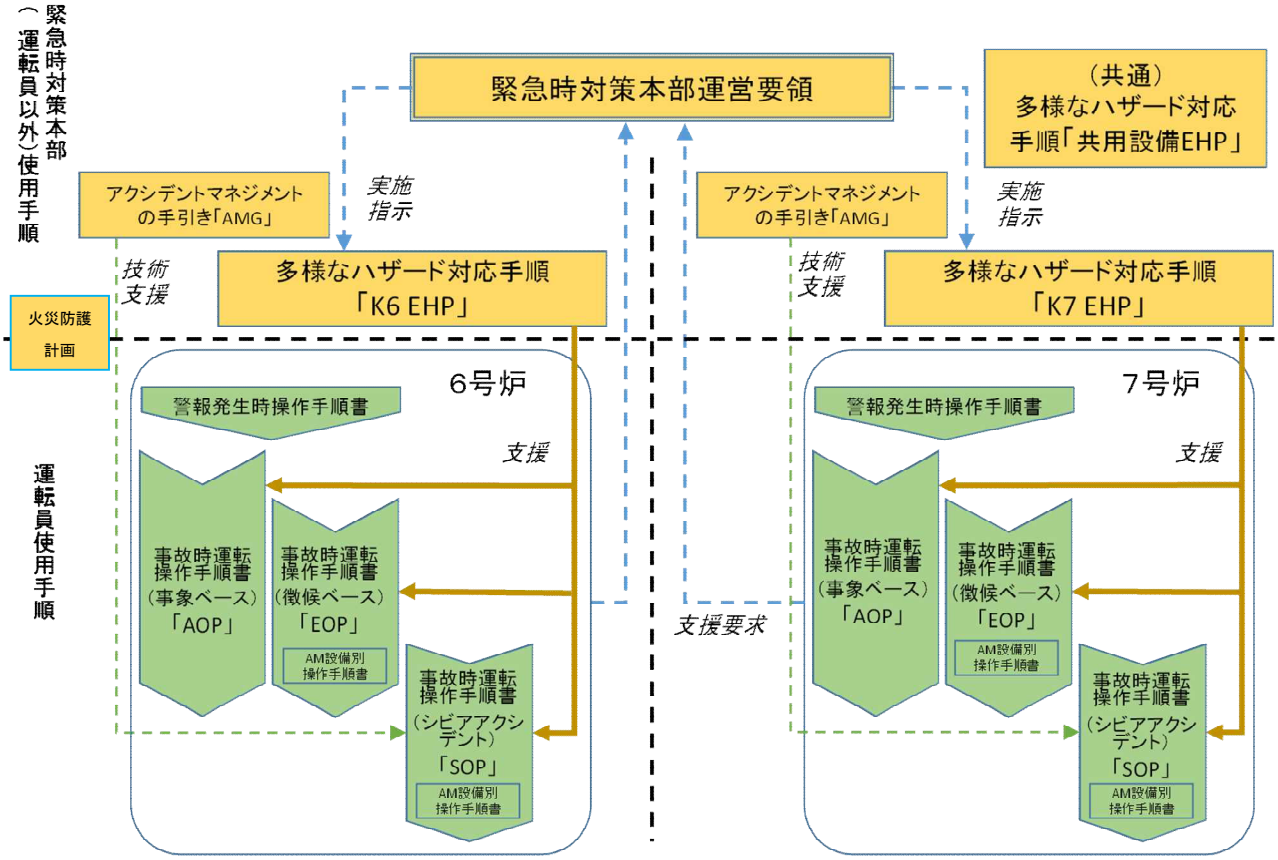


図 2 大規模損壊発生時の対応手順書体系図

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(1/5)

緊急時対策本部運営要領
計画班手順 保安班手順 号機班手順 復旧班手順 通報班手順 立地・広報班手順 資材班手順 総務班手順 大規模損壊発生時対応手順

アクシデントマネジメントの手引き（AMG）※6 号及び 7 号炉ともに構成は同じ
確認ガイド ［確認ガイドー１］：炉心損傷の確認ガイド ［確認ガイドー２］：損傷炉心の冷却性確認ガイド ［確認ガイドー３］：原子炉圧力容器破損の確認ガイド ［確認ガイドー４］：格納容器モニタの確認ガイド 確認ガイドー４．１ 格納容器内のパラメータの確認ガイド 確認ガイドー４．２ 格納容器健全性の確認ガイド 操作ガイド ［操作ガイドー１］：損傷炉心への注水操作ガイド ［操作ガイドー２］：原子炉減圧操作ガイド（注水手段がある場合） ［操作ガイドー３］：原子炉減圧操作ガイド（注水手段がない場合） ［操作ガイドー４］：機器復旧後の切り替え操作ガイド ［操作ガイドー５］：（原子炉圧力容器破損後の）原子炉への注水操作ガイド ［操作ガイドー６］：下部Ｄ／Ｗへの注水操作ガイド ［操作ガイドー７］：格納容器からの除熱操作ガイド ［操作ガイドー８］：耐圧強化格納容器ベント操作ガイド ［操作ガイドー９］：格納容器負圧抑制操作ガイド ［操作ガイドー10］：可燃性ガス濃度制御系（ＦＣＳ）操作ガイド ［［操作ガイドー11］：原子炉ウェルへの注水操作ガイド

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(2/5)

6 号炉 多様なハザード対応手順（K6 EHP）
電源車による P/C 6C-1 及び P/C 6D-1 受電 号炉間電力融通ケーブルによる電力融通（仮称） 可搬型直流電源装置による直流 125V 主母線盤 6A 受電 直流給電車による直流 125V 主母線盤 6A 受電 電源車による AM 用 MCC 受電 RCIC 現場起動後の排水 フィルタベント水位調整（仮称） フィルタベント停止後の N2 パージ手順 熱交換器ユニットによる補機冷却水確保 大容量送水車による補機冷却水確保 代替ＲＳＷによる補機冷却水確保 消防車による送水 水素対策（トップベント） 消防車による CSP への補給（淡水/海水） 消防車による防火水槽への海水補給 放射性物質放出箇所へのスプレイ（淡水/海水） 海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給 内部溢水

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(3/5)

7 号炉 多様なハザード対応手順（K7 EHP）
電源車による P/C 7C-1 及び P/C 7D-1 受電 号炉間電力融通ケーブルによる電力融通（仮称） 可搬型直流電源装置による直流 125V 主母線盤 7A 受電 直流給電車による直流 125V 主母線盤 7A 受電 電源車による AM 用 MCC 受電 RCIC 現場起動後の排水 フィルタベント水位調整（仮称） フィルタベント停止後の N2 パージ手順 熱交換器ユニットによる補機冷却水確保 大容量送水車による補機冷却水確保 代替 RSW ポンプによる補機冷却水確保 消防車による送水 水素対策（トップベント） 消防車による CSP への補給（淡水/海水） 消防車による防火水槽への海水補給 放射性物質放出箇所へのスプレイ（淡水/海水） 海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給 内部溢水

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(4/5)

（共通）多様なハザード対応手順（共用設備 EHP）
第二ＧＴＧによる緊急用 M/C 受電 電源車による緊急用 M/C 受電 各号機 D/G(A)による緊急用 M/C 受電から各号機への送電 泡消火剤による消火及び延焼防止（仮称） 純水移送ポンプ電源確保 電源車による K3 代替緊急時対策所への給電 貯水池から防火水槽への補給 貯水池から淡水タンクへの補給 淡水タンクから防火水槽への補給 軽油タンクからタンクローリーへの給油 タンクローリーから各機器等への給油 状況確認とアクセスルート確保 段差復旧・陥没箇所復旧 瓦礫除去 除灰手順（道路部） フィルタ清掃・交換手順（仮称） 海洋への放出抑制（仮称）

6 号炉　警報発生時操作手順書
重要警報編 系統別一括警報 H11-P703 編 系統別一括警報 H11-P704(L)編 系統別一括警報 H11-P704(R)編 系統別一括警報 H11-P705 編 廃棄物処理系編

7 号炉　警報発生時操作手順書
重要警報編 系統別一括警報 H11-P703 編 系統別一括警報 H11-P704(L)編 系統別一括警報 H11-P704(R)編 系統別一括警報 H11-P705 編

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(5/5)

事故時運転操作手順書（事象ベース）（AOP）※6 号及び 7 号炉ともに構成は同じ
原子炉編 タービン・電気編 火災編

事故時運転操作手順書（徴候ベース）（EOP）※6 号及び 7 号炉ともに構成は同じ
原子炉制御 格納容器制御 原子炉建屋制御 使用済燃料プール制御 不測事態 EOP/SOP インターフェース(ES/I)

事故時運転操作手順書（ｼﾋﾞｱｱｸｼﾃﾞﾝﾄ）（SOP）※6 号及び 7 号炉ともに構成は同じ
AM 操作方針の全体流れ図 注水-1 「損傷炉心への注水」 注水-2 「長期の原子炉水位の確保」 注水-3a「RPV 破損前の下部 D/W 注水」 注水-3b「RPV 破損後の下部 D/W 注水」 注水-4 「長期の RPV 破損後の注水」 除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」 除熱-2 「RPV 破損後の除熱」 放出 「PCV 破損防止」 水素 「R/B 水素爆発防止」

火災防護計画
・発電関連設備の火災防護対策 ・中央制御室盤内の火災防護対策 ・原子炉格納容器内の火災防護対策 ・重大事故等対処設備並びにこれらが設置されている火災区域に対する火災防護対策 ・その他の区域の火災防護対策 ・火災鎮火後の処置

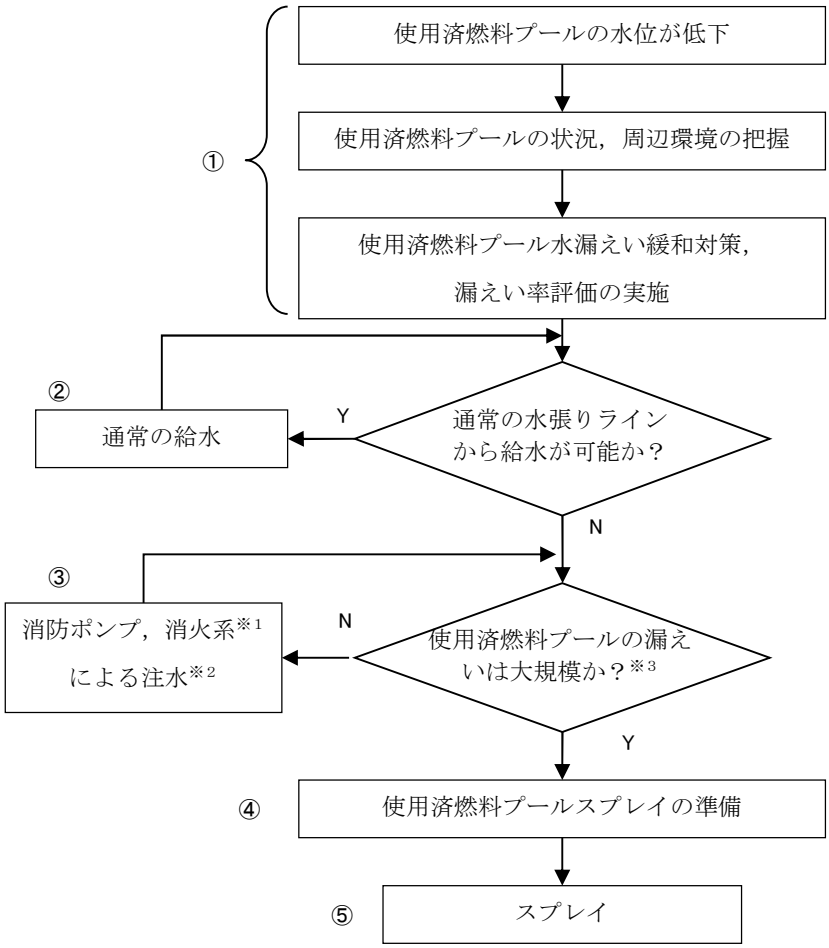
使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について

1. 使用済燃料プールにおける事故対応

使用済燃料プールに大規模漏えいが発生した場合における，使用済燃料プールの優先順位に従った事故対応例について以下に示す。

(1) 使用済燃料プールの漏えい緩和のための操作を実施するにあたり最も重要な判断は使用済燃料プール（原子炉建屋）へのアクセス可否となる。これは現場の被害状態（火災の発生状況，線量等）に依存する。
(2) 使用済燃料プールへアクセス可能な場合には，準備から補給するまでの時間が比較的短い恒設設備（復水補給水系）を用いた内部からの使用済燃料プール注水行う。
(3) (2)の操作により使用済燃料プール水位の維持ができない場合，消防車を用いた注水，消火系を用いた注水，サプレッションプール浄化系を用いた注水を順次試みる。
(4) (3)による使用済燃料プールへの注水を行っても水位が維持できない場合，原子炉建屋内部からのスプレイが可能であれば，消防車を既設の接続口に連結し，常設スプレイヘッダによるスプレイを行い，困難な場合な可搬型スプレイヘッダを用いたスプレイを行う。
(5) (4)と並行して，使用済燃料プールの漏えいを緩和するため，予め準備している漏えい緩和のための資機材を用いた手段により，使用済燃料プール内側からの漏えい緩和を行う。
(6) 使用済燃料プールへアクセスできない場合や建屋内部での使用済燃料プールスプレイが困難な場合，放水砲（大容量送水車を使用），コンクリートポンプ車等を用いた使用済燃料プールへの放水を行う。

2. 重大事故を想定した使用済燃料プールの監視対応フロー



※1　重大事故等へ対処するために消火が必要な火災が発生していないこと。
※2　サプレッションプール浄化系による注水も含む。
※3　資機材等による漏えい緩和措置が有効な場合は実施する。

図 1 使用済燃料プールの監視対応フロー

表 1 各設備の監視機能

	計器名称	①	②	③	④	⑤
水位	使用済燃料貯蔵プール水位計	○	○	○	－	－
	使用済燃料貯蔵プール水位計（SA 広域）	○	○	○	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位計（SA）	○	○	○	○	－
温度	使用済燃料貯蔵プール温度計（SA 広域）	○	○	○	－	－
	使用済燃料貯蔵プール温度計（SA）	○	○	○	○	○
空間線量率	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）	○	○	○	○	－
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）	－	－	○	○	○
状態監視	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	○	○	○	○	○

3. 使用済燃料プールへのスプレイ手順の妥当性について

(1)使用済燃料プール水の大規模漏えい時の未臨界評価

柏崎刈羽6号及び7号炉の使用済燃料プール（以下，本添付資料において「SFP」という。）では，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵される。SFPには，通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが，臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように，炉心装荷時の無限増倍率として1.30を仮定している。また，プール水温，ラック製造公差，ボロン添加率，ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

仮にSFPプール水が沸騰や喪失した状態，SFPスプレイが作動する状態を想定し，プールの水密度が減少した場合を考えると，ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し，実効増倍率を低下させる効果がある。一方，ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため，隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり，実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合のSFPの実効増倍率は上記の2つの効果のバランスにより決定されるため，ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで，柏崎刈羽6号及び7号炉のSFPにおいて水密度を1.0～0.0g/cm^{3}と変化させて実効増倍率を計算したところ，中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により，実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから，水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する効果が得られた。このため，水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。

なお，解析には米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された3次元多群輸送計算コードであり，米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているSCALEシステムを用いた。

図 2 柏崎刈羽６号炉　角管型ラックの計算体系

図 3 柏崎刈羽６号炉　格子型ラックの計算体系

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 4 柏崎刈羽 7 号炉　角管型ラックの計算体系

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 5 柏崎刈羽６号炉　実効増倍率の水密度依存性

図 6 柏崎刈羽 7 号炉　実効増倍率の水密度依存性

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

4. 必要スプレイ流量

(1)測定方法

試験設備は，基準として床面を燃料頂部の高さと仮定し，実機寸法を模擬して図 7 のようにポンプ，流量計，流量調整弁，ヘッダ管，ノズルを設置した。また，足場とブルーシートにより SFP プール壁面を模擬することで，実機 SFP と同様のスプレイ状態で試験可能な考慮を実施した。

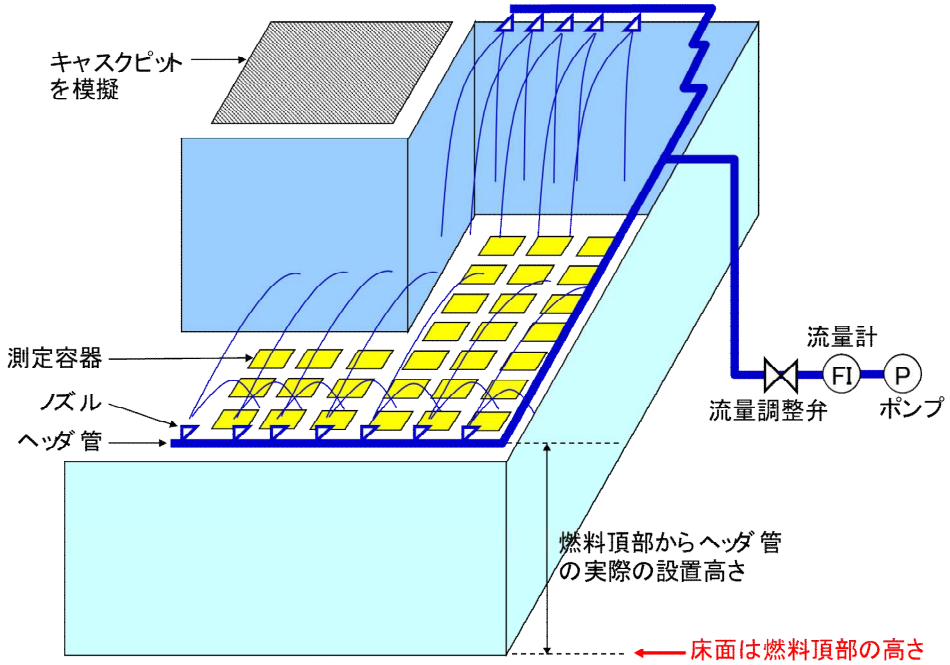


図 7 試験設備概要図

(2) 測定条件

・スプレイ時間：2min

・測定容器開口面積：318 mm×318 mm

(3) 判定基準

表 2 スプレイ実証試験の判定基準

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2 炉心以上の燃料
低温燃料域		全ての燃料

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4) 測定結果

①スプレイ状態の確認

試験のスプレイ状態について，スプレイ前の状況を図 8，スプレイ状態の状況をを図 9 に示す。

図 9 のスプレイ状態から，スプレイヘッダの複数のノズルからのスプレイ水は互いに衝突等の干渉がなく燃料域上部に均質に広がることが確認できる。

図 8 スプレイ前の状況（スプレイ量：0m^3/h）

図 9 スプレイ状態の試験状況（スプレイ量：132m^3/h）

5. 必要スプレイ流量の測定結果

６号炉の実証試験結果を表３に，７号炉の実証試験結果を表４に示す。

６号及び７号炉ともに，単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を２炉心以上確保し，全てのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。

また，必要スプレイ流量は，下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。なお，７号炉のスプレイ分布と燃料配置を示す。

・スプレイ流量：2200～2450L/min（132～147m^3/h）

表３ スプレイ実証試験結果（６号炉）

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.36 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

表４ スプレイ実証試験結果（７号炉）

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.34 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

図 10 スプレイ分布図及び燃料配置図（7 号炉の例）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

放水砲の設置場所及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

(1) 放水砲による放射性物質の拡散抑制，大規模な火災の消火活動の具体的な対応例

① 放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合は，放水砲を使用する。

・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

・原子炉格納容器の異常漏えいにより，格納容器圧力逃がし装置又は代替格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの，原子炉建屋天井付近に設置されている原子炉建屋水素濃度計で，水素濃度が3.5%を超えたことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合

・燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールスプレイが出来ない場合

・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

・原子炉建屋等で大規模な火災が発生した場合。

② 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として，放射性物質の拡散抑制の場合は予め設置位置候補を複数想定しているが，現場からの情報（風向き，損傷位置（高さ，方位））等を勘案し，原子力防災管理者が総合的に判断して，適切な位置からの放水を緊急時対策要員へ指示する。

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

③ 放水砲の設置位置と原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）への放水可能性

前述のとおり，放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋から約 82m の範囲内に放水砲を仰角 50° 以上(泡消火放水の場合は,原子炉建屋から約 70m の範囲内に放水砲を仰角 55° 以上)で設置すれば,原子炉建屋ト

ップ（屋根トラス）まで放水することができることから，原子炉格納容器又は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

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

なお，放射性物質の拡散抑制の場合は，放射性物質を含む汚染水が雨水排水の流路等を通って海へ流れることを想定して，放水前に排水路に放射性物質吸着材を設置するとともに，海洋へ拡散することを想定して，汚濁防止膜を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

2. 放水砲の設置位置について

(1)海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合

図１ 射程と射高の関係（海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2)泡消火放水（大規模火災）の場合

図 2 射程と射高の関係（泡消火放水（大規模火災）の場合）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 3 放水砲設置位置

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3. 放水砲の放射方法について

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

放射性プルーム放出時には，放水砲により放水した水により，放射性プルームに含まれる微粒子状の放射性物質が除去されることが期待できるが，微粒子状の放射性物質の粒子径は，0.1～0.5μmと考えられ，この粒子径の微粒子の水滴による除去機構は，水滴と微粒子の慣性衝突作用（水滴径 0.3mmφ前後で最も衝突作用が大きくなる）によるものであり，噴霧放射を活用することで，その衝突作用に期待できる。また，水滴と微粒子の相対速度を大きくし，水の流量を大きくすることで，除去効果の増大が期待できる。

したがって，プルーム放出時の放水砲の放射方法としては，以下のとおりとする。

原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合

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

原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が不明な場合

・原子炉建屋の中央に向けて放水する。

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

図 4 直状放射による放水

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

大規模損壊に特化した設備と手順の整備について

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については，技術的能力 1.2～1.14 で整備している設備と手順を活用し,「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」,「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」,「使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策」,「放射性物質の放出を低減させるための対策」の緩和措置を行う。大規模損壊の事象について，大規模損壊に特化した設備や手順の整備の必要性については，別冊Ⅱ，Ⅲに示す具体的な対応例のとおり,技術的能力において整備した手順を使用して対応措置が可能であることを確認した。具体例は以下の通り。

○電源融通による低圧復水ポンプによる炉注水

・大規模損壊の事象発生により，全交流電源喪失した当該号機に対して，隣接号機の非常用ディーゼル発電機等から共通母線を介しての電源融通,又は非常用ガスタービン発電器車からの緊急用メタクラを介した電源融通により喪失した電源を復旧する。
・電源の復旧により，補機冷却系を復旧しラインナップを行い，低圧復水ポンプを起動し炉注水を行う。
・低圧復水ポンプは復水器を水源としており，水源補給のため，復水貯蔵槽より復水補給水系を使用して補給を行う。また復水貯蔵槽には消防車より補給を行い，水源を維持する。

米国ガイド（NEI-06-12 及び NEI-12-06）で参考とした事項について

大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊についての前提条件を設定するに当たり，米国における大規模自然災害への対応ガイド（NEI-12-06）及び航空機テロへの対応ガイド（NEI-06-12）も参考にしている。

これらガイドラインは以下のような内容である。

【大規模損壊を発生させる可能性のある事象】

大規模な自然災害	故意による大型航空機の衝突
2011 年の福島第一原子力発電所での事故を受けて米国において検討が進められている NEI-12-06 の考え方を参考とする。	2001 年の同時多発テロを受けた航空機テロへの対応ガイドの NEI-06-12 の考え方を参考とする。

	大規模な自然災害	故意による大型航空機の衝突
事前想定	・サイト特有の外部ハザードを特定し，当該ハザードの設計基準外レベルを想定する。	・故意による大型航空機の衝突による大規模な火災・爆発により広範囲なエリアが損傷する。
喪失する機能及び状況	・大規模地震又は津波による長期交流電源喪失（ELAP）及び最終ヒートシンク喪失（LUHS）の同時発生により，格納容器破損（炉心損傷）が発生する可能性がある。	・機器のみならず中央制御室での運転員によるプラント監視・制御機能や機器への接近性が喪失する。 ・格納容器破損により，放射性物質が放出される可能性がある。 ・使用済燃料プールの破損により，水位が維持できなくなる可能性及び放射性物質が放出される可能性がある。
予兆	・事前の予兆がない災害と予兆を検知できる災害に分けられる。予兆を検知できる場合には事前に安全措置を講じるための時間的裕度がある。	・事前の予兆がなく突発的に発生する。
設備の防護	・サイト特有の外部事象に対して，可搬型重大事故等対処設備を適切に設置及び防護する。	・損傷箇所から 100m 以内の屋外設備等については，機能喪失している可能性がある。
その他	・大規模自然災害は，複数号機に同時に発生する。 ・発電所周辺にも大きな被害をもたらす大規模自然災害が発生した場合には，外部からの支援が一定期間受けられない。	－

大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害（地震，津波）及び故意による大型航空機の衝突が発生した場合に備えた重大事故等対処設備等の配備及び防護について，対応状況を表１に示す。

なお，これらの対応については，2.1.2.3（1）に示す「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方」に基づく。

表１ 大規模損壊発生時の可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況

○大規模地震

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所等の考慮（耐震性のある構造物内での保管，機器の耐震性等）	・基準地震動を一定程度超える地震動に対して，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。 ・保管場所周辺に損壊により影響を及ぼすおそれのある建屋，鉄塔，煙突，タンク等の構造物がないことを確認している。
機器の配備	機器の輸送手段の確保（輸送経路の障害の考慮）	・可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては,，周辺斜面の崩壊による土砂流入不等沈下による段差を考慮し，ホイールローダを配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	・恒設ライン等への接続箇所を２箇所設置しており，これらの接続箇所は分散して配置している。 ・各々の接続箇所までのアクセスルートは，それぞれ別ルートで確保されている。

○大規模な津波

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所等の考慮（津波よりも高い位置の保管，津波から防護できる構造物内の保管）	・基準津波を一定程度超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。
機器の配備	機器の輸送手段の確保（輸送経路の障害の考慮）	・可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては，津波による瓦礫等を考慮し，ホイールローダを配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	・恒設ライン等への接続箇所を２箇所設置しており，これらの接続箇所は分散して配置している。 ・一時的にアクセス不能となる可能性があるが，津波が引いた後にはアクセス可能となる。

○故意による大型航空機の衝突

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所等の考慮 （頑健性のある構造物内での保管，原子炉建屋からの100m 離隔）	・屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，故意による大型航空機の衝突その他テロリズムにより同時に機能損失させないよう，原子炉建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対処設備及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の隔離距離を確保した上で，複数箇所に分散して保管する。
機器の配備	機器の輸送手段の確保（輸送経路の障害の考慮）	・想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては，複数のルートが確保されている。また，アクセスルートで瓦礫が発生した場合においても，原子炉建屋から 100m以上離隔された場所に配備しているホイールローダにより，瓦礫を撤去することでしアクセスルートを確保する。 ・大規模な燃料火災が発生した場合には，原子炉建屋から 100m 以上離れた場所に配置している化学消防自動車等の泡消火設備により消火活動を行って，アクセスルートを確保する。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	・恒設ライン等への接続箇所を２箇所設置しており，これらの接続箇所は分散して配置している。 ・各々の接続箇所までのアクセスルートは，それぞれ別ルートで確保されている。

大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について

大規模損壊発生時に想定される以下の a.～c.の環境下等において，緊急時対策要員等が事故対応を行うために必要な資機材を表１に示すとおり配備している。

d.の資機材については，免震重要棟内緊急時対策所，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所，６号及び７号炉中央制御室において，必要数を配備することとしており，詳細を表２に示す。

e.の資機材については，詳細を表３に示す。

a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び消火設備を配備する。

c. 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用するマスク，高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。

d. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具，線量計，食料等の資機材を確保する。

e. 大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。また，通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として，衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を配備する。

表１ 重大事故等及び大規模損壊の発生に備えた資機材リスト

<table>
<tr><th>品目</th><th>保管場所</th><th>規定類</th></tr>
<tr><td colspan="3">ａ．全交流電源喪失発生時の環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材</td></tr>
<tr><td>ヘッドライト</td><td>全所員に配備（運転員含む）</td><td rowspan="5">緊急時対策本部運営要領</td></tr>
<tr><td>懐中電灯</td><td>中央制御室
現場控室
事務本館又は初動要員宿泊所</td></tr>
<tr><td>ＬＥＤライト
（ランタンタイプ）</td><td>中央制御室
3 号炉原子炉建屋内</td></tr>
<tr><td>ＬＥＤライト
（三脚タイプ）</td><td>中央制御室
免震重要棟内</td></tr>
<tr><td>可搬型照明設備</td><td>荒浜側及び大湊側高台保管場所</td></tr>
<tr><td colspan="3">ｂ．大規模火災時に消火活動を実施するために着用する防護具及び消火剤等の資機材</td></tr>
<tr><td>耐熱服</td><td>防護本部
自衛消防隊建屋</td><td rowspan="3">火災防護計画</td></tr>
<tr><td>防火服</td><td>防護本部
副防護本部
自衛消防隊建屋
中央制御室
サービス建屋チェックポイント
事務本館</td></tr>
<tr><td>泡消火薬剤</td><td>自衛消防隊建屋
荒浜側及び大湊側高台保管場所</td></tr>
<tr><td colspan="3">ｃ．高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク及び線量計等の資機材</td></tr>
<tr><td colspan="2">表 2 に記載。</td><td>緊急時対策本部運営要領</td></tr>
</table>

表 2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材

(1) 免震重要棟内緊急時対策所に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材等

a. 防護具及び除染資材（被ばく管理・除染管理）

品名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	1,680 着	160 名（要員数 152 名＋余裕）×7 日×1.5 倍
靴下	1,680 足	160 名（要員数 152 名＋余裕）×7 日×1.5 倍
帽子	1,680 着	160 名（要員数 152 名＋余裕）×7 日×1.5 倍
綿手袋	1,680 双	160 名（要員数 152 名＋余裕）×7 日×1.5 倍
ゴム手袋	3,360 双	1680×2
全面マスク	720 個	160 名（要員数 152 名＋余裕）×3 日（除染による再使用を考慮）×1.5 倍
チャコールフィルタ	3,360 個	1680×2
アノラック	840 着	160 名（要員数 152 名＋余裕）×７日×1.5（余裕）×50%（年間降水日数を考慮）
汚染区域用靴	40 足	80 名（現場復旧要員 63 名＋放射線管理要員 15 名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）
タングステンベスト	14 着	14 名（プルーム通過後現場復旧要員 14 名）

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

b. 計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	保管数※	考え方
個人線量計（電子線量計）	160 台	160 名（要員数 152 名＋余裕）
個人線量計（ガラスバッチ）	160 台	160 名（要員数 152 名＋余裕）
GM 汚染サーベイメータ	5 台	チェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	8 台	現場作業時に使用
可搬型エリアモニタ	4 台	各エリアにて使用 設置のタイミングは，チェンジングエリア設営と同時

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

c. チェンジングエリア用資機材

品名	保管数※	考え方
エアーテント	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	3 巻	
バリア	6 個	
フェンス	20 枚	
粘着マット	4 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ゴミ箱	14 個	
ポリ袋	40 枚	
テープ	20 巻	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	10 巻	
はさみ	6 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 台	
簡易タンク	1 台	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	3 台（予備 1 台）	

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

d. 飲食料

品名	保管数※	考え方
食料	3,360 食	160 名（要員数 152 名＋余裕）×７日×３食
飲料水(1.5 ﾘｯﾄﾙ)	2,240 本	160 名（要員数 152 名＋余裕）×７日×２本(1.5 ﾘｯﾄﾙ／本)
ヨウ素剤	1,280 錠	160 名（要員数 152 名＋余裕）×（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／日×6 日）

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

e. その他資機材

品名	保管数※	考え方
酸素濃度計	1 台（予備 1 台）	－
二酸化炭素濃度計	1 台（予備 1 台）	－
一般テレビ（回線，機器）	1 式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン（回線，機器）	1 式	社内情報共有に必要な資料・書類等を作成するため
簡易トイレ	1 式	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないようにするため

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

(2) 3号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材等

a. 防護具及び除染用資機材（被ばく管理・除染管理）

品名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	1,680 着	160 名（要員数 152 名＋余裕）×7 日×1.5 倍
靴下	1,680 足	160 名（要員数 152 名＋余裕）×7 日×1.5 倍
帽子	1,680 着	160 名（要員数 152 名＋余裕）×7 日×1.5 倍
綿手袋	1,680 双	160 名（要員数 152 名＋余裕）×7 日×1.5 倍
ゴム手袋	3,360 双	1680×2
全面マスク	720 個	160 名（要員数 152 名＋余裕）×3 日（除染による再使用を考慮）×1.5 倍
チャコールフィルタ	3,360 個	1680×2
アノラック	840 着	160 名（要員数 152 名＋余裕）× 7 日×1.5（余裕）×50%（年間降水日数を考慮）
汚染区域用靴	40 足	80 名（現場復旧要員 63 名＋放射線管理要員 15 名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）
タングステンベスト	14 着	14 名（プルーム通過後現場復旧要員 14 名）

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

b. 計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	保管数※	考え方
個人線量計（電子線量計）	160 台	160 名（要員数 152 名＋余裕）
個人線量計（ガラスバッチ）	160 台	160 名（要員数 152 名＋余裕）
GM 汚染サーベイメータ	5 台	チェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	8 台	現場作業時に使用
可搬型エリアモニタ	4 台	各エリアにて使用 設置のタイミングは，チェンジングエリア設営と同時

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

c. チェンジングエリア用資機材及び除染資材

品名	保管数※	考え方
パイプ・ジョイント（簡易ハウス用）	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	3 巻	
バリア	4 個	
フェンス	3 枚	
粘着マット	2 枚	
ポリ袋	25 枚	
テープ	5 巻	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	10 巻	
はさみ	6 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 台	
簡易タンク	1 台	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	2 台（予備 1 台）	

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

d. 飲食料

品名	保管数※	考え方
食料	3,360 食	160 名（要員数 152 名＋余裕）×７日×３食
飲料水(1.5 ﾘｯﾄﾙ)	2,240 本	160 名（要員数 152 名＋余裕）×７日×２本(1.5 ﾘｯﾄﾙ／本)
ヨウ素剤	1,280 錠	160 名（要員数 152 名＋余裕）×（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／日×6 日）

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

e. その他資機材

品名	保管数※	考え方
酸素濃度計	1 台（予備 1 台）	－
二酸化炭素濃度計	1 台（予備 1 台）	－
一般テレビ（回線，機器）	1 式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン（回線，機器）	1 式	社内情報共有に必要な資料・書類等を作成するため
簡易トイレ	1 式	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないようにするため

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

(3) 免震重要棟内緊急時対策所及び３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に配備する
原子力災害対策活動で使用する主な資料

資　　料　　名
１．発電所周辺地図 ①　発電所周辺地域地図　(1/25,000) ②　発電所周辺地域地図　(1/50,000)
２．発電所周辺航空写真パネル
３．発電所気象観測データ ①　統計処理データ ②　毎時観測データ
４．発電所周辺環境モニタリング関連データ ①　空間線量モニタリング設備配置図 ②　環境試料サンプリング位置図 ③　環境モニタリング測定データ
５．発電所周辺人口関連データ ①　方位別人口分布図 ②　集落の人口分布図 ③　市町村人口表
６．主要系統模式図（各号機）
７．原子炉設置（変更）許可申請書（各号機）
８．系統図及びプラント配置図 ①　系統図 ②　プラント配置図
９．プラント関係プロセス及び放射線計測配置図（各号機）
10．プラント主要設備概要（各号機）
11．原子炉安全保護系ロジック一覧表（各号機）
12．規定類 ①　原子力施設保安規定 ②　原子力事業者防災業務計画
13．事故時操作基準

(4) 6号及び7号炉中央制御室に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材等

a. 防護具及び除染用資機材（被ばく管理・除染管理）

品名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	420着	20名（6／7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
靴下	420足	20名（6／7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
帽子	420着	20名（6／7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
綿手袋	420双	20名（6／7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
ゴム手袋	840双	420×2
全面マスク	180個	20名（6／7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
チャコールフィルタ	840個	420×2
アノラック	210着	20名（6／7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）
汚染区域用靴	10足	20名（6／7号炉運転員18名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）
セルフエアセット	4台	－

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

b. 計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	保管数※	考え方
個人線量計 （電子式線量計）	70台	20名（6／7号炉運転員18名＋余裕）＋46名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
個人線量計 （ガラスバッチ）	70台	20名（6／7号炉運転員18名＋余裕）＋46名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
GM汚染サーベイメータ	3台	中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	2台	中央制御室のモニタリングに使用
可搬型エリアモニタ	3台	各エリアにて使用 設置のタイミングは，チェンジングエリア設営と同時

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

c. チェンジングエリア用資機材及び除染資材

品名	保管数※	考え方
パイプ・ジョイント（簡易ハウス用）	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2 巻	
バリア	1 個	
フェンス	3 枚	
粘着マット	2 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ポリ袋	20 枚	
テープ	2 巻	
ウエス	1 箱	
ウェットティッシュ	2 巻	
はさみ	1 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 台	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	1 台（予備 1 台）	
可搬型照明	2 台（予備 1 台）	

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

d. 飲食料

品名	保管数※	考え方
食料	420 食	20 名（6／7 号炉運転員 18 名＋余裕）×７日×３食
飲料水(1.5 ﾘｯﾄﾙ)	280 本	20 名（6／7 号炉運転員 18 名＋余裕）×７日×２本
ヨウ素剤	320 錠	20 名（6／7 号炉運転員 18 名＋余裕）×（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／1 日＝8）×2 交代

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

e. その他資機材

品名	保管数※	考え方
酸素・二酸化炭素濃度計	3 台（予備 1 台）	－
ＬＥＤライト（ランタンタイプ）	20 個	中央制御室対応として，主盤エリア5台＋裏盤エリア10台＋待避室2台＋予備3台）
ＬＥＤライト（三脚タイプ）	4 個	ランタンタイプ LED の補助
ヘッドライト（ヘルメット装着用）	100 個	6 号及び 7 号炉の運転員全員に配備

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

表３ 通信連絡設備の確保

(1)発電所内の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内	携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機※	6 号及び 7 号炉 中央制御室
	送受話器 (警報装置含む)	ハンドセット スピーカー	6 号及び 7 号炉 中央制御室
			免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	無線連絡設備	常設※	6 号及び 7 号炉 中央制御室
			免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		可搬型※	免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

(2)発電所内外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内外	電力保安通信用電話設備	固定電話機	6 号及び 7 号炉 中央制御室
			免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		PHS 端末	6 号及び 7 号炉 中央制御室
			免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		FAX	6 号及び 7 号炉 中央制御室
			免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	衛星電話設備	常設※	6 号及び 7 号炉 中央制御室
			免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		可搬型※	免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

(3)発電所外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所外	統合原子力防災 ネットワークを用いた 通信連絡設備	テレビ会議システム※ （有線系，衛星系 共用）	免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		IP-電話機※ （有線系，衛星系）	免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		IP-FAX※ （有線系，衛星系）	免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	局線加入電話設備	加入電話機	免震重要棟内緊急時対策所 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		加入 FAX	免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	専用電話設備	専用電話設備 （ホットライン） （自治体他向）	免震重要棟内緊急時対策所
			3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機	3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		テレビ会議システム （社内向）	3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		FAX（社内向）	3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況

外部からの衝撃による損傷の防止	
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	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第六条　安全施設は，想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。 ２　重要安全施設は，当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。	第七条　設計基準対象施設が想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合は，防護措置，基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。
「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表5参照。	

外部からの衝撃による損傷の防止	
3　安全施設は，工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。	2　周辺監視区域に隣接する地域に事業所，鉄道，道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には，事業所における火災又は爆発事故，危険物を搭載した車両，船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。 3　航空機の墜落により発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合は，防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。
「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表6参照。	

火災による損傷の防止	
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	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第八条　設計基準対象施設は，火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう，火災の発生を防止することができ，かつ，早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい，安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。	第十一条　設計基準対象施設が火災によりその安全性が損なわれないよう，次に掲げる措置を講じなければならない。 一　火災の発生を防止するため，次の措置を講ずること。 イ　発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。 ロ　安全施設（設置許可基準規則第二条第二項第八号 に規定する安全施設をいう。以下同じ。）には，不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし，次に掲げる場合は，この限りでない。 （１）　安全施設に使用する材料が，不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合 （２）　安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって，安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合 ハ　避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。 ニ　水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあっては，水素の燃焼が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう施設すること。 ホ　放射線分解により発生し，蓄積した水素の急速な燃焼によって，発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には，水素の蓄積を防止する措置を講ずること。

火災による損傷の防止	
	二　火災の感知及び消火のため，次に掲げるところにより，早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び早期に消火を行う設備（以下「消火設備」という。）を施設すること。 イ　火災と同時に発生すると想定される自然現象により，その機能が損なわれることがないこと。 ロ　消火設備にあっては，その損壊，誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性が損なわれることがないこと。 三　火災の影響を軽減するため，耐火性能を有する壁の設置その他の延焼を防止するための措置その他の発電用原子炉施設の火災により発電用原子炉を停止する機能が損なわれることがないようにするための措置を講ずること。
第四十一条　重大事故等対処施設は，火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう，火災の発生を防止することができ，かつ，火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。	第五十二条　重大事故等対処施設が火災によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう，次に掲げる措置を講じなければならない。 一　火災の発生を防止するため，次の措置を講ずること。 イ　発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。 ロ　重大事故等対処施設には，不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし，次に掲げる場合は，この限りでない。 （1）　重大事故等対処施設に使用する材料が，代替材料である場合 （2）　重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって，重大事故等対処施設における火災に起因して

火災による損傷の防止	
	他の重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合 ハ　避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。 ニ　水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあっては，水素の燃焼が起きた場合においても重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう施設すること。 ホ　放射線分解により発生し，蓄積した水素の急速な燃焼によって，重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがある場合には，水素の蓄積を防止する措置を講ずること。 二　火災の感知及び消火のため，火災と同時に発生すると想定される自然現象により，火災感知設備及び消火設備の機能が損なわれることがないように施設すること。
火災による損傷防止のうち「影響の低減」の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表6 No.3参照。	

溢水による損傷の防止等	
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	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第九条　安全施設は，発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。	第十二条　設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は，防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。
「溢水による損傷の防止等」（内部溢水）の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表6 No.16参照。	
２　設計基準対象施設は，発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において，当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。	２　設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は，当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。
設計基準対象施設の要求であり，大規模損壊では対象外である。	

安全施設	設計基準対象施設
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	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第十二条 ５　安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。	第十五条 ４　設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。
「安全施設及び設計基準対象施設の機能」（内部飛来物）の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表6 No.17参照。	

大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

大規模損壊発生時，作業者は，個人線量計を装着し，緊急作業従事者は緊急作業に係る線量限度（100mSv または 250mSv），緊急作業従事者でない者は通常の線量限度（50mSv/年，100mSv/5 年）を超えないように確認を行う。また，放射性物質の放出後，放射性物質濃度の高い場所で作業を行う場合は，全面マスク等の放射線防護具を装着する。

なお，プラントの状況把握の困難な大規模損壊初動対応においては，副原子力防災管理者又は当直長が，プラント状況（炉心損傷の可能性，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プールからの漏えいの有無等）を考慮し，大気に放出された放射性物質が大規模損壊対応に影響を与える可能性がある場合，放射線防護具類の着用を指示する。

以下に，大規模損壊対応及び消火活動対応に必要な装備品について整理する。

１．大規模損壊対応時に着用する装備品について

表１　プラント対応時の装備品

名称	着用基準	
	炉心損傷の徴候 有り	炉心損傷の徴候 無し
ガラスバッチ	現場作業を行っていない間も含め必ず着用	同左
個人線量計（電子式線量計）	必ず着用	同左
綿手袋・ゴム手袋	必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
汚染防護服（タイベック）	緊急を要する作業を除き着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
アノラック・汚染作業用長靴（胴長靴）	湿潤作業を行う場合に着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合に着用
高線量対応防護服（タングステンベスト）	移動を伴わない高線量下での作業を行う場合に着用	同左
全面マスク	必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合に着用
セルフエアセット	酸欠等のおそれがある場合着用	同左

表２　火災対応時の装備品

名称	着用基準	
	炉心損傷の徴候 有り	炉心損傷の徴候 無し
ガラスバッチ	現場作業を行っていない間も含め必ず着用	同左
個人線量計（電子式線量計）	必ず着用	同左
全面マスク	必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合着用
セルフエアセット	内部被ばく，酸欠等のおそれがある場合着用	同左
防火服	火災近くでの作業を行う場合着用	同左

表３　緊急作業に係る線量限度

	緊急作業に係る線量限度
実効線量	100mSv または 250mSv（緊急作業従事者に選定された者）

（女子については，妊娠する可能性がないと診断された者に限る。）

2.　放射線防護具等の携行について

大規模損壊対応において，作業者は，各箇所に配備されている装備品一式を携行し，副原子力防災管理者又は当直長の指示により必要な放射線防護具の着用を行う。

なお，個人線量計については，被ばく管理のため必ず着用し，各対応を行う。

(1)配備箇所

・中央制御室

・免震重要棟内緊急時対策所

・３号炉原子炉建屋内緊急時対策所

(2)携行品一式

・放射線防護具：タイベック，ゴム手袋，全面マスク，個人線量計

3.　火災対応時の装備品について

大規模損壊時の消火活動の装備品については，中央制御室，又は出入管理所等に配備してある防火服及びセルフエアセット等の必要な装備品を着用し消火対応を行う。

(1)装備品

・個人線量計

・全面マスク又はセルフエアセット

・防火服

4. 大規模損壊対応時の留意事項

作業者は，個人線量計を携帯するとともに，適時，線量を確認し，自身の被ばく状況を把握する。

作業者は，被ばく管理のため，消火活動時の滞在箇所，滞在時間及び被ばく線量等の情報を確認・記録する。

予期せぬ放射線量の上昇が確認された場合は，その場を一時的に離れ，緊急時対策本部（対策本部設置前であれば，副原子力防災管理者又は当直長）の指示により対応する。

緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて

当社は福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓を踏まえ，事故以降，緊急時体制の見直しを進めてきている。具体的には，緊急時訓練を繰り返し実施して見直しを重ね，実効的な組織を目指して継続的な改善を行っているところである。

こうした取り組みを経て現在柏崎刈羽原子力発電所において組織している緊急時体制について，以下に説明する。

１．基本的な考え方

柏崎刈羽原子力発電所の緊急時体制を図１に示す。

緊急時体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

・機能毎の整理

まず基本的な機能を以下の４つに整理し，機能毎に責任者として「統括」を配置する。さらに「統括」の下に機能班を配置する。

① 情報収集・計画立案

② 現場対応

③ 対外対応

④ ロジスティック・リソース管理

これらの統括の上に，組織全体を統括し，意思決定，指揮を行う「本部長(所長)」を置く。

このように役割，機能を明確に整理するとともに，階層化によって管理スパンを適正な範囲に制限する。

・権限委譲と自律的活動

予め定める要領等に記載された手順の範囲内において，本部長の権限は各統括，班長に委譲されており，各統括，班長は上位職の指示を待つことなく，自律的に活動する。

・戦略の策定と対応方針の確認

計画・情報統括は，本部長のブレーンとして事故対応の戦略を立案し，本部長に進言する。また，こうした視点から対応実施組織が行う事故対応の方向性の妥当性を常に確認し，必要に応じて是正を助言する。

・申請号炉と長期停止号炉の分離

プラント毎に行う現場対応については，申請号炉である６，７号炉と長期停止号炉である１～５号炉に対応する組織を分離する。

・申請号炉の復旧操作対応

申請号炉である６，７号炉については，万一の両プラント同時被災の場合の錯綜する状況にも適切に対応できるようにするため，各号炉を統括する者をそれぞれに置き（「６号統括」と「７号統括」），統括以下，号炉毎に独立した組織とすることで，要員が担当号炉に専念できる体制とする。

・本部長の管理スパン

以上のように統括を配置すると，本部長は１～７号炉の現場の対応について，１～５号統括，６号統括，７号統括の３名を管理することになる。

本部長は各統括に基本的な役割を委譲していることから，３名の統括を通じて全号炉の管理をするが，プラントが事前の想定を超えた状況になり、２基を超えるプラントで本部長が統括に対して直接の指示を行う必要が生じた場合には，本部長の判断により，本部長が指名した者と本部長が役割を分割し，それぞれの担当号炉を分けて管理する。（図 2）

・発電所全体に亘る活動

発電所全体を所管する自衛消防隊は，火災の発生箇所，状況に応じて，１～５号統括，６号統括，７号統括のいずれかの指揮下で活動する。

また，発電所全体を所管する保安班は，計画・情報統括配下に配置する。

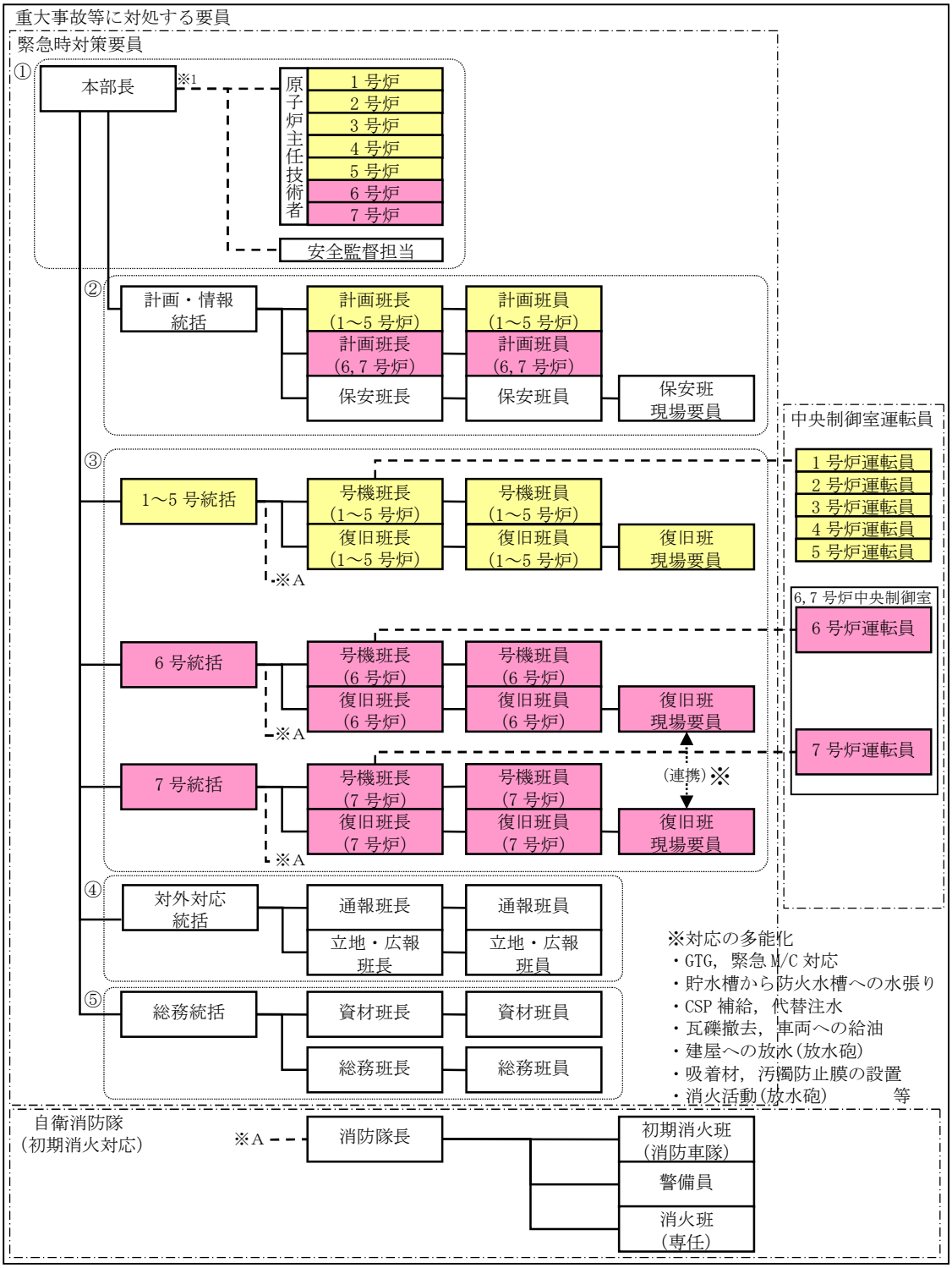


図 1　柏崎刈羽原子力発電所　緊急時対策本部，自衛消防隊及び中央制御室の体制

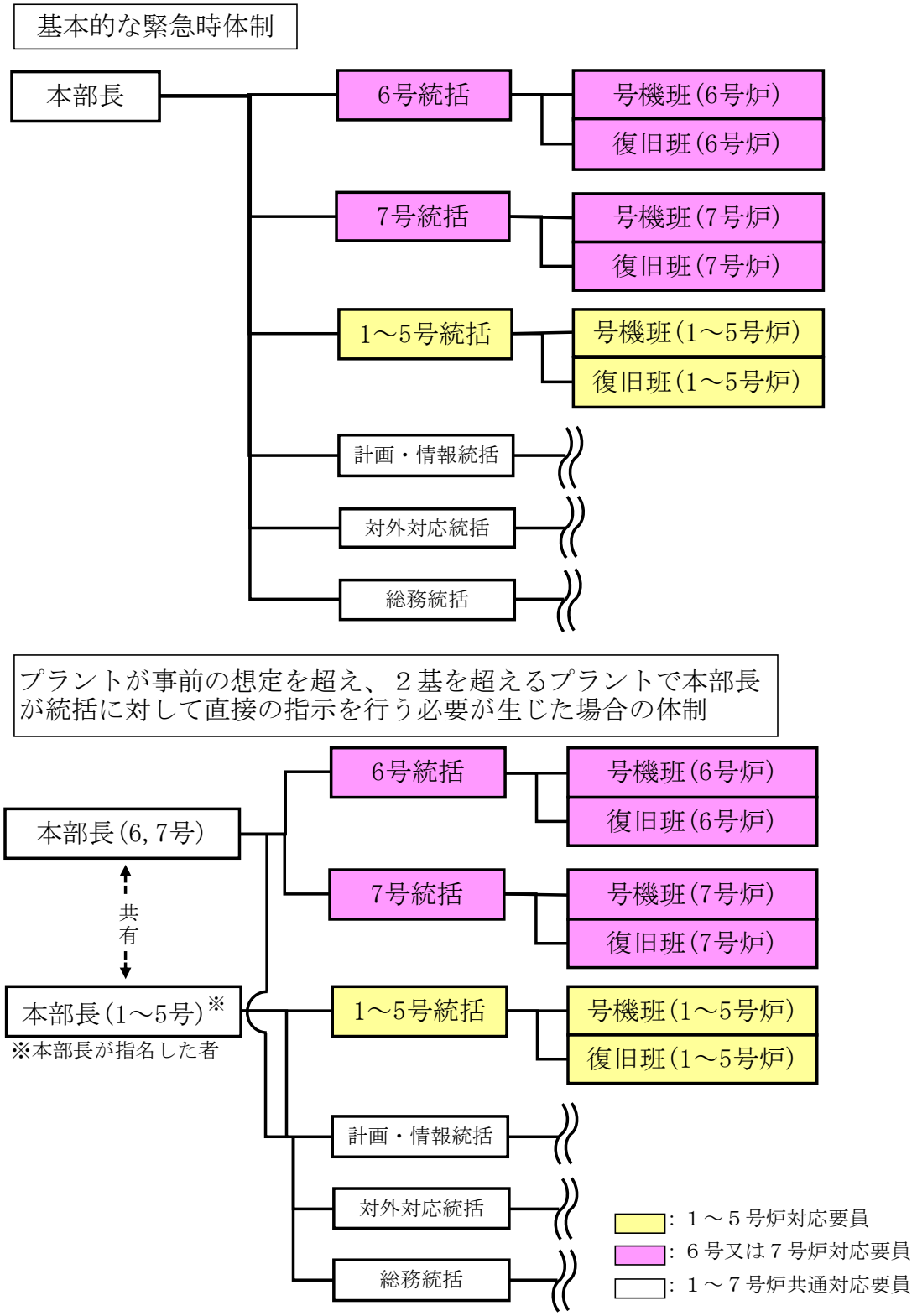
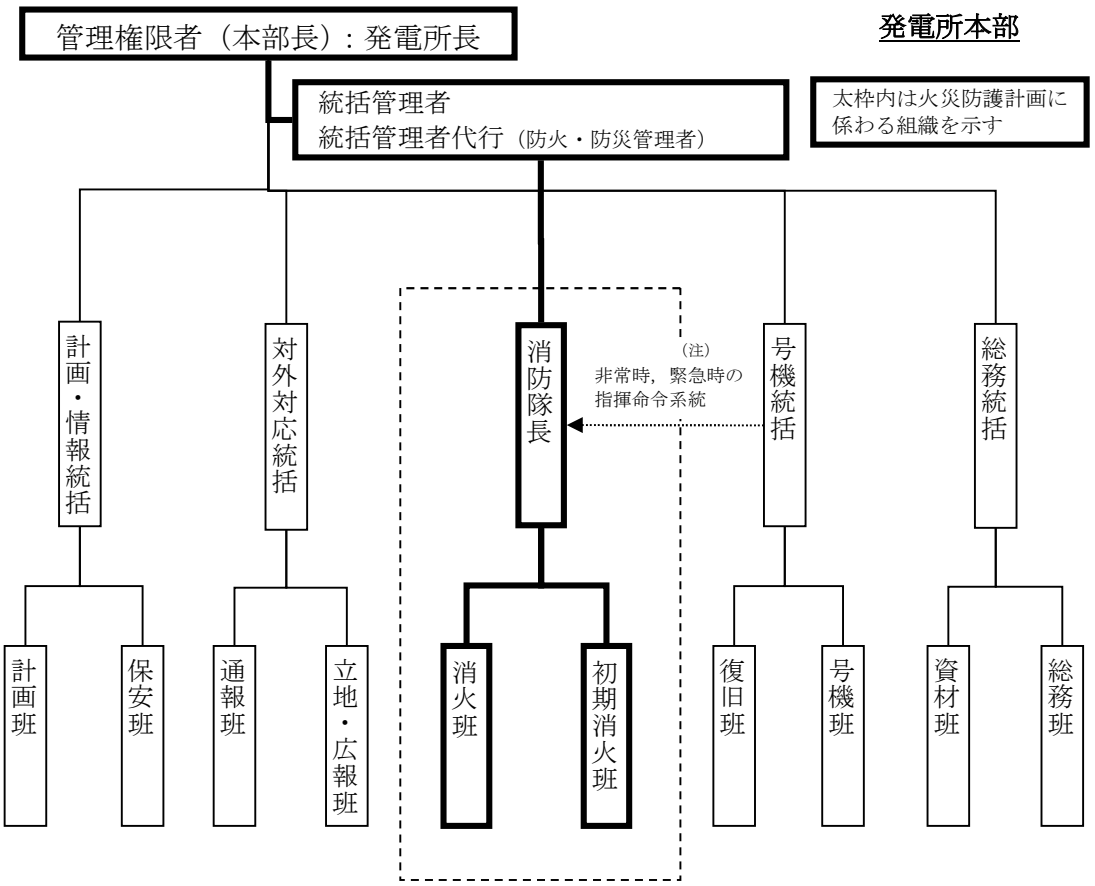


図２　柏崎刈羽原子力発電所　緊急時対策本部体制（概要）



注：自衛消防隊は非常時対策（一般災害），緊急時対策（原子力災害）において号機統括の指揮下で活動する。
緊急時対策本部立上後の自衛消防体制については，消防法に基づき作成する消防計画にも定める。

図３　自衛消防隊体制

２．６号及び７号炉の重大事故発生時における複数同時火災時の対応

（１）概要

本章では，緊急時対応中に６号及び７号炉で火災が発生し同時に消火活動が必要になった場合の対応について示す。６号及び７号炉の同時火災については，６号及び７号炉の建屋本館内部での火災（以下,「内部火災」という。）のケースと，発電所敷地内での火災（以下,「外部火災」という。）が２箇所で発生したケースの２ケースを示す。

（２）内部火災の場合

ａ．前提条件

・緊急時対応の最中に，原因を特定せず６号及び７号炉での同時火災を想定する。

・緊急時対応において，運転員の現場操作の前提として消火活動が必要な火災に対しては，運転員の一部を活用する。

・建屋内火災のため，消火活動は建屋内の消火器，消火栓を使用する。

ｂ．内部火災での対応及び体制

６号及び７号炉での同時火災に対する対応フローを図４に，初期消火要員の体制を図５に示す。

当直長は，火災の状況を含めプラント状況の把握や緊急時対策本部との連絡を行っていることから，初期消火活動の指示と現場指揮本部設置までの活動の指揮を執る。消防隊長は，号機統括の指示を受け，速やかに現場指揮本部を設置するとともに，設置後は消火活動の指揮を執る。指揮権の委譲の際には，当直長と現場指揮者から状況説明を受ける。その後は，現場指揮者からの直接的，間接的に適宜状況報告を受け両方の火災対応の指揮を執るとともに，緊急時対策本部との連絡を行う。

消火体制について，初期消火要員として選任されている運転員，消防車隊員（委託）で２班を編成する。初期消火要員に選任されている運転員は通常３名であることから，その他運転員１名を初期消火要員に充て，１班あたり運転員２名，消防車隊３名の計５名で初期消火活動を行う。

なお，建屋内での火災発生に対して，原子炉の高温停止及び低温停止を達成し維持（以下,「原子炉の安全停止」という。）するための安全機能を有する構築物，系統及び機器（以下，安全機能を有する機器等）という。）を設置する区域で煙充満や放射線の影響により消火活動が困難となる区域は固定式消火

設備を設置する設計であること，安全機能を有する機器等を設置する区域のうち消火器を使用して消火活動を行う区域が限定的であることから，１班５名の初期消火要員で十分対応可能である。

初期消火要員に編入した運転員は，本来の現場操作対応を行うため，消火活動が終了とした時点で，消防隊長の判断により速やかに現場操作対応に戻ることとする。

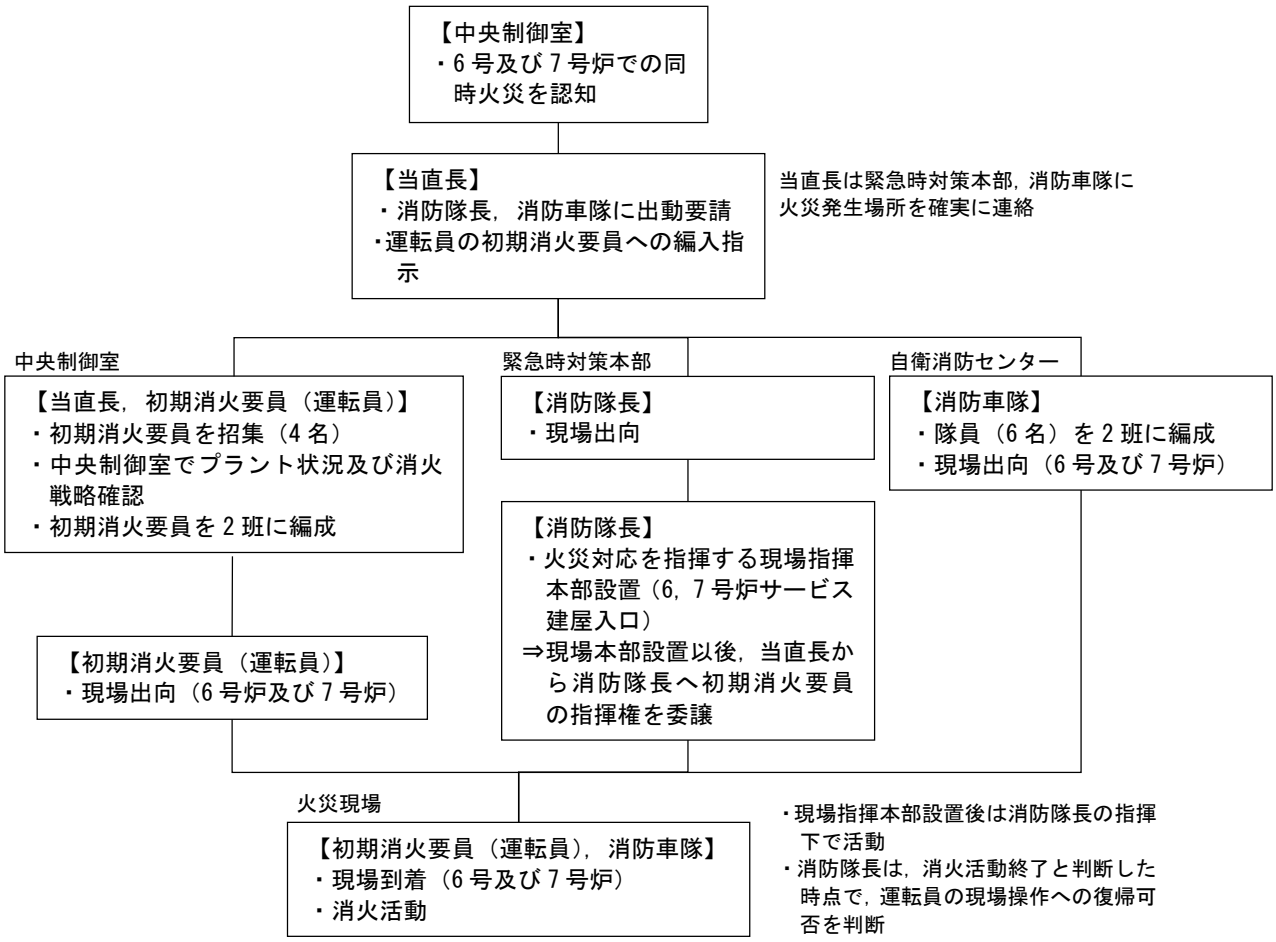


図４　建屋内部での同時火災に対する対応フロー

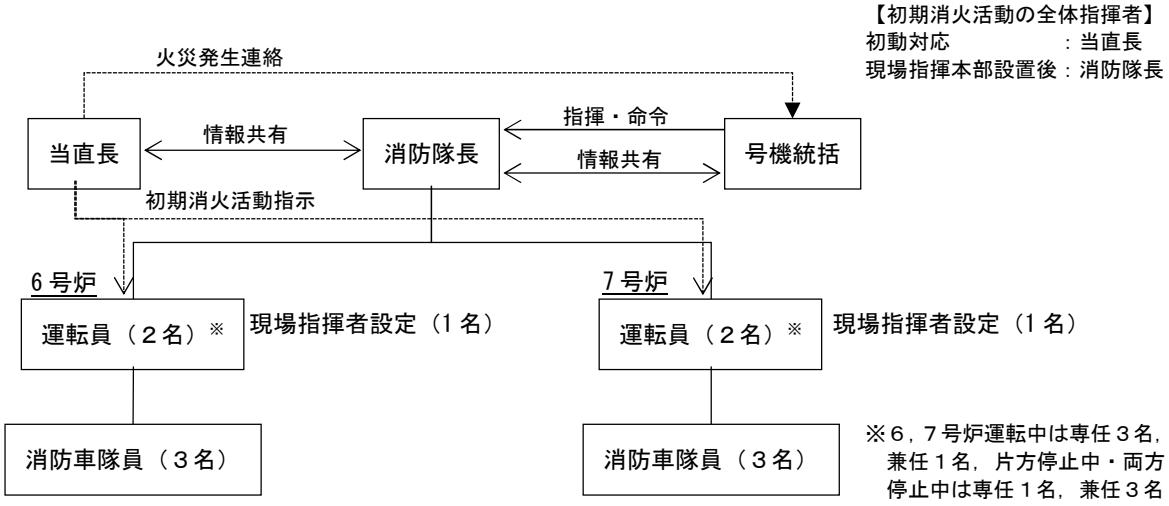


図５　６号及び７号炉同時火災（内部火災）発生時の初期消火体制

（３）外部火災の場合

ａ．前提条件

・外部火災として，緊急時対応中に発電所敷地内で現場操作を妨げるような火災が同時に２箇所で発生することを想定する。
・消火活動は化学消防車，ポンプ車の組合せにより，消火活動を行う。
・化学消防車の操作は，消防車隊が行う。
・復旧班の現場操作を前提として消火活動が必要な火災に対しては，消防車の操作が可能な復旧班現場要員を活用する。

ｂ．外部火災での対応及び体制

６号及び７号炉での同時火災に対する対応フローを図６に，初期消火要員の体制を図７に示す。

外部火災における消火活動は，消防隊長が指揮を執る。通常，敷地内の１箇所の火災発生に対しては，火災対応のため常時待機している消防車隊員６名で十分対応可能であるが，復旧班の現場操作を前提として消火活動が必要な敷地内２箇所の同時火災に対して，消防車隊員に加え復旧班現場要員（６，７号炉各７名）から注水隊員６名を充て，消火活動を行う。

実際の放水活動は，化学消防車とポンプ車の組合せで行うことから，１班あたり消防車隊３名，注水隊員３名で２班を編成し，２箇所に分かれて消火活動を行う。その際，消防車隊３名は化学消防車の操作，注水隊はポンプ車の操作を行う。

一方，初期消火活動に充てられた注水隊員は本来緊急時の原子炉注水対応を行うため，消火活動が終了とした時点で，消防隊長の判断により速やかに原子炉注水作業に戻ることとする。

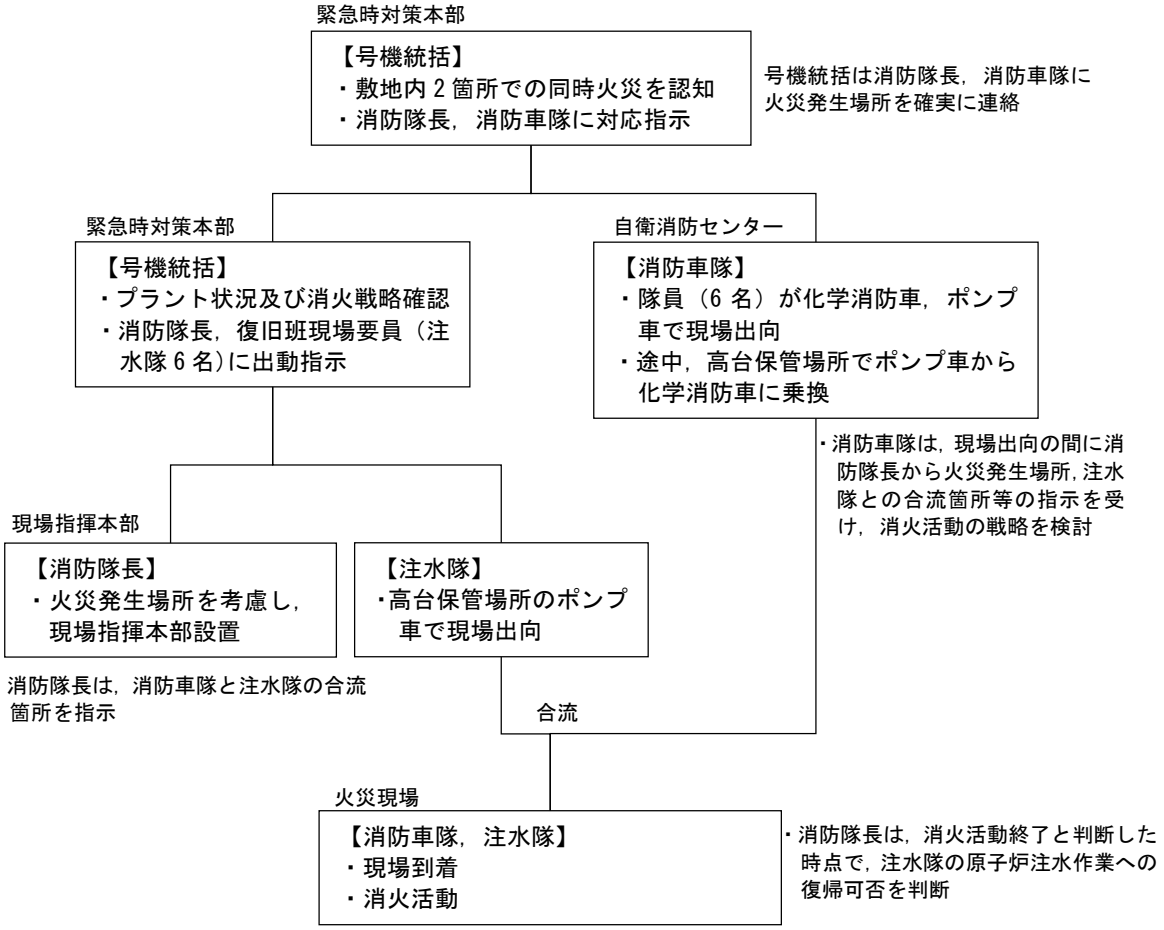


図６　発電所敷地内での同時火災に対する対応フロー

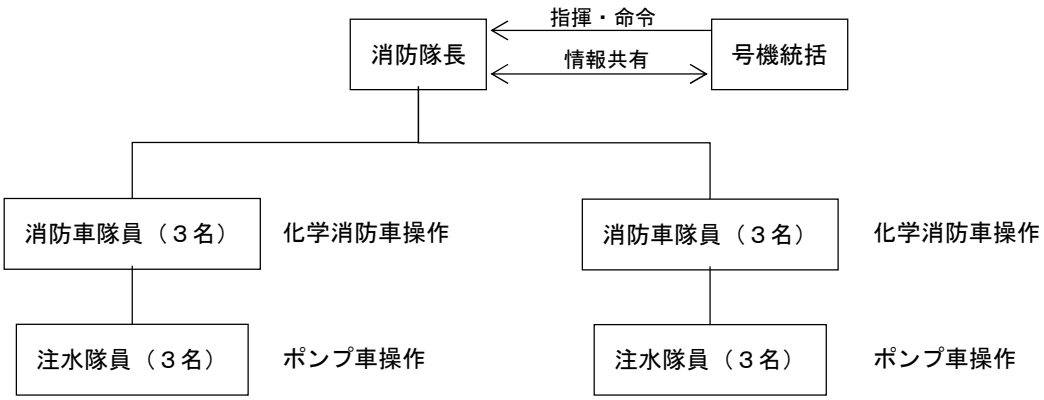


図７　緊急時における敷地内の同時火災発生時の初期消火体制

表１　自衛消防隊編成表（現場指揮本部）

<table>
<tr><th>構成</th><th colspan="3">所属等</th><th>役割</th></tr>
<tr><td>消防隊長
(1)</td><td colspan="3">平日昼間：①防災安全ＧＭ
②防災安全担当
③運転管理担当
平日夜間及び休日：自衛消防隊専属の宿直者</td><td>①現場指揮本部の責任者
②消火活動全体の指揮
③当直長への消火活動の情報提供・プラント情報の共有
④公設消防窓口（プラント状況・消火活動の情報提供）</td></tr>
<tr><td rowspan="7">初期消火班
(15)
(16)※1</td><td>当直長(1)※2</td><td>1 号炉[1]
2 号炉[1]
3 号炉[1]
4 号炉[1]
5 号炉[1]
6,7 号炉[1]</td><td>計 6 名</td><td>①公設消防への通報（発電関連設備）
②運転員（初期消火要員）への初期消火指示
③プラントの情報提供，消防活動の情報共有
（当直長は現場での消火活動のメンバーには属さない）</td></tr>
<tr><td>運転員(3)※2</td><td>1 号炉[3]
2 号炉[2]※3
3 号炉[2]※3
4 号炉[2]※3
5 号炉[2]※4
6,7 号炉[3](4)※5</td><td>計 14 名</td><td>①屋内・屋外での消火活動（発電関連設備）
②当該現場での消火戦略検討・指揮（現場支援担当又は当直主任）
③火災発生場所での消火活動の指揮（現場支援担当又は当直主任）
④火災発生現場（建屋内）への公設消防誘導・説明</td></tr>
<tr><td colspan="3">正門警備員(2)</td><td>①屋内・屋外での消火活動（その他区域）
②火災発生現場（構内全域）への公設消防誘導（1）</td></tr>
<tr><td colspan="3">放射線測定要員・放射線測定当番(2)</td><td>線量測定</td></tr>
<tr><td rowspan="2">消防車隊</td><td colspan="2">防護本部警備員(1)</td><td>指揮者から消防車隊への指示伝達係</td></tr>
<tr><td colspan="2">委託員(6)</td><td>①屋内・屋外での消火活動
②化学・水槽付消防車による消火活動※6</td></tr>
<tr><td>消火班
(30)</td><td colspan="3">班長：専任(2)，兼任可(1)
班員：専任(16)，兼務可(11)

（専任）消火専任の要員
（兼務）機能班との兼務可</td><td>【参集状況に応じ，現場にて班長が役割分担を指名】
●消火係
①消火活動（消火器・屋外消火栓等の使用）
●現場整理・資機材搬送係
①現場交通整理（公設消防車両の誘導）
②火災現場保存（関係者以外の立入規制含む）
③消火活動資機材の運搬（現場指揮本部機材含む）
●情報係
①発電所本部への情報連絡
②火災現場での情報収集・記録
●救護係
①負傷者の救護
②総務班医療係到着までの介護</td></tr>
</table>

（　）内は人数

※１：1～5 号炉は各号炉 15 名で構成。6,7 号炉は通常 15 名，6，7 号炉同時火災では 16 名で構成。

※２：発電関連設備での火災発生時が対象，［　］内は各号炉の初期消火要員。

※３：単独火災発生時は 1 号炉初期消火要員 1 名を補充。

※４：単独火災発生時は 6,7 号炉初期消火要員 1 名を補充。

※５：6，7 号炉の何れか一方の号炉の火災では 3 名で活動。6，7 号炉同時火災では運転員 1 名を補充し 4 名で活動。

※６：管理区域（固体廃棄物貯蔵庫・管理区域備品倉庫）は活動が可能。

用語の定義

・発電関連設備

周辺防護区域内において，原子力発電所の運転等に直接関係する建物（原子炉建屋等），防護区域外であっては水処理建屋，１５４ｋＶ変電所，６６ｋＶ開閉所，給水建屋等の運転員の巡視区域の建物等をいう。

・その他区域

発電関連設備以外で，発電所敷地内にある当社所有の建物（事務本館，免震重要棟，防護本部，副防護本部，サービスホール，技能訓練棟，原子炉保修訓練棟，予備品倉庫（大湊），発電倉庫（大湊）等），高台保管場所，森林，伐採木仮置き場等をいう。

３．役割・機能（ミッション）

緊急体制における各職位の役割・機能（ミッション）を，表２に示す。

この中で，特に緊急時にプラントの復旧操作を担当する号機班と復旧班，及び号機統括の役割・機能について，以下の通り補足する。

○号機班

プラント設備に関する運転操作について，当直による実際の対応を確認する。この運転操作には，常設設備を用いた対応まで含む。

これらの運転操作の実施については，本部長から当直副長にその実施　権限が委譲されているため，号機班から特段の指示が無くても，当直が手順にしたがって自律的に実施し，号機班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一，当直の対応に疑義がある場合には，号機班長は当直に助言する。

○復旧班：

設備や機能の復旧や，可搬型設備を用いた対応を実施する。

これらの対応の実施については，復旧班にその実施権限が委譲されているため，復旧班が手順にしたがって自律的に準備し，号機統括へ状況の報告を行う。

○号機統括：

当直及び号機班と復旧班の実施するプラント復旧操作に関する報告を踏まえて，担当号炉における復旧活動の責任者として当該活動を統括する。

なお，あらかじめ決められた範囲での復旧操作については当直及び復旧班にその実施権限が委譲されているため，号機統括は万一対応に疑義がある場合に是正の指示を行う。

また，当該号炉の火災の場合には，自衛消防隊の指揮を行う。

表２　各職位のミッション

職　位	ミッション
本部長	・防災態勢の発令，変更の決定 ・対策本部の指揮・統括 ・重要な事項の意思決定
原子炉主任技術者	・原子炉安全に関する保安の監督，本部長への助言
安全監督担当	・人身安全に関する安全の監督，本部長への助言
計画・情報統括	・事故対応方針の立案 ・プラントパラメータ等の把握とプラント状態の予測 ・本部長への技術的進言・助言（重大事故等対処設備など構内設備の活用）
計画班	・事故対応に必要な情報（パラメータ，常設設備の状況・可搬型設備の準備状況等）の収集，プラント状態の進展予測・評価 ・プラント状態の進展予測・評価結果の事故対応方針への反映 ・アクシデントマネジメントの専門知識に関する計画・情報統括のサポート
保安班	・発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価 ・被ばく管理，汚染拡大防止措置に関する緊急時対策要員への指示 ・影響範囲の評価に基づく対応方針に関する計画・情報統括への助言 ・放射線の影響の専門知識に関する計画・情報統括のサポート
号機統括	・対象号機に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わるプラント設備の運転操作への助言，可搬型設備を用いた対応，不具合設備の復旧の統括
号機班	・当直からの重要パラメータ及び常設設備の状況の入手，対策本部へインプット ・事故対応手段の選定に関する当直のサポート ・当直からの支援要請に関する号機統括への助言
当　直（運転員）	・重要パラメータ及び常設設備の状況把握と操作 ・中操制御室内監視・操作の実施 ・事故の影響緩和，拡大防止に関わるプラントの運転操作
復旧班	・事故の影響緩和・拡大防止に関わる可搬型設備の準備と操作 ・可搬型設備の準備状況の把握，号機統括へインプット ・不具合設備の復旧の実施
自衛消防隊	・初期消火活動（消防車隊）
対外対応統括	・対外対応活動の統括 ・対外対応情報の収集，本部長へのインプット
通報班	・社外関係機関への通報連絡
立地・広報班	・自治体派遣者の活動状況把握とサポート ・マスコミ対応者への支援
総務統括	・発電所対策本部の運営支援の統括
資材班	・資材の調達及び輸送に関する一元管理 ・原子力緊急事態支援組織からの資機材受入調整
総務班	・要員の呼集，参集状況の把握，対策本部へインプット ・食料・被服の調達 ・宿泊関係の手配 ・医療活動 ・所内の警備指示 ・一般入所者の避難指示 ・物的防護施設の運用指示 ・他の班に属さない事項

４．指揮命令及び情報の流れについて

緊急時組織において，指揮命令は基本的に本部長を頭に，階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方，下位から上位へは，実施事項等が報告される。これとは別に，常に横方向の情報共有が行われ，例えば同じ号炉の号機班と復旧班など，連携が必要な班の間には常に綿密な情報の共有がなされる。

なお，予め定めた手順の範囲内において，本部長の権限は各統括，班長に委譲されているため，その範囲であれば特に本部長や統括からの指示は要しない。複数号炉にまたがる対応や，あらかじめ定めた手順を超えるような場合には，本部長や統括が判断を行い，各班に実施の指示を行うことになる。

５．その他

（１） 夜間及び休日の体制

夜間及び休日については，上述した緊急時体制をベースに，特に初動対応に必要な要員を中心に宿直体制をとり，常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していくこととなる。

（２） 要員が負傷した際の代行の考え方

特に夜間及び休日において万一何らかの理由で要員が負傷するなどにより役割が実行できなくなった場合には，平日昼間のように十分なバックアップ要員がいないことが考えられる。こうした場合には，同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか，又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務する（例：復旧班長が負傷した場合は復旧班副班長が代行するか，又は統括が兼務する）。

具体的な代行者の選定については，上位職の者（例えば班長の代行者については統括）が決定する。

緊急時対策要員の確保に関する基本的な考え方について

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう，発電所内に必要な要員を常時確保する。

また，火災発生時の初期消火活動に対応するため，初期消火活動要員についても発電所内に常時確保する。

重大事故等の対応で，高線量下における対応が必要な場合においても，社員で対応出来るよう要員を確保する。

所定の緊急時対策要員数に欠員が生じた場合は，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め緊急時対策要員の補充を行うとともに，そのような事態に備えた緊急時対策要員の体制に係る管理を行う。

緊急時対策要員の補充の見込みが立たない場合は，原子炉停止等の措置を実施し，確保できる要員で，安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また，あらかじめ定めた連絡体制に基づき，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常召集できるよう，定期的に連絡訓練を実施する。

1．6 号及び 7 号炉発電所対策本部の要員参集

平日の勤務時間帯に原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合，電話，サイレン吹鳴，所内放送，ページング等にて発電所内の緊急時対策要員に対して非常召集を行い，発電所対策本部を設置した上で活動を実施する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合，発電所対策本部体制が立ち上がるまでの間については，運転員及び発電所内に常駐している緊急時対策要員を主体とした初動体制を確立し，迅速な対応を図る。

(1)運転員

6 号及び 7 号炉について，中央制御室の運転員は，当直長，当直副長，当直主任，現場支援担当，当直副主任，主機操作員及び補機操作員の計 18 名／直を配置している。

重大事故発生時には事故発生号炉の当直副長が，重大事故等対策に係る運転操作に関する指揮・命令・判断を行い，中央制御室で運転操作を行う運転員及び現場で対応する運転員は，当直副長指示のもと重大事故等対策の対応

を行うために整備された手順書に従い事故対応を行う。当直長は適宜，発電所対策本部の号機班長と連携しプラント対応操作の状況を報告する。

なお，運転員の勤務形態は，通常サイクル５班２交替で運用しており，重大事故時においても，中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないよう，通常時と同様の勤務形態を継続することとしていること，及び重大事故の対応にあたっては号炉毎に完結できるよう，号炉毎に中央制御室運転員２名，現場運転員４名（２人１組で２チーム）の体制を整えていることから，特定の運転員に負荷が集中することはない。

また，柏崎刈羽原子力発電所１～５号炉には 21 名の運転員が当直業務を行っており，発電所に緊急時態勢が発令された場合，必要に応じて速やかに各号炉の使用済燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施することにより，複数号炉の同時被災の場合にも適切に対応できる。具体的には，使用済燃料プール水位の監視を実施するとともに，スロッシングや使用済燃料プールの損傷による水位低下に対し，常設設備等を使用した冷却水補給操作等の必要な措置を実施する。また，使用済燃料プールのライナーが損傷し，ライナードレン集合部分においても破断した場合，使用済燃料プールから大量の冷却水漏えいが発生するが，１～５号機は３年以上運転を停止しており，炉心から使用済燃料プールへ取り出された燃料の崩壊熱は十分に低いことから直ちに使用済燃料プールに貯蔵している燃料の著しい損傷により放射性物質が放出されるおそれはない。このため，発電所外から参集要員が参集した時点で１～５号炉の使用済燃料プールへ注水する操作の対応にあたることとする。

(2) 発電所に常駐している緊急時対策要員（運転員除く）

夜間及び休日には，発電所内に常駐している緊急時対策所にて対応を行う要員 33 名（意思決定・指揮を行う要員５名，実施組織として現場対応を行う要員 12 名，技術支援組織として情報収集・計画立案を行う要員５名，運営支援組織として対外対応を行う要員４名及びロジスティック・リソース管理を行う要員２名），現場で対応を行う復旧班要員 14 名（電源隊６名，送水隊２名，注水隊４名，給油隊２名）及び放射線測定等を行う保安班要員２名の合計 49 名を非常召集し，発電所対策本部の初動体制を確立するとともに，各要員は任務に応じた対応を行う。

なお，緊急時対策要員は合計 49 名が発電所内に常駐しており，重大事故時においても，中長期での緊急時対策所や現場での対応に支障が出ることがないよう，緊急時対策要員は交替で対応可能な人員を確保していること，及び

重大事故等の対応にあたっては作業毎に対応可能な要員を確保し，対応する手順において役割と分担を明確化していることから，特定の現場要員に負荷が集中することはない。

自衛消防隊（消防車隊）６名については，自衛消防隊建屋にて 24 時間常駐しており，火災発生時に速やかに火災現場へ出動する。

緊急時対策要員の常駐場所と参集方法については別紙１に示す。

(3) 発電所外から発電所に参集する緊急時対策要員

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合に，発電所外にいる緊急時対策要員を速やかに非常召集するため，「自動呼出・安否確認システム」，「通信連絡手段」等を活用し，要員の非常召集を行う。

新潟県内で震度６弱以上の地震が発生した場合には，非常召集連絡がなくても自発的に発電所に参集する。

地震等により家族，自宅などが被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は，家族の身の安全を確保した上で参集する。

参集場所は，基本的には柏崎エネルギーホール又は刈羽寮とするが，発電所の状況が入手できる場合は，直接発電所へ参集可能とする。

柏崎エネルギーホール又は刈羽寮に参集した要員は，発電所対策本部と非常召集に係る以下の確認，調整を行い，発電所に集団で移動する。

①発電所の状況，召集人数，必要な装備（放射線防護服，マスク，線量計を含む）

②召集した要員の確認（人数，体調等）

③持参品（通信連絡設備，懐中電灯等）

④天候，災害情報（道路状況含む）等

⑤参集場所（免震重要棟内緊急時対策所，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

発電所への参集者に対しては，発電所正門に参集場所となる緊急時対策所を掲示することにより，免震重要棟内緊急時対策所若しくは３号炉原子炉建屋内緊急時対策所のどちらの施設で活動を実施しているかについて周知する。

(4) 非常召集となる要員

発電所対策本部（全体体制）については，発電所員約 1,200 名のうち，約 960 名（平成 27 年９月現在）が柏崎市又は刈羽村に在住しており，数時間で相当数の要員の非常召集が可能である。

以上の様に，様々な事態を想定して重大事故等対策に係る緊急時対策要員を確保する方針としていることから，必要な要員は確保できるものと考えているが，大規模損壊においては，不測の事態が発生することも考えられ，限られた人的資源により対応が必要となる場合も想定される。

この場合，原子力防災管理者は，プラント情報を基に放射性物質の放出低減の観点で最も優先すべき対応を決定し，その対応に必要な要員を重点的に割り当てる。そのため，要員の多様化を図る。また，事故進展は時々刻々と変化することを認識し，各プラントの状況を常に確認しつつ，必要な対応を適切に行うよう努める。

別紙１

緊急時対策要員の常駐場所と参集方法

大規模損壊発生時における緊急時対策要員の動きについては以下のとおり。

・ 平日勤務時間中においては，緊急時対策要員のほとんどは事務本館で執務しており，召集連絡を受けた場合は，速やかに免震重要棟内緊急時対策所に集合する。
・ 夜間及び休日は，初動対応要員（本部要員，現場要員）が事務本館等での執務若しくは免震重要棟に隣接した建物に宿泊しており，召集連絡を受けた場合は，速やかに徒歩で免震重要棟内緊急時対策所に集合する。
・ 震度６弱以上の地震発生後，初動対応要員が免震重要棟に参集の後，免震重要棟内緊急時対策所の健全性（居住性確保，通信連絡機能等）が確認できない場合は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。
・ 自衛消防隊（消防車隊）については，自衛消防隊建屋にて 24 時間常駐しており，火災発生時に速やかに火災現場へ出動する。

図１ 事務本館，緊急時対策所等の位置関係

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

別紙２

３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の立ち上げについて

免震重要棟は，地震発生中に免震重要棟の建物上屋の変位量が免震装置（積層ゴム）の設計目標置の変位量(75cm)を超えていたかを識別することができる措置（以下，「変位量識別用ポール(75cm)」という。）を講じた設計とする。一方，大きな地震が生じた後にはそれが更に大規模な地震を誘発する可能性を排除できないことから，上記の変位量識別用ポール（75cm）に加え，免震重要棟基礎部に設置する地震計により連続的に地震観測を行うことで，免震重要棟内緊急時対策所の使用可否の判断を行う。

発電所立地地域に震度６弱以上（気象庁発表）の地震が発生した場合，以下の要領により，免震重要棟内緊急時対策所の使用可否を判断し，使用可能と判断できない場合は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。

① 初動対応要員は，免震重要棟の入口に一時参集する。

② 初動対応要員は，変位量識別用ポールの損傷の有無によって，地震動により免震重要棟の建物上屋の変位量が75cmを超えなかったこと，免震重要棟基礎部に設置する地震計により震度７未満であることを確認する。

③ 本部長は，上記の確認結果の報告を受け，変位量識別用ポール（75cm）が損傷しておらず，地震計が震度７未満の場合は，免震重要棟内緊急時対策所の使用を判断する。②，③のの所要時間は約10分である。

④ 変位量識別用ポール（75cm）が損傷していた場合（以下，「ケース１」という。），変位量識別用ポール（75cm）が損傷しておらず，地震計が震度７であった場合（以下，「ケース２」という。）は，本部長は３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動を判断する。

⑤ 免震重要棟内緊急時対策所を使用中に，再び発電所立地地域で震度６弱以上の地震に見舞われた場合は，上記②～④の要領で免震重要棟の建物上屋の変位量及び免震重要棟基礎部の地震計の震度を確認し，本部長は免震重要棟内緊急時対策所の継続使用，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動を判断する。

（以下，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動すると判断した場合）

⑥ ３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動する際，基本的に必要最小限の要員を免震重要棟又はその近傍に残し，本部長はその要員を指名

する。

⑦　保安班は，屋外が放射性物質で汚染している場合は，要員に必要な防護具類を着用させる。

⑧　本部長を含めた初動対応要員は，必要最小限の要員をケース１の場合は免震重要棟の近傍，ケース２の場合は免震重要棟内緊急時対策所に残して，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に移動する。その際のアクセスルートについては，図１のとおり。３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動時間は２０分程度である。

その間，ケース１の場合は，免震重要棟の近傍に残った要員は，免震重要棟又は宿泊場所から持ち出した通信連絡設備（衛星電話設備（可搬型），無線連絡設備（可搬型））で，各中央制御室と連絡を取り合い，プラントの状況を把握し，必要に応じ本部長の代行として指揮をとる。

ケース２の場合は，免震重要棟内緊急時対策所に残った要員が通信連絡設備を使用し，各中央制御室と連絡を取り合い，プラントの状況を把握し，必要に応じて本部長の代行として指揮をとる。

⑨　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備，必要な情報を把握できる設備等へは，通常３号炉無停電電源装置で給電が行われるが，無停電電源装置から受電できない場合は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源車を起動し，それからの受電に切り替えることで給電する。本部長は，電源車の起動する要員について，現場対応を妨げることがないよう，現場対応でない要員の中から指名する。本部及び主要な機能班の机等は予め配備されており，本部立ち上げは，免震重要棟の使用可否判断，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動，電源車起動，交流分電盤切り替えも含めて40分程度で対応可能である。タイムチャートは図２に示す。

⑩　本部長は，３号炉原子炉建屋内緊急時対策所の本部立ち上げ後に，免震重要棟又はその近傍に残った要員から移動中に収集されたプラント状況等の報告を受ける。

⑪　免震重要棟又はその近傍に残った要員は，本部長への報告の後に３号炉原子炉建屋内緊急時対策所に向けて移動し，合流する。

図１　免震重要棟内緊急時対策所から３号炉原子炉建屋内緊急時対策所へのアクセスルート

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

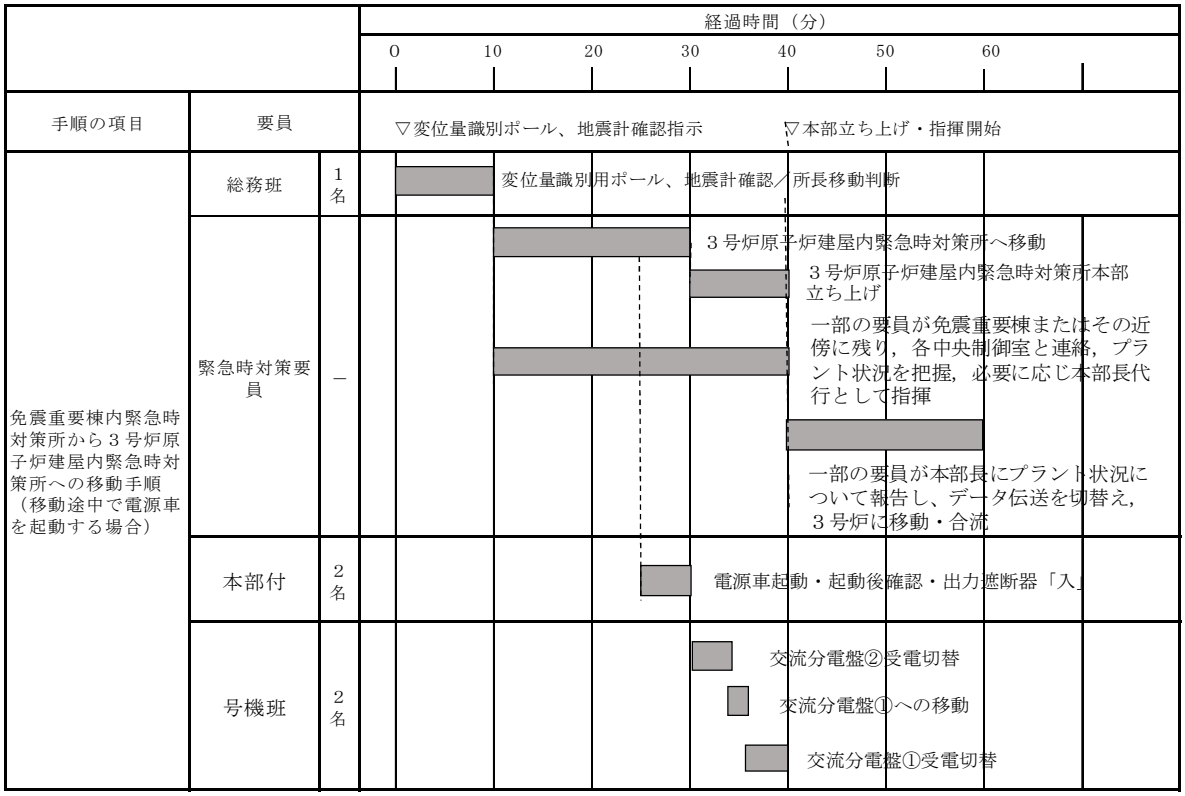


図２　３号炉原子炉建屋内緊急時対策所立ち上げタイムチャート

運転員及び緊急時対策要員に対する教育及び訓練内容について

運転員及び緊急時対策要員は，常日頃から重大事故等発生時の対応のための教育及び訓練を実施することにより，事故対応に必要な力量の習得を行い，当該事故等発生時においても的確な判断のもと，平常心をもって適切な対応操作が行えるように準備している。

１．運転員の教育及び訓練（表 1，4，5 参照）

運転員に対する教育及び訓練については，机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため，重大事故時の物理挙動やプラント挙動等の教育を実施する。また，知識の向上と実効性を確認するため，自社のシミュレータ又はＢＷＲ運転訓練センターにてシミュレーション可能な範囲において，対応操作訓練を実施する。

また，運転員は，通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき，設備の巡視点検，定例試験及び運転に必要な操作を行うことにより，普段から，設備についての習熟を図る。

２．実施組織（運転員を除く）に対する教育及び訓練（表2，4，5参照）

実施組織（運転員を除く）に対する教育及び訓練については，机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため，アクシデントマネジメントの概要について教育すると共に，役割に応じて重大事故時の物理挙動やプラント挙動等の教育を実施する。

また，発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に，手順や資機材の取り扱い方法等の個別訓練を，年１回以上実施する。

実施組織のうち保全部員は，技能訓練施設にてポンプ，弁設備の分解点検，調整，部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。更に，設備の点検においては，保守実施方法をまとめた社内マニュアルに基づき，現場に立ち，巡視点検，分解機器の状況確認，組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに，施工要領書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を行うことにより，普段から，設備についての習熟を図る。

３．支援組織に対する教育及び訓練（表3，4参照）

支援組織に対する教育及び訓練については，机上教育にて支援組織の位置付け，実施組織との連携及び資機材等に関する教育に加え，役割に応じた教育を実施する。

また，実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための総合訓練を年１回以上実施する。

これらの重大事故等対策訓練については，発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に，手順の内容理解（作業の目的，事故シーケンスとの関係等）や資機材の取り扱い方法等の習得を図るため個別訓練等を年１回以上実施する。

さらに，訓練においては，悪条件（高線量下，夜間，悪天候（降雨，降雪，強風等）及び照明機能低下等）を想定し，必要な防護具等を着用した訓練も実施する。

なお，重大事故等対策に使用する資機材及び手順書については，担当箇所にて適切に管理しており，訓練の実施に当たっては，これらの資機材及び手順書を用いて実施し，訓練より得られた改善点を適宜反映する。

表１ 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）(1/2)

教育名	目的	内容	対象者	時間･頻度
異常時対応訓練 （指揮，状況判断）	異常時に指揮者として適切な指揮，状況判断ができるよう，異常時操作の対応（判断・指揮命令）及び，警報発生時の監視項目について理解する。	・異常時操作の対応（判断，指揮命令含む） ・警報発生時の監視項目	当直長，当直副長	３年間で３０時間以上 （他の項目も含む）
異常時対応訓練 （中央制御室内対応）	異常時に中央制御室において適切な処置がとれるように，警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する。 役割に応じた活動に要する資機材等に関する知識の習得	・原子炉の起動停止に関する操作と監視項目 ・各設備の運転操作と監視項目 ・警報発生時の対応操作（中央制御室） ・異常時操作の対応（中央制御室）	当直長，当直副長，当直主任，当直副主任，主機操作員	
異常時対応訓練 （現場機器対応）	異常時に現場において適切な処置がとれるように，警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する。	・原子炉の起動停止の概要 ・各設備の運転操作の概要（現場操作） ・警報発生時の対応操作（現場操作） ・異常時操作の対応（現場操作）	当直長，当直副長，当直主任，当直副主任，主機操作員，補機操作員	
シミュレータ訓練Ⅰ （連携訓練）	異常事象対応時（設計基準外事象含む）の連携措置の万全を図る。	・運転操作の連携訓練 【重大事故等の対応を含む】※	当直長，当直副長，当直主任，当直副主任，主機操作員，補機操作員	３年間で１５時間以上
シミュレータ訓練Ⅱ	警報発生時及び異常事象時（設計基準外事象含む）対応の万全を図る。	・起動停止・異常時・警報発生時対応訓練 【重大事故等の対応を含む】※	当直主任，当直副主任，主機操作員	３年間で９時間以上
シミュレータ訓練Ⅲ	警報発生時及び異常事象時（設計基準外事象含む）対応の万全を図る。	・起動停止，異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練 【重大事故等の対応を含む】※	当直長，当直副長	３年間で９時間以上

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表１ 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）(2/2)

教育名	目的	内容	対象者	時間･頻度
アクシデントマネジメント教育(基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要 ※	当直長，当直副長，当直主任，当直副主任，主機操作員，補機操作員	１回／年
アクシデントマネジメント教育(応用的知識)	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位	当直長，当直副長	１回／年
防災教育	・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。	・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（ＥＡＬ）※	実施組織 （役割に応じた項目）	１回／年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表２ 重大事故等対策に関する教育（実施組織（運転員を除く）の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
アクシデントマネジメント教育(基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要 ※	実施組織	１回／年
アクシデントマネジメント教育(応用的知識)	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位	実施組織 （統括，班長）	１回／年
防災教育	・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。	・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（ＥＡＬ）※	実施組織 （役割に応じた項目）	１回／年
総合訓練	想定した原子力災害への対応，各機能や組織間の連携等，組織が予め定められた機能を発揮できることを確認する。	・各機能班の活動 ・各機能班の連携 ・本部の意思決定 ・本社本部との連携 【重大事故等を想定し，上記を実施】※	緊急時対策要員	１回／年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表３ 重大事故等対策に関する教育（支援組織の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
アクシデントマネジメント教育（基礎的知識）	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要 ※	技術支援組織， 運営支援組織（広報班，立地班，通報班）	１回／年
アクシデントマネジメント教育（応用的知識）	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位	技術支援組織 （統括，班長，要員（計画班））	１回／年
防災教育	・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。	・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（ＥＡＬ）※	技術支援組織，運営支援組織 （役割に応じた項目）	１回／年
総合訓練	想定した原子力災害への対応，各機能や組織間の連携等，組織が予め定められた機能を発揮できることを確認する。	・各機能班の活動 ・各機能班の連携 ・本部の意思決定 ・本社本部との連携 【重大事故等を想定し，上記を実施】※	緊急時対策要員	１回／年
その他訓練	予め定められた機能を発揮できるようにするために資機材操作を含めて行い，機能毎の対応能力向上を図る。	・通報訓練 ・モニタリング訓練 ・避難誘導訓練 ・緊急時被ばく医療訓練	該当者	１回／年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表 4 重大事故等対策に関する訓練(1/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
電源確保	GTGによる給電	○多様なハザード対応手順 ・「GTG(2台)による荒浜側緊急用 M/C 受電」 ・「GTG(1台)による荒浜側緊急用 M/C 受電」	復旧班員	・GTG 操作:2回／年 ・緊急用 M/C 受電:1回／年
	電源車による給電	○多様なハザード対応手順 ・「電源車による P/C 7C-1 受電」	復旧班員	・電源車操作:2回／年 ・P/C 受電:1回／年 ・ケーブル接続:2回／年
	緊急用M／Cからの受電	○事故時運転操作手順書(EOP) ・「緊急用M／CによるM／C C・D受電」	運転員	・緊急用M／CによるM／C C・D受電:1回/年
	号機間融通	○事故時運転操作手順書(EOP) ・「D／Gによる緊急用M／Cへの受電」	運転員	・D／Gによる緊急用M／Cへの受電:1回／年
		○多様なハザード対応手順 ・「各号機D／G(A)による荒浜側緊急用M／C受電から各号機への送電」	復旧班員	・緊急用M／C受電:1回／年
	GTG，電源車への燃料補給	○多様なハザード対応手順 ①「非常用D／G軽油タンクからタンクローリーへの給油」 ②「地下軽油タンクからローリーへの給油」 ③「タンクローリーから各機器等への給油」	復旧班員	①非常用D／G軽油タンクからの補給:1回／年 ①非常用D／G軽油タンクへのフランジ接続:2回／年 ②③軽油地下タンクからの補給:1回／年

表 4 重大事故等対策に関する訓練(2/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
炉心損傷緩和	高圧の原子炉への注入操作	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「RCIC現場起動」 ②「HPCF緊急注水」 ③「CRDによる原子炉注水」 ④「SLCポンプによる原子炉注水」	運転員	①RCIC現場起動:1回／年 ②HPCF緊急注水:1回／年 ③CRDによる原子炉注水:1回／年 ④SLCポンプによる原子炉注水:1回／年
	原子炉の減圧	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「SRV駆動源確保」 ②「バッテリーによるSRV開放(多重伝送盤)」	運転員	①SRV駆動源確保:1回／年 ②バッテリーによるSRV開放(多重伝送盤):1回／年
	低圧の原子炉への注入操作	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「RHRによる原子炉注水」 ②「MUWCによる原子炉注水」 ③「消火ポンプによる原子炉注水」 ④「消防車による原子炉注水」	運転員	①RHRによる原子炉注水:1回／年 ②MUWCによる原子炉注水:1回／年 ③消火ポンプによる原子炉注水:1回／年 ④消防車による原子炉注水:1回／年
		○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1回／年 ・消防車による連結送水:2 回／年
	最終ヒートシンクへの熱輸送	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「RHRによる原子炉除熱」 ②「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」	運転員	①RHRによる原子炉除熱:1回／年 ②熱交換器ユニットによる補機冷却水確保:1回／年
		○多様なハザード対応手順 ・「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」	復旧班員	・資機材移動・配置:1回／年 ・代替 Hx 車移動:1回／年 ・ホース接続:1回／年 ・ケーブル接続:1回／年 ・代替 RSW ポンプ設置:1回／年 ・電源車操作:2回／年

表 4 重大事故等対策に関する訓練(3/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
格納容器破損防止	格納容器内の冷却・減圧	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「MUWC による PCV スプレイ」 ②「消火ポンプによるPCVスプレイ」 ③「消防車によるPCVスプレイ」 ④「格納容器フィルタベント」 ⑤「耐圧強化ベント」 ⑥「PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」	運転員	①MUWC による PCV スプレイ:1回／年 ②消火ポンプによるPCVスプレイ:1回／年 ③消防車によるPCVスプレイ:1回／年 ④格納容器フィルタベント:1回／年 ⑤耐圧強化ベント:1回／年 ⑥PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]:1回／年
		○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1回／年 ・消防車による連結送水:2 回／年
	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1回／年 ・消防車による連結送水:2 回／年
使用済燃料プール水位維持及び燃料損傷緩和	使用済燃料プールへの注水	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「RHRによるSFP注水」 ②「SPCUによるSFP注水」 ③「MUWCによるSFP注水」 ④「消火ポンプによるSFP注水」 ⑤「消防車によるSFP注水」	運転員	①RHRによるSFP注水:1回／年 ②SPCUによるSFP注水:1回／年 ③MUWCによるSFP注水:1回／年 ④消火ポンプによるSFP注水:1回／年 ⑤消防車によるSFP注水:1回／年
		○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1回／年 ・消防車による連結送水:2 回／年
	使用済燃料プールへのスプレイ	○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1回／年 ・消防車による連結送水:2 回／年
放射性物質放出緩和	発電所外への放射性物質の拡散抑制	○多様なハザード対応手順 ・「放射線物質放出箇所へのスプレイ(淡水／海水)」	復旧班員	・大容量送水設備:1回／年

表 4 重大事故等対策に関する訓練(4/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
水源確保	防火水槽への補給	○多様なハザード対応手順 ①「貯水池から大湊側防火水槽への補給」 ②「消防車による防火水槽への海水補給」	復旧班員	①貯水池から大湊側への送水:2回／年 ②消防車による注水:1回／年 ②消防車による連結送水:2 回／年
	送水	○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1回／年 ・消防車による連結送水:2 回／年
	CSPへの補給	○多様なハザード対応手順 ・「消防車によるCSPへの補給」	復旧班員	・消防車による注水:1回／年 ・消防車による連結送水:2 回／年
その他対策	アクセスルートの確保	○多様なハザード対応手順 ・「状況確認とアクセスルート確保」 ・「段差復旧・陥没箇所復旧」 ・「瓦礫除去」	復旧班員	・瓦礫撤去範囲重機走行(ホイールローダ):1回／月 ・瓦礫撤去(ホイールローダ):1回／月 ・道路段差復旧(ホイールローダ):1回／月 ・瓦礫撤去(ショベルカー※):1回／月
	事故時の計装	○多様なハザード対応手順 ・「重要監視計器復旧」	復旧班員	・SFP水位計及び監視パラメータのデジタルレコーダへの接続:2回／年
	中央制御室の居住性の確保	○事故時運転操作手順書(EOP) ・「中操待避室陽圧化」	運転員	・中操待避室陽圧化:1回／年

※ショベルカーは自主対策設備

表 4 重大事故等対策に関する訓練(5/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
その他対策	緊急時対策所の居住性の確保	○緊急時対策本部運営要領 ①「緊急時対策所及び中央制御室のチェンジングエリア設営」 ②「緊急時対策所及び中央制御室の放射線測定」 ③「緊急時対策所機能の移設」 ④「免震棟ガスタービン発電機手動起動手順書」	保安班員	①緊急時対策所及び中央制御室のチェンジングエリア 設営:1回／年 ②緊急時対策所及び中央制御室の放射線測定:1回／年
			総務班員	③緊急時対策所機能移設:1回／年 ④対策本部設営:2回／年
	環境モニタリング	○緊急時対策本部運営要領 ①「放射能観測車による測定」 ②「緊急時構内モニタリング」 ③「海上モニタリング」 ④「可搬型モニタリングポストによる測定」 ⑤「モニタリングポスト電源確保」 ⑥「モニタリングポストのバックグラウンド低減」	保安班員	①放射能観測車による測定:1回/年 ②緊急時構内モニタリング:1回/年 ③海上モニタリング:1回／年 ④可搬型モニタリングポストによる測定:1回／年 ⑤モニタリングポスト電源確保:1回／年 ⑥モニタリングポストのバックグラウンド低減:1回／年
	気象条件の測定	○緊急時対策本部運営要領 ・「可搬型代替気象観測装置による測定」	保安班員	・可搬型代替気象観測装置による測定:1回／年
	消火活動	○火災防護計画 ①「初期消火班の連携」 ②「消防車による消火」	自衛消防隊	①火災対応訓練:1 回／年 ②消防車操作訓練:1 回／年

表５ プラント設備への習熟のための保守点検活動

対象者	主な活動	保守点検活動の内容（例）	社内マニュアル
入社１年目 原子力技術系社員 （全員）	現場実習	・入社後，原子力発電所の基礎知識を約１ヶ月半学んだ後，発電所の当直にて，３ヶ月間現場実習を受ける。現場を中心に巡視点検（実習），系統・設備の現場トレース，運転操作ＯＪＴ等を受け，現場設備に習熟している。その後，引き続き当直業務に就く場合と，保修等の業務に就く場合があり，各職場で現場業務を実施。	教育及び訓練基本マニュアル
運転員	巡視点検	・巡視点検を１回以上／直で実施。 ・必要により簡易な保守を実施。	運転管理基本マニュアル
	運転操作	・プラント起動又は停止時の運転操作及び機器の状態確認 ・非常用炉心冷却設備等の定期的な起動試験に係る運転操作及び機器の状態確認	運転管理基本マニュアル
保全員	保守管理	・設備ごとに担当者を定め，プラント運転中の定期的な巡視，及びプラント起動停止時や試運転時に立会い，異常有無等の状態を確認。 ・設備不具合時等に設備の状況を把握し，原因の特定及び復旧方針を策定。デジタル制御装置については，不具合基板を特定し基板取替作業を実施。	保守管理基本マニュアル
	工事管理 （調達管理）	・各設備の定期的な保守点検工事，あるいは修繕工事等において，当社立会のホールドポイントを定めて，設備毎の担当者が分解点検等の現場に立会い，設備の健全性確認を行うとともに，作業の安全管理等を実施。	保守管理基本マニュアル 調達管理基本マニュアル
	教育訓練	・保全部配属後，技能訓練施設において，基本的な設備（制御弁，ポンプ，モータ，手動弁，遮断器，検出器，伝送器，制御器等）の分解点検や組立て及び点検調整等の実習トレーニングを行い，現場技能を習得している。 ・また，ＯＪＴを主体に専門知識の習得を図ることで，技術に堪能な人材を早期に育成している。	教育及び訓練基本マニュアル