1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等

＜目　次＞

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

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

1.16.2.2　汚染の持ち込みを防止するための手順等
(1)　チェンジングエリアの設営及び運用手順
(2)　現場操作のアクセス性

1.16.2.3　運転員等の被ばくを低減するための手順等
(1)　非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順
ａ．非常用ガス処理系起動手順
(a)　交流動力電源が正常な場合の運転手順
(b)　全交流動力電源が喪失した場合の運転手順
ｂ．非常用ガス処理系停止手順
ｃ．原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順
(2)　現場操作のアクセス性

添付資料 1.16.1　対応手段として選定した設備の電源構成図
添付資料 1.16.2　審査基準，基準規則と対処設備との対応表
添付資料 1.16.3　重大事故等時における中央制御室の被ばく評価に係る事象の選定
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
添付資料 1.16.6　作業の成立性について
添付資料 1.16.7　可搬型照明を用いた場合の中央制御室の監視操作について
添付資料 1.16.8　チェンジングエリアについて
添付資料 1.16.9　中央制御室内に配備する資機材の数量について
添付資料 1.16.10　運転員等の交替要員体制の被ばく評価について
添付資料 1.16.11　交替要員の放射線防護と移動経路について
添付資料 1.16.12　操作手順の解釈一覧
添付資料 1.16.13　手順のリンク先について

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等

【要求事項】

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

【解釈】

1　「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

a）重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。

b）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

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

1.16.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

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

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

（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，自主対策設備と資機材を以下に示す。

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

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

(a)　対応手段

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

中央制御室の居住性を確保する設備は以下のとおり。

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

・非常用照明
・全面マスク
・ＬＥＤライト（ランタンタイプ）

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

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備は以下のとおり。

・防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材
・常設代替交流電源設備
・可搬型代替交流電源設備
・代替所内電気設備

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

運転員等の被ばくを低減するための設備は以下のとおり。

・非常用ガス処理系排気ファン
・前置ガス処理装置
・後置ガス処理装置
・非常用ガス処理系配管・弁
・非常用ガス処理系排気管
・原子炉建物原子炉棟
・常設代替交流電源設備
・可搬型代替交流電源設備
・代替所内電気設備
・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置

(b)　重大事故等対処設備，設計基準対象施設，自主対策設備と資機材

中央制御室の居住性を確保する設備及び運転員等の被ばくを低減する設備のうち中央制御室遮蔽，再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン，非常用チャコール・フィルタ・ユニット，中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁），中央制御室換気系ダクト，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ），中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁），ＬＥＤライト（三脚タイプ），中央制御室差圧計，待避室差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，無線通信設備（固定型），無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ），衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（固定型）（屋

外アンテナ)，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室)，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，非常用ガス処理系排気ファン，前置ガス処理装置，後置ガス処理装置，非常用ガス処理系配管・弁，非常用ガス処理系排気管，原子炉建物原子炉棟及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

・非常用照明

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

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

ｂ．手順等

上記「ａ．重大事故等時において運転員が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第 1.16－2 表，第 1.16－3 表)。

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

1.16.2　重大事故等時の手順

1.16.2.1　居住性を確保するための手順等

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

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

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

（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 19%を下回るおそれがある場合又は二酸化炭素濃度が許容濃度の 1.0%を上回るおそれがある場合は，中央制御室待避室内に設置する流量調節弁で酸素濃度及び二酸化炭素濃度を調整する。

（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,基準値を逸脱しない設計となっている。

なお，これらの運用解除については，緊急時対策本部との協議の上，中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

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

(1)　中央制御室換気系設備の運転手順等

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

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

ａ．交流動力電源が正常な場合の運転手順

ａ－１．中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順

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

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

(a)　手順着手の判断基準

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

(b)　操作手順

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

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に中央制御室換気系隔離の作動状況の確認を指示する。

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

(c)　操作の成立性

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

ａ－２．炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転の実施手順

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

交流動力電源が正常な場合において，中央制御室換気系は通常運転又は系

統隔離運転の２種類が考えられるため，各運転状況から重大事故等時に使用する中央制御室換気系の加圧運転手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合※1。

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

（添付資料 1.16.5）

(b)　操作手順

中央制御室換気系の運転状況により，使用する手順書を選定する。

ⅰ　中央制御室換気系が通常運転している場合

加圧運転への切替手順の概要は以下のとおり。

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

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

②中央制御室運転員Ａは，中央制御室にて中央制御室換気系を系統隔離運転により運転するための系統構成を行う。

③中央制御室運転員Ａは，中央制御室にて中央制御室換気系を系統隔離運転にて運転後，中央制御室外気取入調節弁を閉操作する。

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

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

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

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

ⅱ　中央制御室換気系が系統隔離運転している場合

加圧運転への切替手順の概要は以下のとおり。

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

を第 1.16－3 図に，タイムチャートを第 1.16－6 図に示す。

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

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

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

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

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

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

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

(c)　操作の成立性

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

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

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

(a)　手順着手の判断基準

中央制御室待避室正圧化装置による中央制御室待避室の加圧操作が完了した場合。

(b)　操作手順

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

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に中央制御室換気系を系統隔離運転とするための系統構成を指示する。

②中央制御室運転員Ａは，中央制御室にて中央制御室外気取入調節弁を

全閉する。

(c)　操作の成立性

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

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

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

(a)　手順着手の判断基準

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

(b)　操作手順

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

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室の圧力を外気より正圧に維持するために，中央制御室運転員に中央制御室換気系を加圧運転するように指示する。

②中央制御室運転員Ａは，中央制御室外気取入調節弁を開操作し，中央制御室の正圧化を開始する。

③中央制御室運転員Ａは，中央制御室にて中央制御室と外気の差圧を確認しながら中央制御室外気取入調節弁の流量を調整し，中央制御室の圧力を外気より正圧に維持する。

(c)　操作の成立性

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

ｂ．全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

ｂ－１．中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順

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

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

動する。

(a)　手順着手の判断基準

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

(b)　操作手順

全交流動力電源喪失により中央制御室換気系が停止している場合に，中央制御室換気系を再起動する手順の概要は以下のとおり。中央制御室換気系概要図を第 1.16－1 図に，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットの配置図を第 1.16－3 図に，タイムチャートを第 1.16－9 図に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に中央制御室換気系の起動の準備を指示する。

②中央制御室運転員Ａは，中央制御室にて中央制御室換気系による系統隔離運転を実施するために必要な電源が確保されていることを確認し，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁及び中央制御室排気外側隔離弁の全閉，中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁の全開を確認する。

③当直副長は，中央制御室換気系の起動を指示する。

④中央制御室運転員Ａは，中央制御室にて再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンを起動し，当直副長へ報告する。

(c)　操作の成立性

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

ｂ－２．炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転の実施手順

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

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

(a)　手順着手の判断基準

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

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

（添付資料 1.16.5）

(b)　操作手順

中央制御室の居住性を確保するため，加圧運転する手順の概要は以下のとおり。

中央制御室換気系概要図を第 1.16－1 図に，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニットの配置図を第 1.16－3 図に，タイムチャートを第 1.16－10 図に示す。

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

②中央制御室運転員Ａは，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により非常用母線（緊急用メタクラ含む）が受電完了されていることを確認し，中央制御室にて中央制御室換気系を加圧運転により運転するための系統構成を行う。

③中央制御室運転員Ａは，中央制御室にて中央制御室換気系を系統隔離運転にて運転後，中央制御室外気取入調節弁を閉操作する。

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

⑤当直副長は，中央制御室の圧力を外気より正圧に維持するために，中央制御室運転員に中央制御室の正圧化を指示する。

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

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

(c)　操作の成立性

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

なお，全交流動力電源喪失時の中央制御室換気系隔離弁閉処置について

は，隔離弁は自動で「閉」状態となるため，現場での隔離操作は不要である。

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

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

（添付資料 1.16.6）

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

ａ－３に同じ

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

ａ－４に同じ

(2)　中央制御室待避室の準備手順

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

ａ．手順着手の判断基準

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

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

（添付資料 1.16.5）

ｂ．操作手順

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

中央制御室待避室を加圧するための中央制御室待避室正圧化装置の概要を第 1.16－11 図に，タイムチャートを第 1.16－12 図に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，炉心損傷時の中央制御室換気系による中央制御室内の加圧操作後に，現場運転員に中央制御室待避室の加圧準備を指示する。

②現場運転員Ｄ及びＥは，廃棄物処理建物１階会議室，運転員控室及び消火用ボンベ室に設置した中央制御室空気供給系空気ボンベラック出口

止め弁及び中央制御室空気供給系１次減圧弁入口弁を開操作し，中央制御室待避室の加圧準備を完了する（第 1.16－11 図　中央制御室待避室正圧化装置概要)。

③当直副長は，格納容器フィルタベント系による格納容器ベント実施予測時刻の約 20 分前に，中央制御室運転員に中央制御室待避室の加圧を指示する。

④中央制御室運転員Ａは，中央制御室待避室内に設置された中央制御室空気供給系出口止め弁を開操作し，中央制御室待避室の正圧化を開始する（第 1.16－11 図　中央制御室待避室正圧化装置概要)。

⑤当直副長は，中央制御室運転員に中央制御室待避室の圧力を隣接区画より正圧に維持するよう指示する。

⑥中央制御室運転員Ａは，中央制御室待避室にて中央制御室待避室と中央制御室の差圧を確認しながら，中央制御室空気供給系流量調節弁を操作し，中央制御室待避室圧力を隣接区画より正圧に維持する。

ｃ．操作の成立性

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

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

(3)　中央制御室の照明を確保する手順

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

ａ．手順着手の判断基準

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

ｂ．操作手順

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

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

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

交流電源設備である高圧発電機車より給電可能な緊急用コンセントに接続する。

ｃ．操作の成立性

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

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

ａ．手順着手の判断基準

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

ｂ．操作手順

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

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

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

③当直副長は，中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度を適宜確認し，酸素濃度が許容濃度の 18%を下回る，又は二酸化炭素濃度が許容濃度の 0.5%を上回るおそれがある場合は，運転員に中央制御室給排気隔離弁の開閉を指示する。

④中央制御室運転員Ａは，中央制御室給排気隔離弁を開閉操作し，酸素及び二酸化炭素の濃度調整を行う。

ｃ．操作の成立性

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

(5)　中央制御室待避室の照明を確保する手順

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

ａ．手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合※1。

※１：格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合。
（添付資料 1.16.5）

ｂ．操作手順

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

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

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

ｃ．操作の成立性

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

(6)　中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順

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

ａ．手順着手の判断基準

運転員が中央制御室待避室へ待避した場合。

ｂ．操作手順

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

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

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

③中央制御室運転員Ａは，中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度を適宜確認し，中央制御室待避室の酸素濃度が許容濃度の 19%を下回る，又は二酸化炭素濃度が許容濃度の 1.0%を上回るおそれがある場合は，中央制御室待避室圧力を隣接区画より正圧に維持しながら，流量調節弁を開閉操作し，酸素及び二酸化炭素の濃度調整を行う。

（添付資料 1.16.4）

ｃ．操作の成立性

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

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

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

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

ａ．手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合※1。

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

（添付資料 1.16.5）

ｂ．操作手順

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

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

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

ｃ．操作の成立性

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

(8)　その他の放射線防護措置等に関する手順等

ａ．炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順

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

(a)　手順着手の判断基準

炉心損傷を当直副長が判断した場合※1。

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

（添付資料 1.16.5）

(b)　操作手順

炉心損傷の判断後に全面マスク等を着用する手順の概要は以下のとおり。

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

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

(c)　操作の成立性

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

ｂ．放射線防護に関する教育等

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

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

ｃ．重大事故等時の運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

炉心損傷が予想される事態となった場合，又は炉心損傷の徴候が見られた場合，運転員の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため，長期的な保安確保の観点から運転員の交替要員体制を整備する。交替要員体制は，交替要員

として通常勤務帯の運転員を当直交替サイクルに充当する等の運用を行うことで，被ばく線量の平準化を行う。また，運転員について運転員交替に伴う移動時の放射線防護措置や，チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員の被ばく低減を図る。

（添付資料 1.16.9～1.16.11）

(9)　その他の手順項目にて考慮する手順

格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

代替交流電源設備による中央制御室の電源への給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

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

(10)　重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択フローチャートを第 1.16－15 図に示す。

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

(11)　現場操作のアクセス性

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

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

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

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

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

上記操作は，廃棄物処理建物１階会議室，運転員控室，及び消火用ボンベ室での操作のため，当該箇所へのアクセスルートを第 1.16－17 図に示す。

上記の現場操作が必要な箇所へのアクセス性については，外部起因事象とし

て地震，地震随伴火災及び地震による内部溢水を想定した場合のアクセスルートの成立性についても評価し，アクセス性に影響がないことを確認した。

(12)　操作の成立性

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

1.16.2.2　汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1)　チェンジングエリアの設営及び運用手順

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

チェンジングエリアには，防護具を脱衣する脱衣エリア，放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア，汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け，緊急時対策要員が汚染検査及び除染を行うとともに，チェンジングエリアの汚染管理を行う。除染エリアは，サーベイエリアに隣接して設置し，除染は，ウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが，拭き取りにて除染できない場合は，簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は，必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。また，チェンジングエリア設営場所付近の全照明が消灯した場合は，チェンジングエリア用照明を設置する。

（添付資料 1.16.8）

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

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

（添付資料 1.16.5）

ｂ．操作手順

チェンジングエリアを設営するための手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16－19 図に示す。

①緊急時対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策要員に中央制御室の出入口付近に，チェンジングエリアの設営を指示する。

②緊急時対策要員は，チェンジングエリア設営場所の照明が確保されていない場合，チェンジングエリア用照明を設置し，照明を確保する。

③緊急時対策要員は，チェンジングエリア用資機材を移動し，床・壁等を養生シート及びテープを用い隙間なく養生した後，パネルを取り付ける

ことにより設置する。

④緊急時対策要員は，各エリアの間にバリア，入口に粘着マット等を設置する。

⑤緊急時対策要員は，簡易シャワー等を設置する。

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

ｃ．操作の成立性

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

(2)　現場操作のアクセス性

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

・チェンジングエリアの設営

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

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

1.16.2.3　運転員等の被ばくを低減するための手順等

(1)　非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順

ａ．非常用ガス処理系起動手順

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

全交流動力電源喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車により非常用ガス処理系の電源を確保する。

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

(a)　交流動力電源が正常な場合の運転手順

ⅰ　手順着手の判断基準

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

ⅱ　操作手順

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

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に非常用ガス処理系の自動起動の確認を指示する。

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

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

ⅲ　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員１名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから非常用ガス処理系の自動起動信号による起動まで５分以内で対応可能である。

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

(b)　全交流動力電源が喪失した場合の運転手順

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

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

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

ⅰ　手順着手の判断基準

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

ⅱ　操作手順

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

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に非常用ガス処理系の起動の準備を開始するよう指示する。

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

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

ⅲ　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員１名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから非常用ガス処理系の起動まで 10 分以内で対応可能である。

ｂ．非常用ガス処理系停止手順

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

(a)　手順着手の判断基準

非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度が，1.8vol%に到達した場合。

(b)　操作手順

非常用ガス処理系を停止する手順は以下のとおり。非常用ガス処理系の概要図を第1.16－21図に，タイムチャートを第1.16－24図に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に非常用ガス処理系の停止準備を開始するよう指示する。

②中央制御室運転員Ａは，非常用ガス処理系排気ファンのコントロールスイッチを「引保持」とし，非常用ガス処理系排気ファンが停止することによって，ＳＧＴ排風機入口弁，ＳＧＴ入口弁及びＳＧＴ出口弁が全閉となることを確認する。

③中央制御室運転員Ａは，Ｒ／Ｂ連絡弁の全閉操作を実施する。

④中央制御室運転員Ａは，非常用ガス処理系の停止操作が完了したことを当直副長に報告する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員１名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから非常用ガス処理系の停止まで５分以内で対応可能である。

ｃ．原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順

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

【中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順】

(a)　手順着手の判断基準

以下の条件がすべて成立した場合。

・非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合。
・原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては，漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合。
・炉心損傷を当直副長が判断した場合※1。
・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合。

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

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

(b)　操作手順

中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部を閉止する手順は以下のとおり。タイムチャートを第 1.16－25 図に示す。

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員Ａに，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を指示する。

②中央制御室運転員Ａは，操作スイッチにより原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を実施する。

(c)　操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員１名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作まで５分以内で対応可能である。

【現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順】

(a)　手順着手の判断基準

以下の条件がすべて成立した場合。

・炉心が健全であることを確認した場合。
・非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合。
・原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては，漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合。
・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合。
・中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作ができない場合。

(b)　操作手順

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

①当直長は，緊急時対策本部に，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を依頼する。

②緊急時対策本部は，緊急時対策要員に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を指示する。

③緊急時対策要員は，原子炉建物原子炉棟の原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部へ移動後，人力での操作により，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を閉止する。

④緊急時対策要員は，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作完了を緊急時対策本部経由で当直長へ報告する。

(c)　操作の成立性

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

(2)　現場操作のアクセス性

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

・現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止操作

上記操作は，原子炉建物４階での操作のため，当該箇所へのアクセスルートを第 1.16－27 図に示す。

（添付資料 1.16.6）

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

第1.16－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／３）

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	居住性の確保	中央制御室遮蔽	重大事故等対処設備	－
		再循環用ファン チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン 非常用チャコール・フィルタ・ユニット 中央制御室換気系弁 （中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁） 中央制御室換気系ダクト		事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「ＭＣＲによる居住性確保」
		中央制御室待避室遮蔽		－
		中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ） 中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）		事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」
		ＬＥＤライト（三脚タイプ）		事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」
		中央制御室差圧計		事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「ＭＣＲによる居住性確保」
		待避室差圧計		事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」

対応手段，対処設備，手順書一覧（２／３）

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	居住性の確保	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」
		無線通信設備（固定型） 無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ）		AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」
		衛星電話設備（固定型） 衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ）		AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」
		プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）		事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」
		常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1		－
		非常用照明	自主対策設備	－
		ＬＥＤライト（ランタンタイプ）	資機材	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」

※1　手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（３／３）

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	汚染の持ち込み防止	常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	重大事故等対処設備	－
		防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材	資機材	原子力災害対策手順書 「中央制御室チェンジングエリアの設営及び運用」
－	運転員等の被ばく低減	非常用ガス処理系排気ファン 前置ガス処理装置 後置ガス処理装置 非常用ガス処理系配管・弁 非常用ガス処理系排気管 原子炉建物原子炉棟 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	重大事故等対処設備	AM設備別操作要領書 「ＳＧＴによる放射性物質除去」
		常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1		－

※1　手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.16－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（１／４）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.16.2.1　居住性を確保するための手順等 (1)　中央制御室換気系設備の運転手順等 ａ－１．中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「ＭＣＲによる居住性確保」	判断基準	電源	220kV第２原子力幹線１Ｌ送電電圧 220kV第２原子力幹線２Ｌ送電電圧 66kV鹿島支線電圧 Ｃ－メタクラ母線電圧 Ｄ－メタクラ母線電圧 ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧
		信号	原子炉棟排気高レンジモニタ 燃料取替階モニタ 換気系モニタ
	操作	中央制御室換気系の運転	―
1.16.2.1　居住性を確保するための手順等 (1)　中央制御室換気系設備の運転手順等 ａ－２．炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転の実施手順			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「ＭＣＲによる居住性確保」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
	操作	中央制御室内加圧状態の監視	中央制御室差圧
1.16.2.1　居住性を確保するための手順等 (1)　中央制御室換気系設備の運転手順等 ａ－３．炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順 ｂ－３．炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「ＭＣＲによる居住性確保」	判断基準	中央制御室待避室正圧化装置による加圧	待避室差圧計
	操作	中央制御室換気系の運転	―
1.16.2.1　居住性を確保するための手順等 (1)　中央制御室換気系設備の運転手順等 ａ－４．中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順 ｂ－４．中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「ＭＣＲによる居住性確保」	判断基準	中央制御室待避室からの退出	―
	操作	中央制御室内加圧状態の監視	中央制御室差圧

監視計器一覧（２／４）

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.16.2.1　居住性を確保するための手順等 (1)　中央制御室換気系設備の運転手順等 ｂ－１．中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「ＭＣＲによる居住性確保」	判断基準	電源	220kV第２原子力幹線１Ｌ送電電圧 220kV第２原子力幹線２Ｌ送電電圧 66kV鹿島支線電圧 Ｃ－メタクラ母線電圧 Ｄ－メタクラ母線電圧 ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧
	操作	中央制御室換気系の運転	―
1.16.2.1　居住性を確保するための手順等 (1)　中央制御室換気系設備の運転手順等 ｂ－２．炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転の実施手順			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「ＭＣＲによる居住性確保」	判断基準	電源	220kV第２原子力幹線１Ｌ送電電圧 220kV第２原子力幹線２Ｌ送電電圧 66kV鹿島支線電圧 Ｃ－メタクラ母線電圧 Ｄ－メタクラ母線電圧 ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
	操作	中央制御室内加圧状態の監視	中央制御室差圧
1.16.2.1　居住性を確保するための手順等 (2)　中央制御室待避室の準備手順			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
	操作	中央制御室待避室正圧化	中央制御室待避室差圧 中央制御室待避室空気ボンベ圧力
1.16.2.1　居住性を確保するための手順等 (3)　中央制御室の照明を確保する手順			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」	判断基準	電源	220kV第２原子力幹線１Ｌ送電電圧 220kV第２原子力幹線２Ｌ送電電圧 66kV鹿島支線電圧 Ｃ－メタクラ母線電圧 Ｄ－メタクラ母線電圧 ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧
	操作	ＬＥＤライト（三脚タイプ）の設置	－

監視計器一覧（３／４）

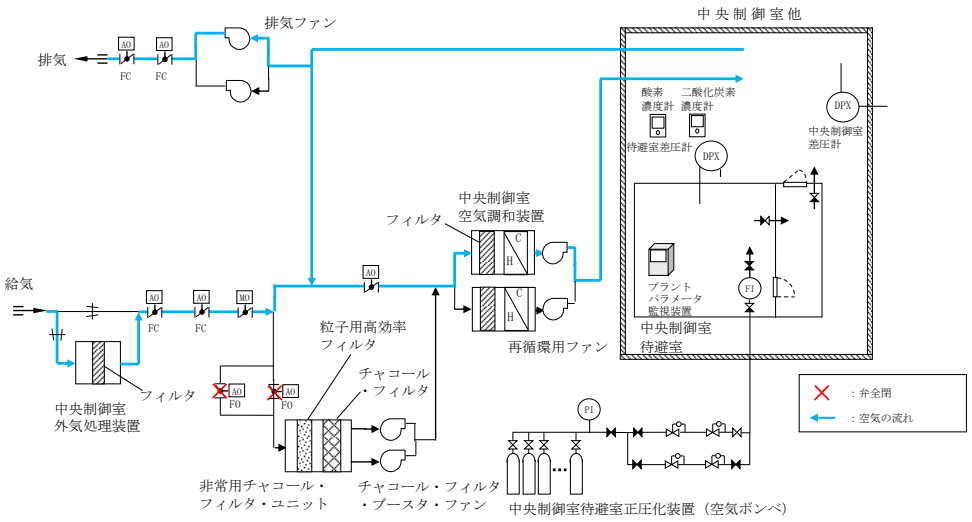
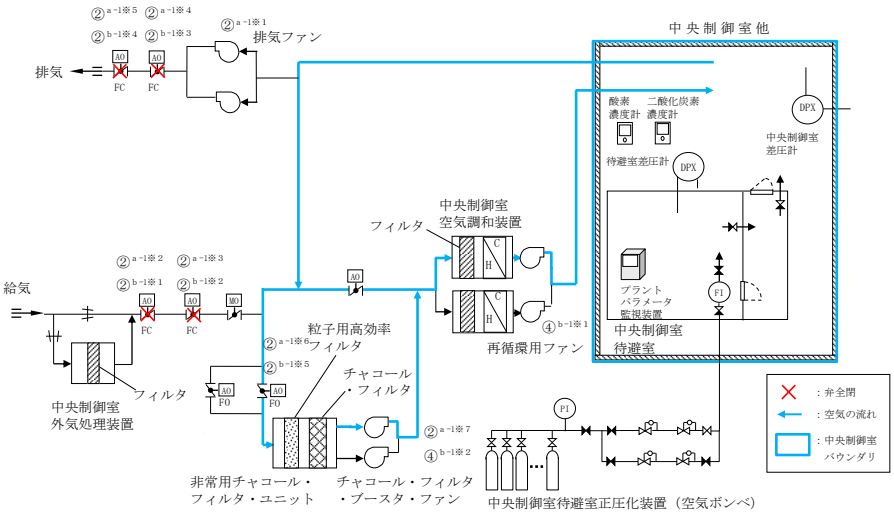
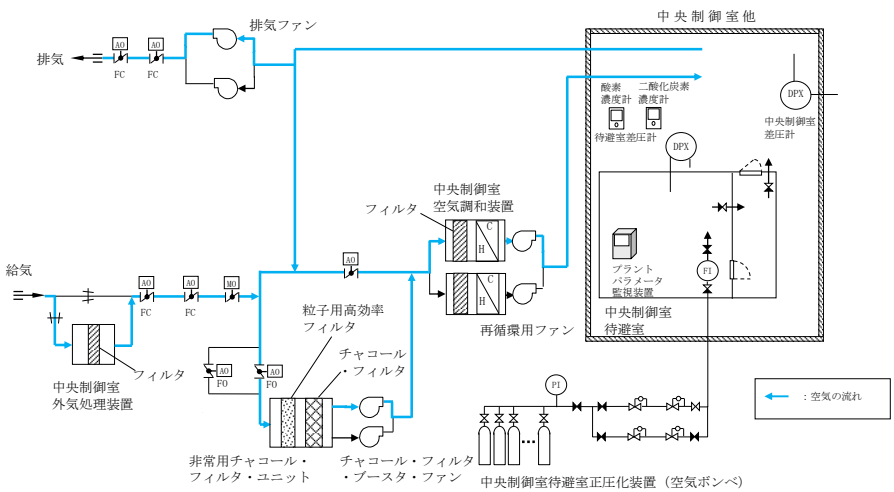
手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.16.2.1　居住性を確保するための手順等 (4)　中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順			
事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」	判断基準	中央制御室換気系の運転状態	－
AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」	操作	中央制御室内の環境監視	酸素濃度 二酸化炭素濃度
1.16.2.1　居住性を確保するための手順等 (5)　中央制御室待避室の照明を確保する手順			
事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」	判断基準	原子炉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

監視計器一覧（４／４）

1.16.2.3　運転員等の被ばくを低減するための手順等 (1)　非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順 ａ．非常用ガス処理系起動手順			
AM設備別操作要領書 「ＳＧＴによる放射性物質除去」	判断基準	原子炉建物内の放射線量率	原子炉棟排気高レンジモニタ 燃料取替階モニタ
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（狭帯域） 原子炉水位（燃料域）
	操作	原子炉建物内の外気差圧	原子炉建物外気差圧 非常用ガス処理系系統流量
1.16.2.3　運転員等の被ばくを低減するための手順等 (1)　非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順 ｂ．非常用ガス処理系停止手順			
AM設備別操作要領書 「ＳＧＴによる放射性物質除去」	判断基準	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度
	操作	原子炉建物内の外気差圧	原子炉建物外気差圧 非常用ガス処理系系統流量
1.16.2.3　運転員等の被ばくを低減するための手順等 (1)　非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順 ｃ．原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順			
AM設備別操作要領書 「ＳＧＴによる放射性物質除去」	判断基準	非常用ガス処理系の運転状態	－
		原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧完了確認	原子炉水位（広帯域） 原子炉圧力 エリア放射線モニタ
		電源	ＳＡ-Ｃ／Ｃ母線電圧
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
		原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開閉状態	ブローアウトパネル開閉状態表示
	操作	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

第1.16－3表　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

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

通常時		
非常時運転モード	系統隔離運転	
	外気連続少量取入モード	

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

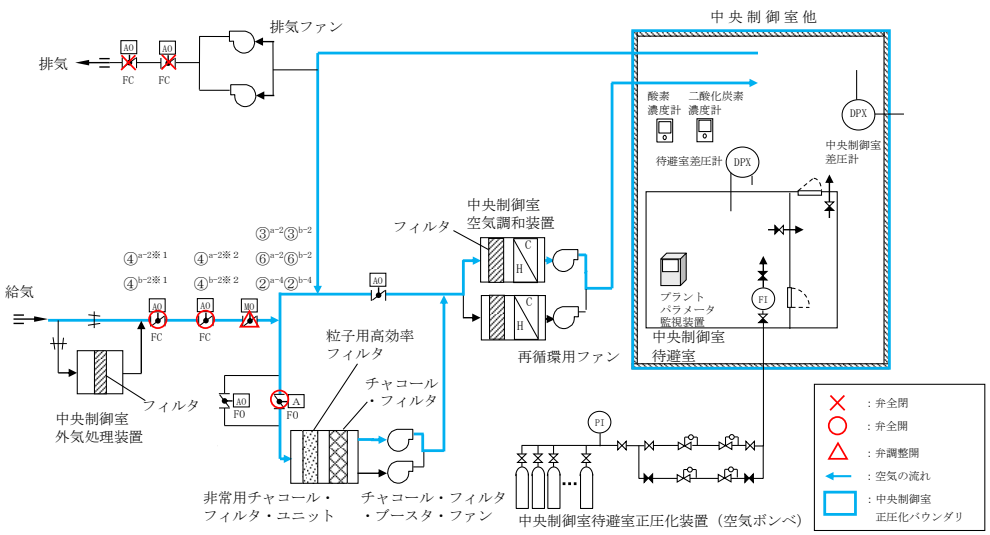
記載例 ○　　：操作手順番号を示す。

○$^{a-1※1～}$：a-1 は交流動力電源が正常な場合の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順，b-1 は全交流動力電源が喪失した場合の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順を示す。同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

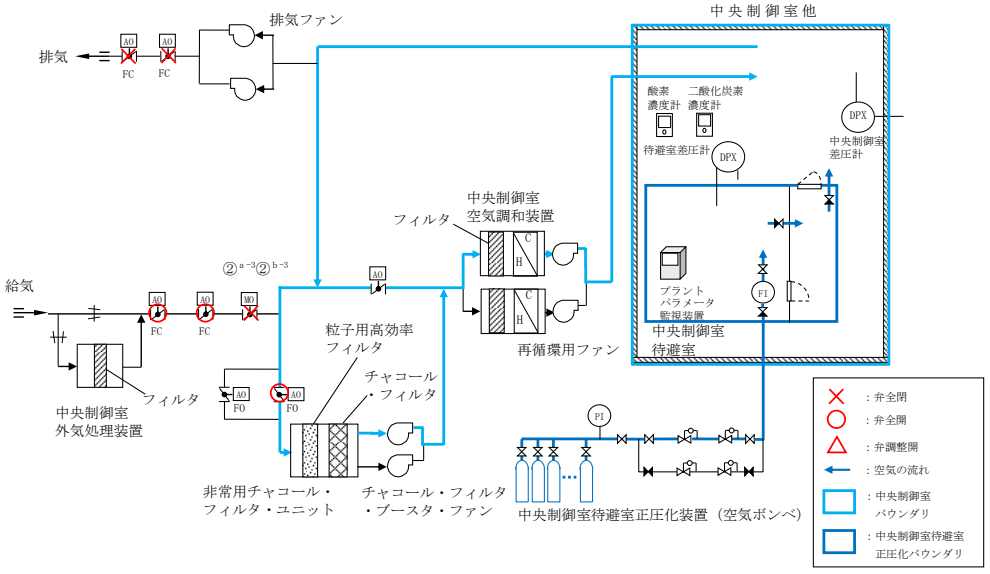
第 1.16－1 図　運転モードごとの中央制御室換気系概要図（１／２）

非常時運転モード

加圧運転（プルーム通過前及びプルーム通過後）



系統隔離運転（プルーム通過中）

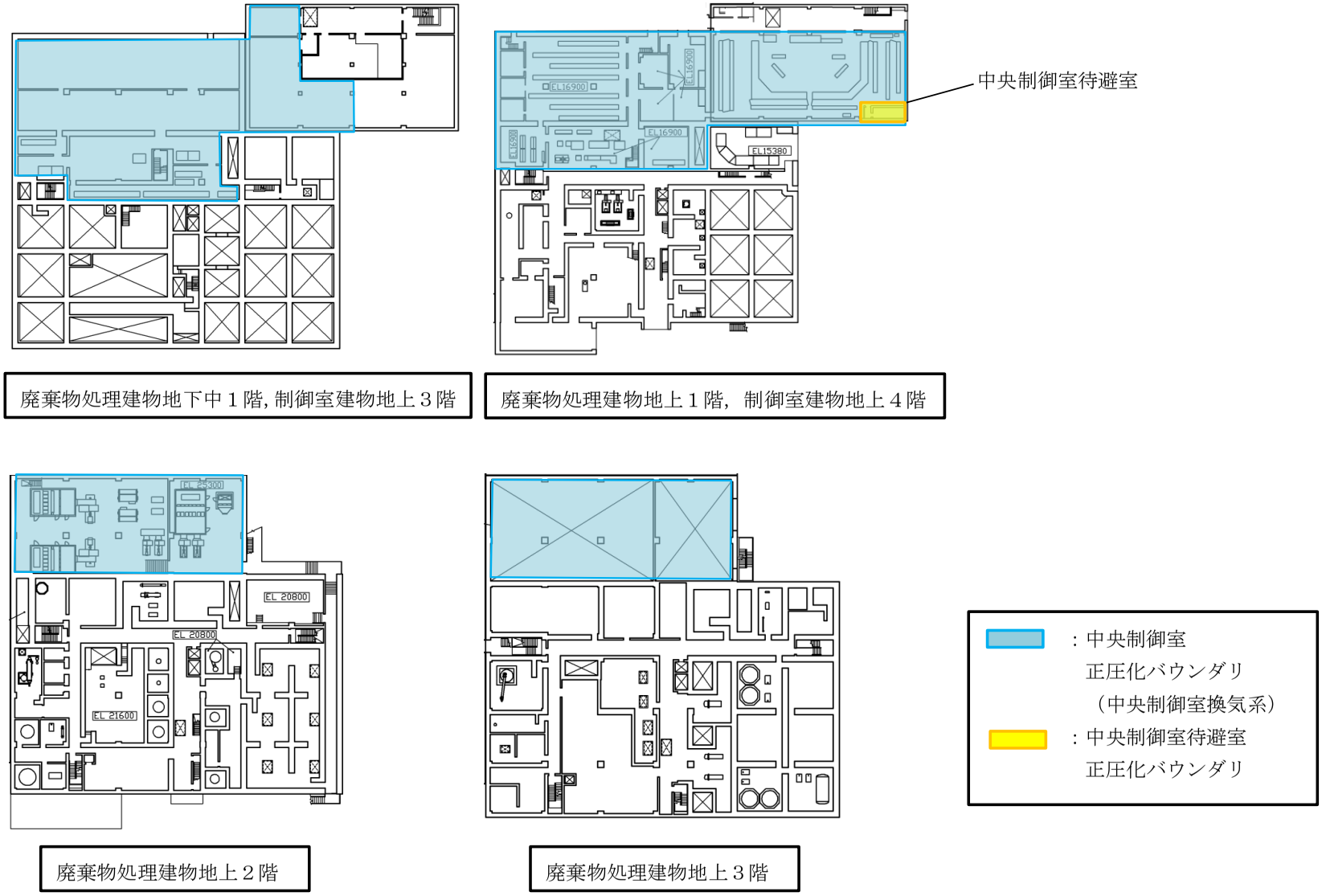


操作手順	名称
④$^{a-2※1}$ ④$^{b-2※1}$	中央制御室給気外側隔離弁
④$^{a-2※2}$ ④$^{b-2※2}$	中央制御室給気内側隔離弁
③$^{a-2}$ ⑥$^{a-2}$ ②$^{a-3}$②$^{a-4}$ ③$^{b-2}$ ⑥$^{b-2}$ ②$^{b-3}$②$^{b-4}$	中央制御室外気取入調節弁

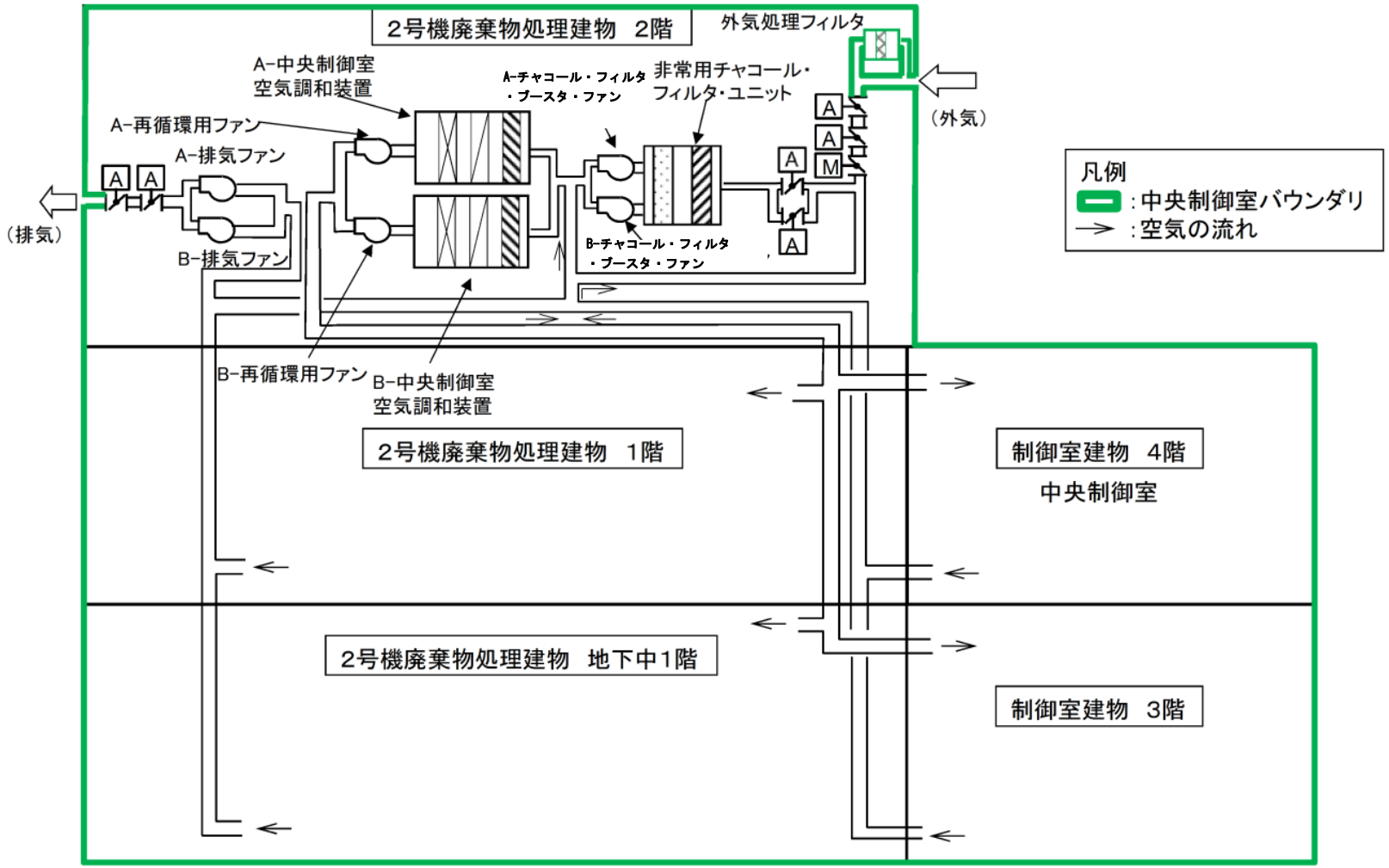
記載例 ○　　：操作手順番号を示す。

○$^{a-2※1～}$：a-2 は交流動力電源が正常な場合の中央制御室換気系加圧運転の実施手順，b-2 は全交流動力電源が喪失した場合の中央制御室換気系加圧運転の実施手順，a-3 は交流動力電源が正常な場合の格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順，b-3 は全交流動力電源が喪失した場合の格納容器ベントを実施する際の中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順，a-4 は交流動力電源が正常な場合の中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順，b-4 は全交流動力電源が喪失した場合の中央制御室待避室から退出した後の中央制御室換気系による加圧運転の実施手順を示す。同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。なお，a-2 及び b-2 の②系統隔離運転の系統構成については第 1.16－1 図　運転モードごとの中央制御室換気系概要図（１／２）と同様の為省略。

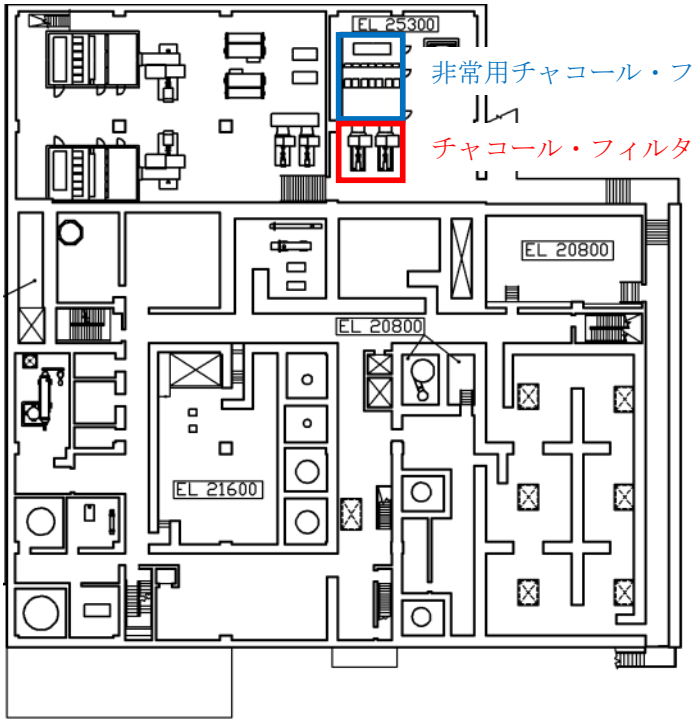
第 1.16－1 図　運転モードごとの中央制御室換気系概要図（２／２）



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



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





チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン



非常用チャコール・フィルタ・ユニット

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

必要な要員と作業項目			経過時間（分） 5 10 15 20 25 30 35 40 45 50 55 60	備考
手順の項目	要員(数)		10分　中央制御室換気系 ▽　系統隔離運転の確認	
中央制御室換気系の系統隔離運転 （交流動力電源が正常な場合）	中央制御室運転員Ａ	1	系統隔離運転の確認	

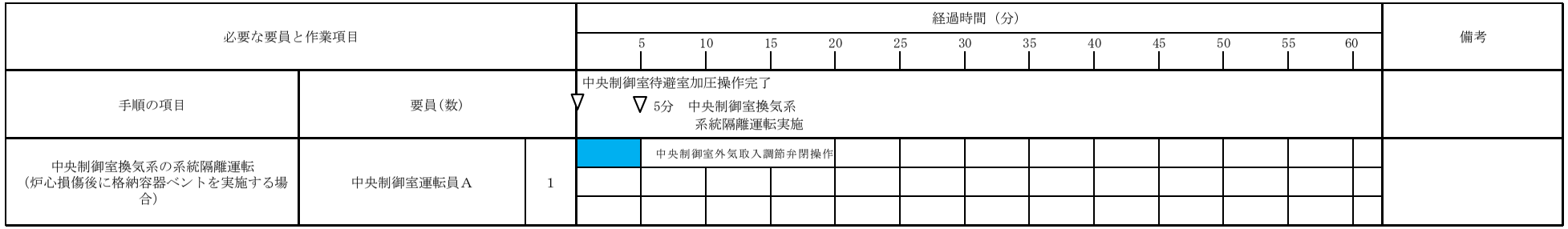
第 1.16－4 図　中央制御室換気系系統隔離運転の実施手順　タイムチャート
（交流動力電源が正常な場合）

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

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

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

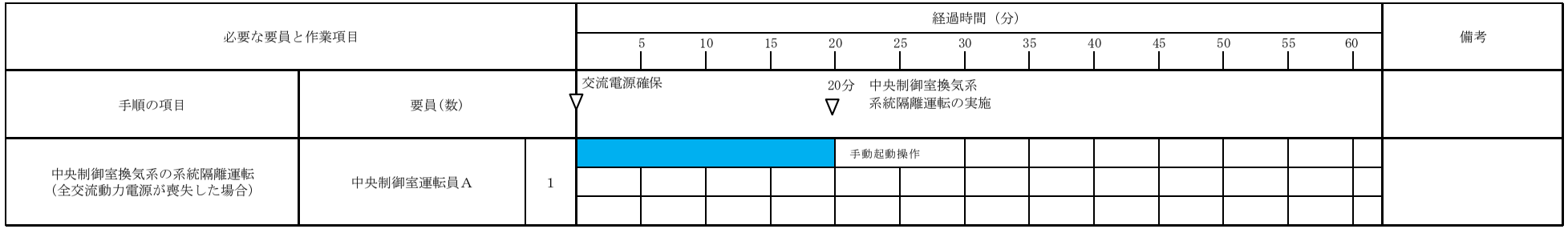
第 1.16－6 図　中央制御室換気系の加圧運転　タイムチャート
（交流動力電源が正常で中央制御室換気系が系統隔離運転している場合）



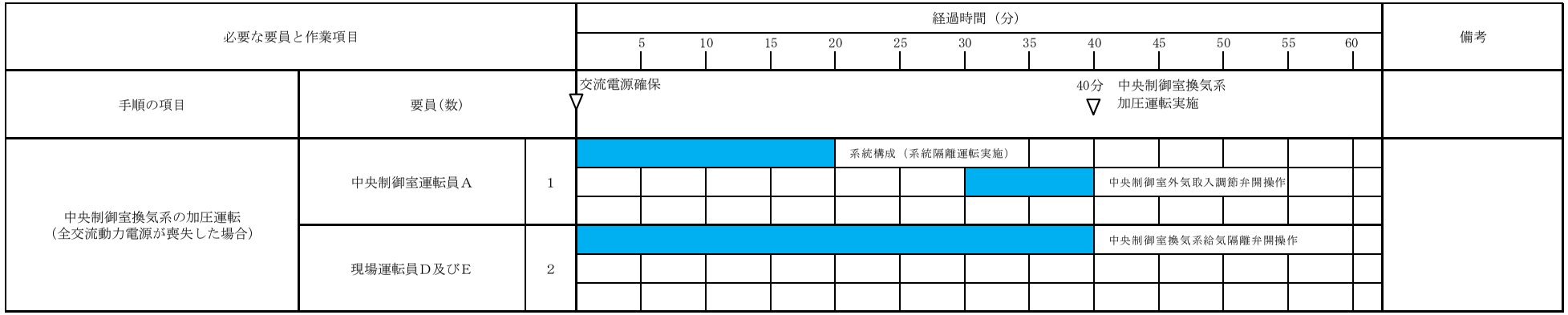
第 1.16－7 図　中央制御室換気系の系統隔離運転　タイムチャート
（炉心損傷後に格納容器ベントを実施する場合）



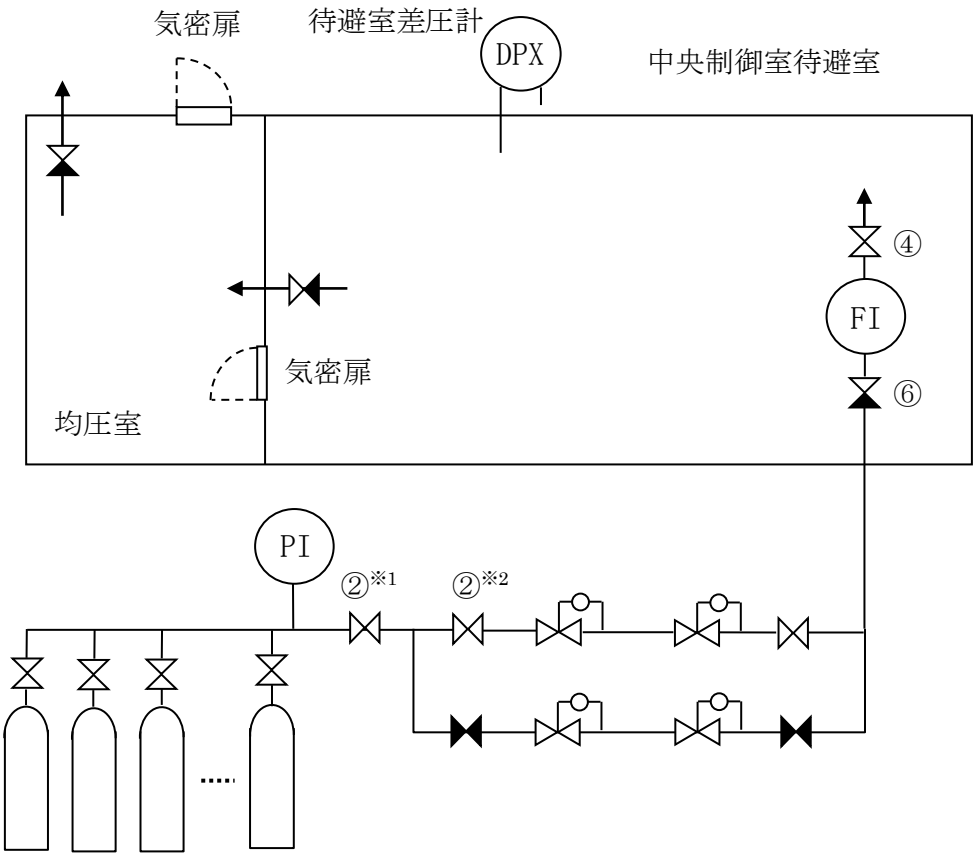
第 1.16－8 図　中央制御室換気系の加圧運転　タイムチャート
（中央制御室待避室から退出した場合）



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



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

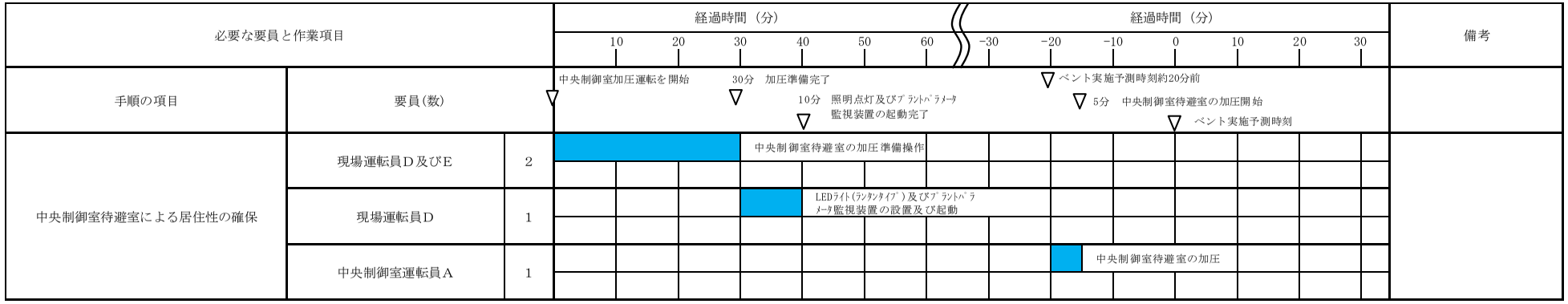


中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）

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

記載例　　○　　：操作手順番号を示す。

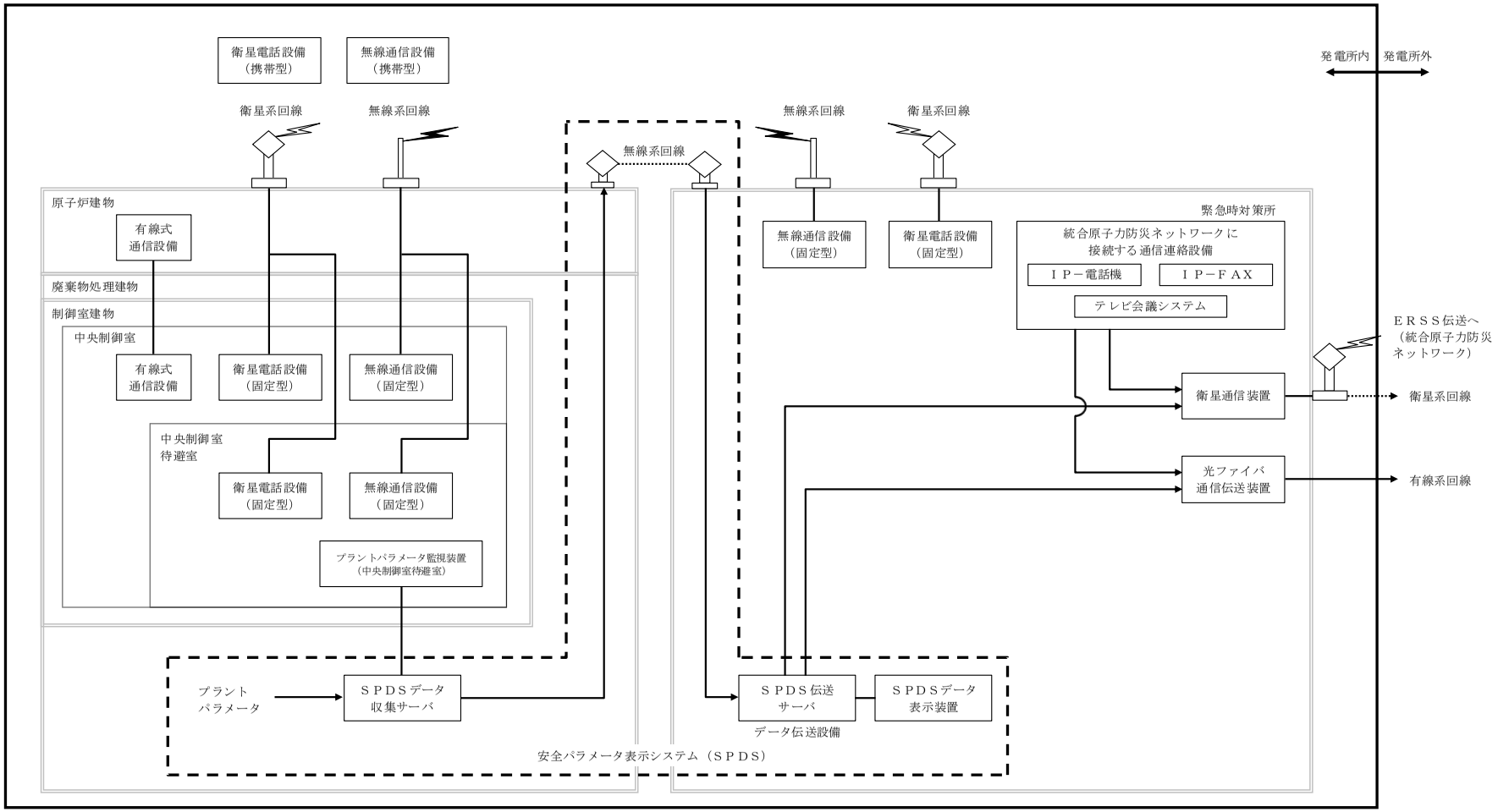
第 1.16－11 図　中央制御室待避室正圧化装置概要



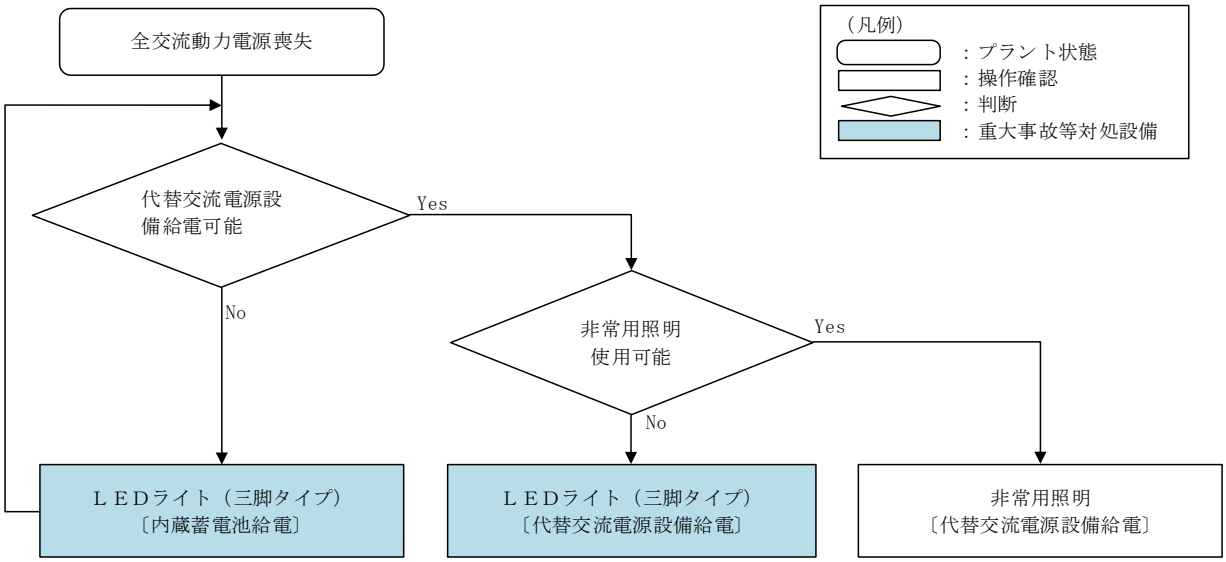
第 1.16－12 図　中央制御室待避室による居住性の確保のタイムチャート

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

第 1.16－13 図　中央制御室の照明確保　タイムチャート



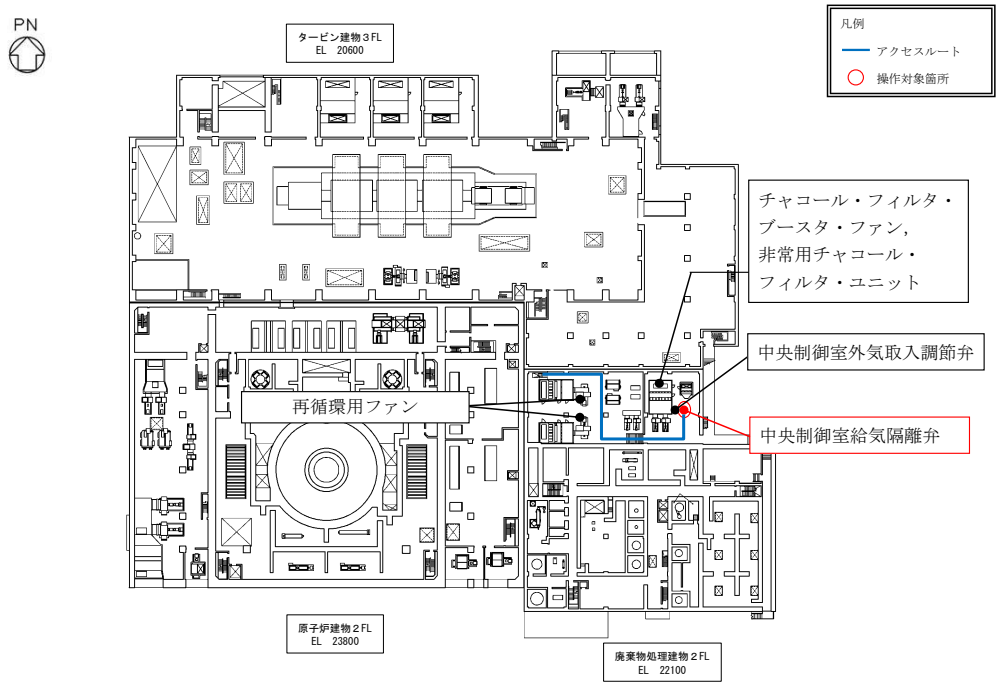
第 1.16－14 図　プラントパラメータ監視装置に関するデータ伝送の概要



第 1.16－15 図　対応手段選択フローチャート

［制御室建物４階・廃棄物処理建物１階］

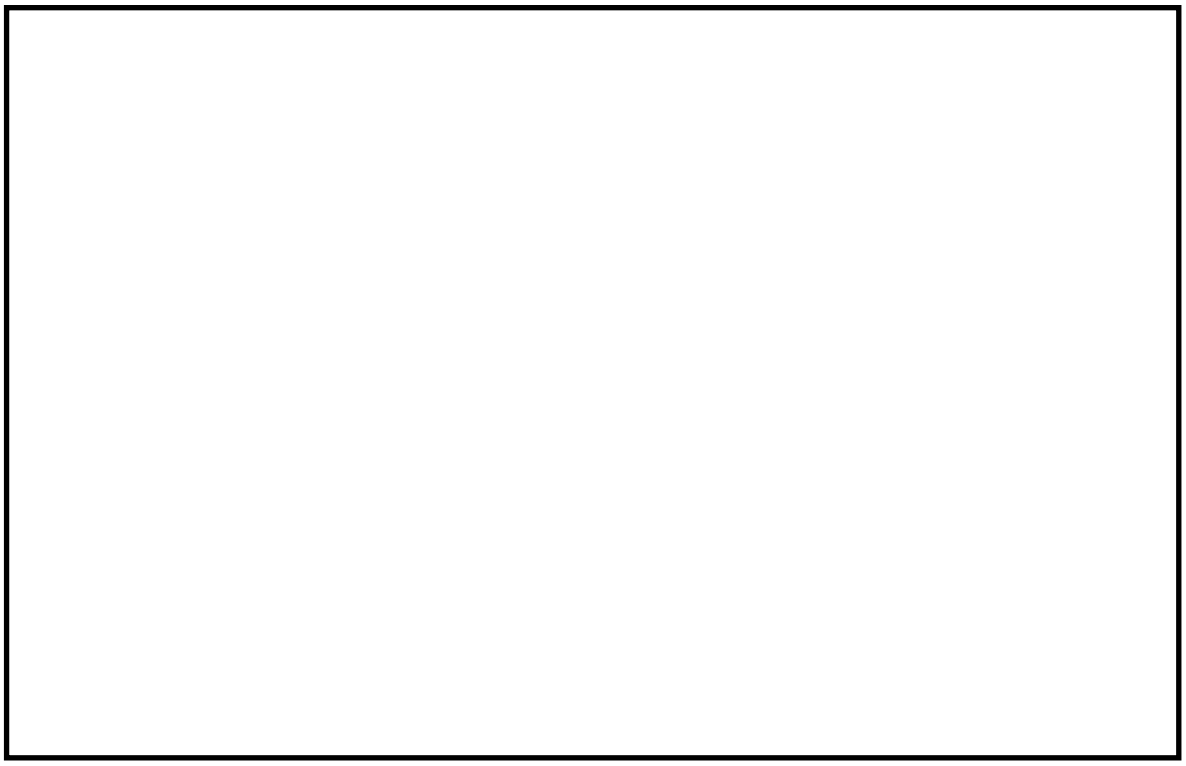
［廃棄物処理建物２階］



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

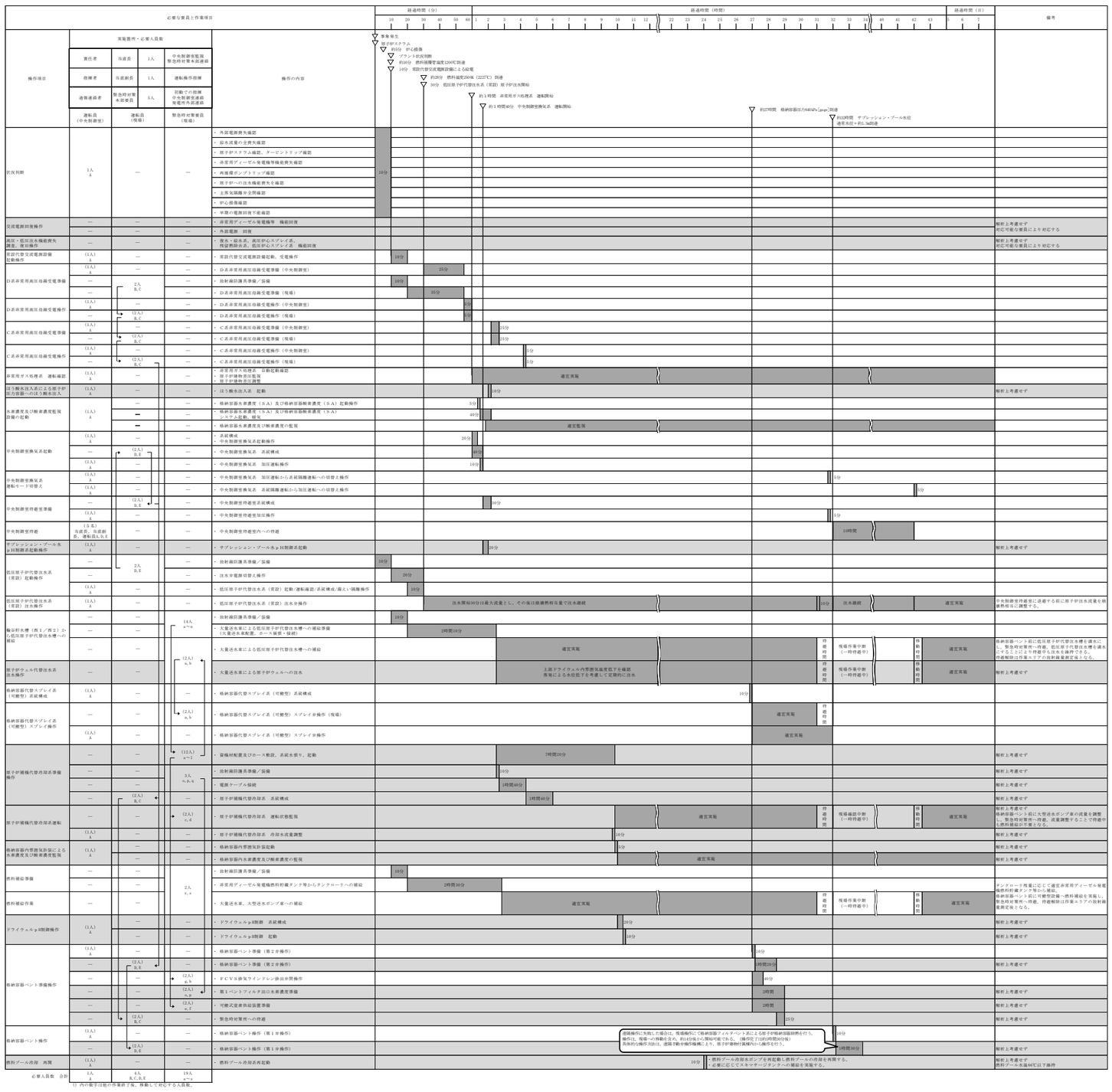
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

［廃棄物処理建物１階・制御室建物４階］

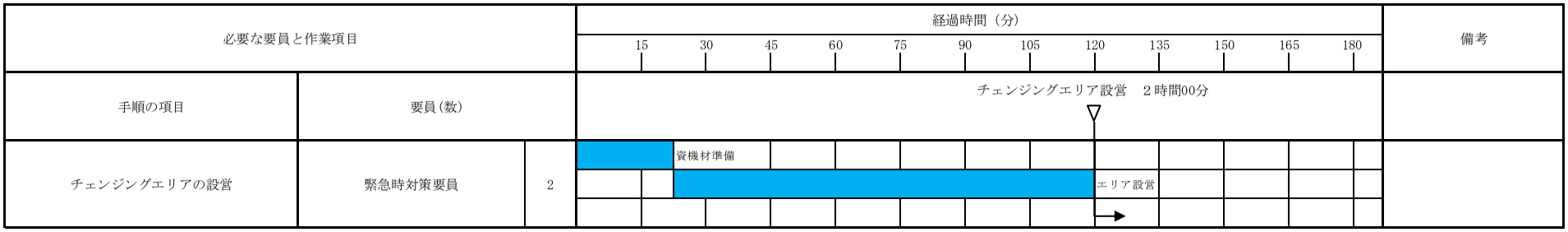


第 1.16－17 図　現場操作アクセスルート（中央制御室待避室）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

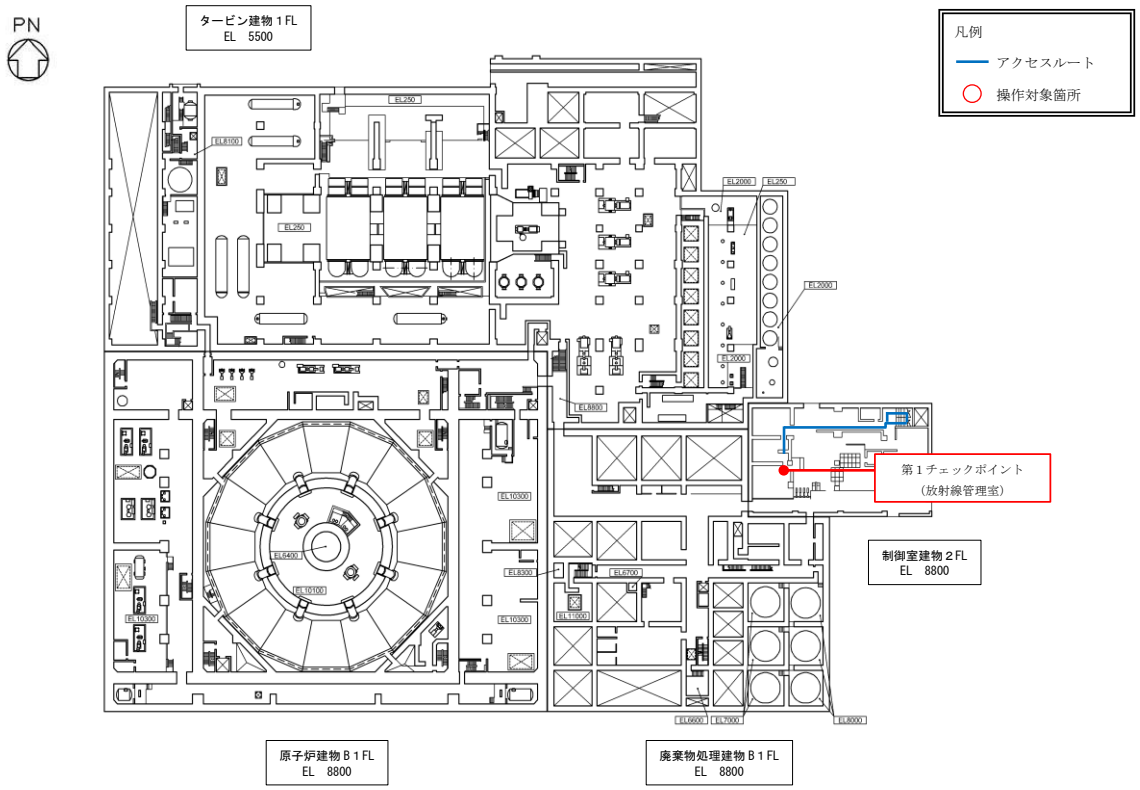


第 1.16－18 図　「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シーケンス

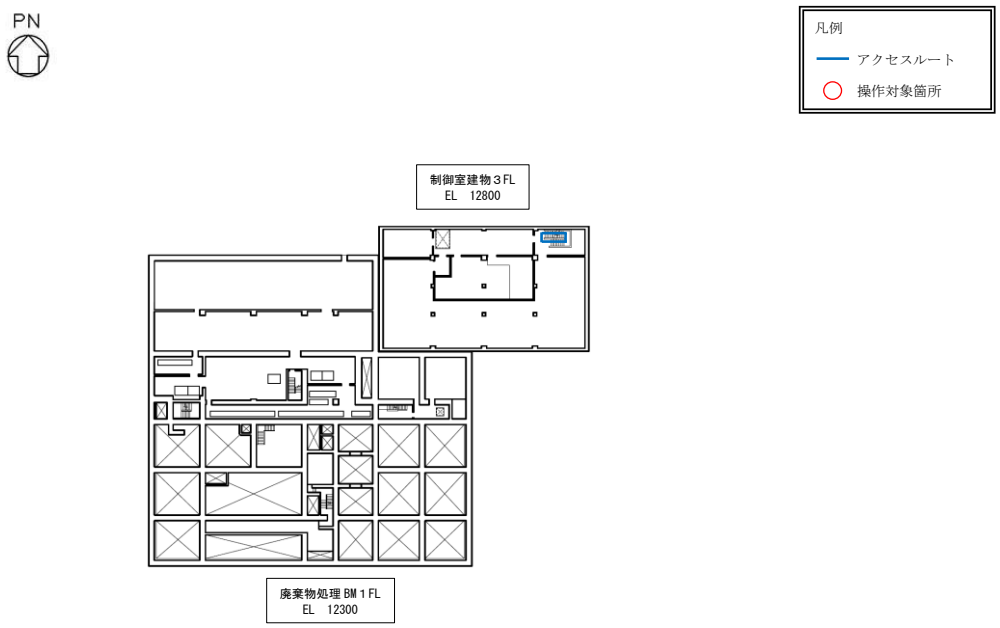


第 1.16－19 図　チェンジングエリア設営タイムチャート

［制御室建物２階］

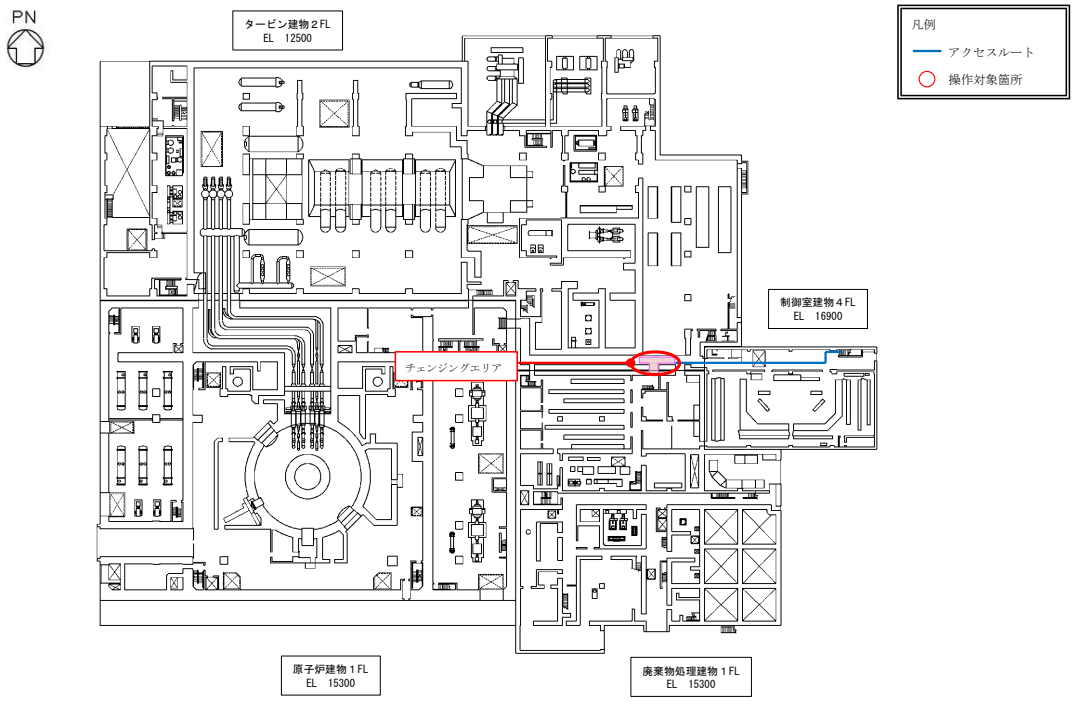


［制御室建物３階］

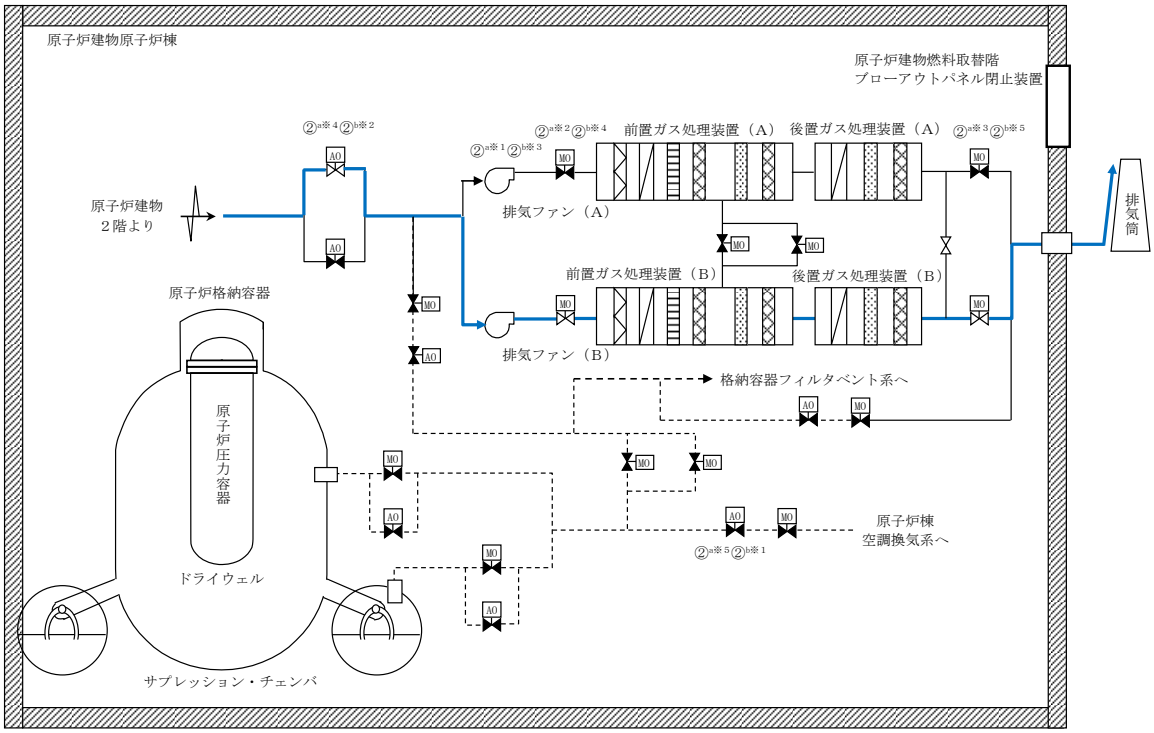


第 1.16－20 図　現場操作アクセスルート（チェンジングエリア）（１／２）

［制御室建物４階］



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

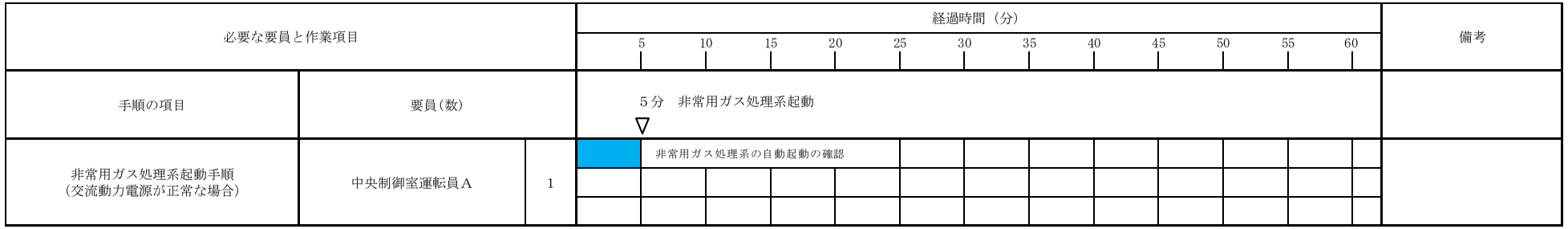


操作手順	名称
②a※1②b※3	排気ファン
②a※2②b※4	ＳＧＴ入口弁
②a※3②b※5	ＳＧＴ出口弁
②a※4②b※2	Ｒ／Ｂ連絡弁
②a※5②b※1	Ｒ／Ｂ給排気隔離弁

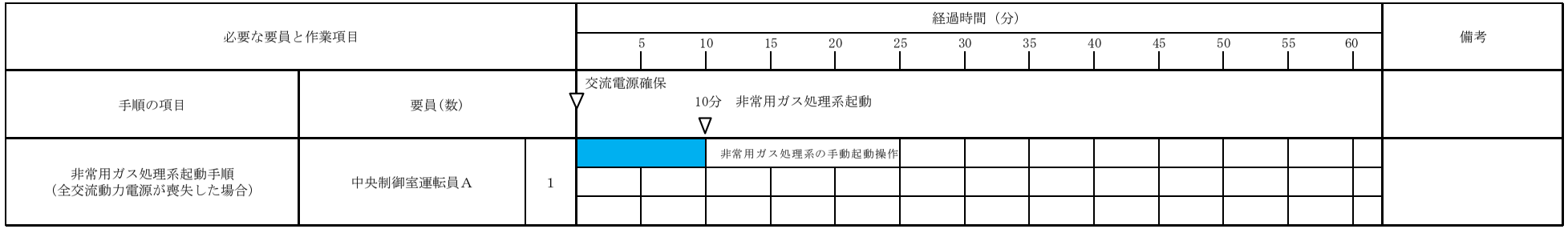
記載例 ○　　：操作手順番号を示す。

○a※1～：a は交流動力電源が正常の手順，b は全交流動力電源が喪失した場合を示す。同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.16－21 図　非常用ガス処理系概要図（運転時）



第 1.16－22 図　非常用ガス処理系起動手順　タイムチャート（交流動力電源が正常な場合）



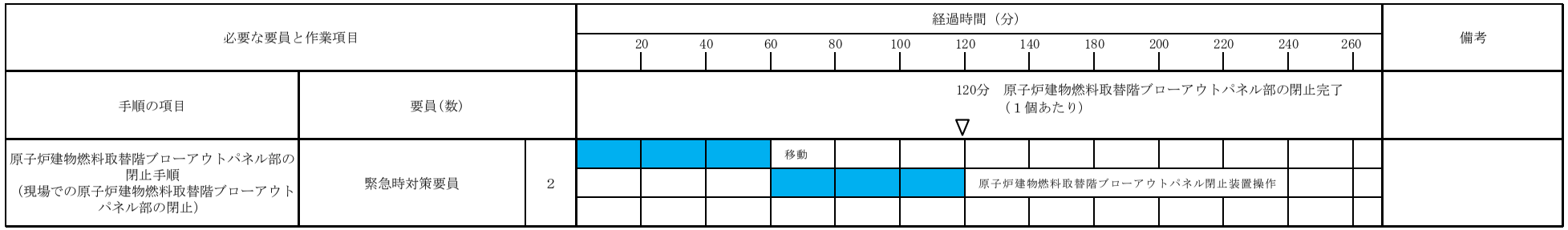
第 1.16－23 図　非常用ガス処理系起動手順　タイムチャート（全交流動力電源が喪失した場合）



第 1.16－24 図　非常用ガス処理系停止手順　タイムチャート

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

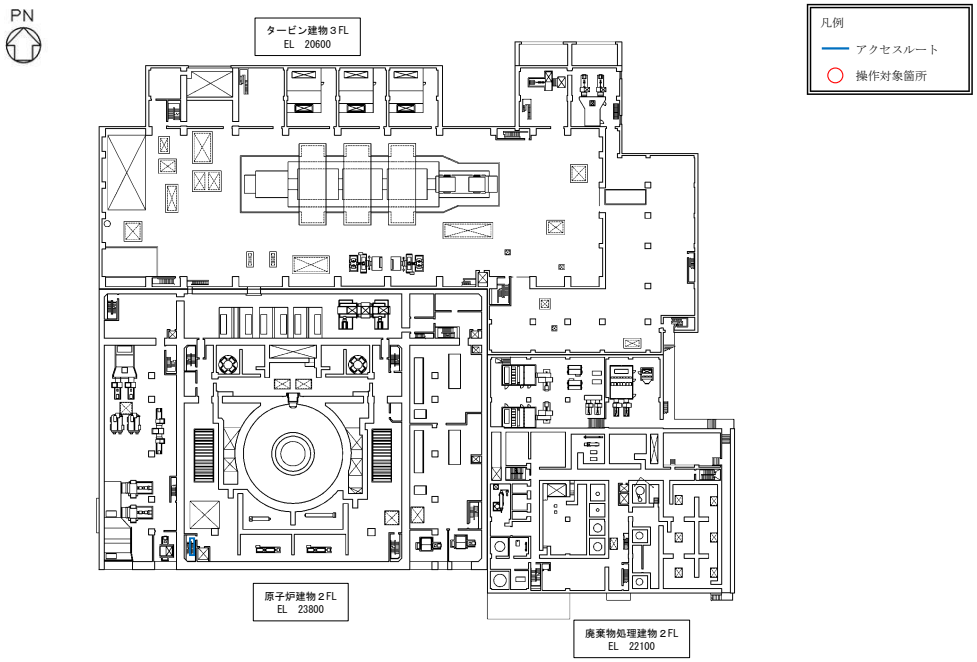
第 1.16－25 図　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順　タイムチャート
（中央制御室からの原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止）



第 1.16－26 図　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順　タイムチャート
（現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止）（１個あたり）

［原子炉建物１階］

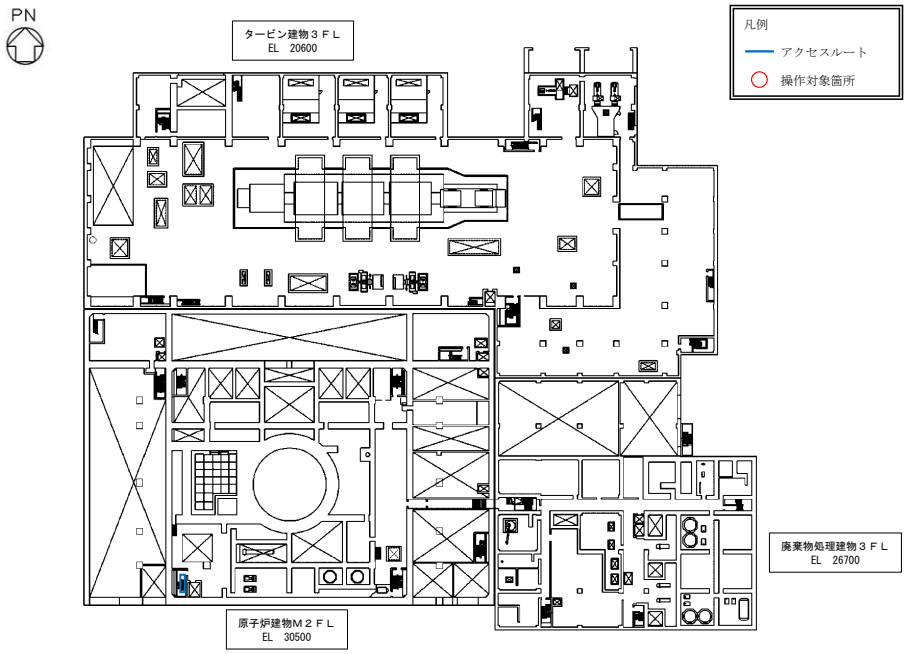
［原子炉建物２階］



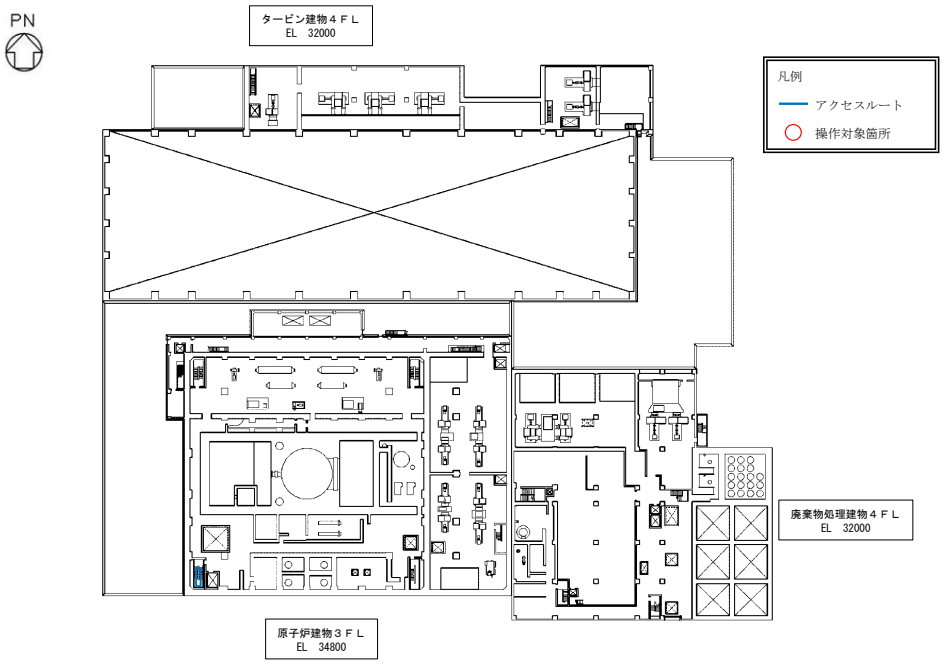
第 1.16－27 図　現場操作アクセスルート（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））（１／３）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

［原子炉建物中２階］

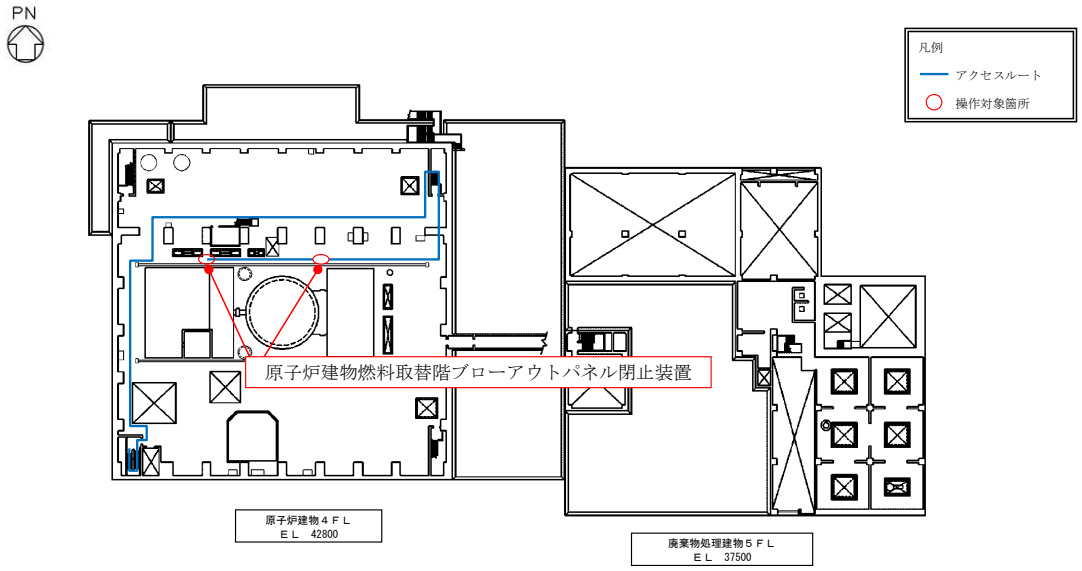


［原子炉建物３階］



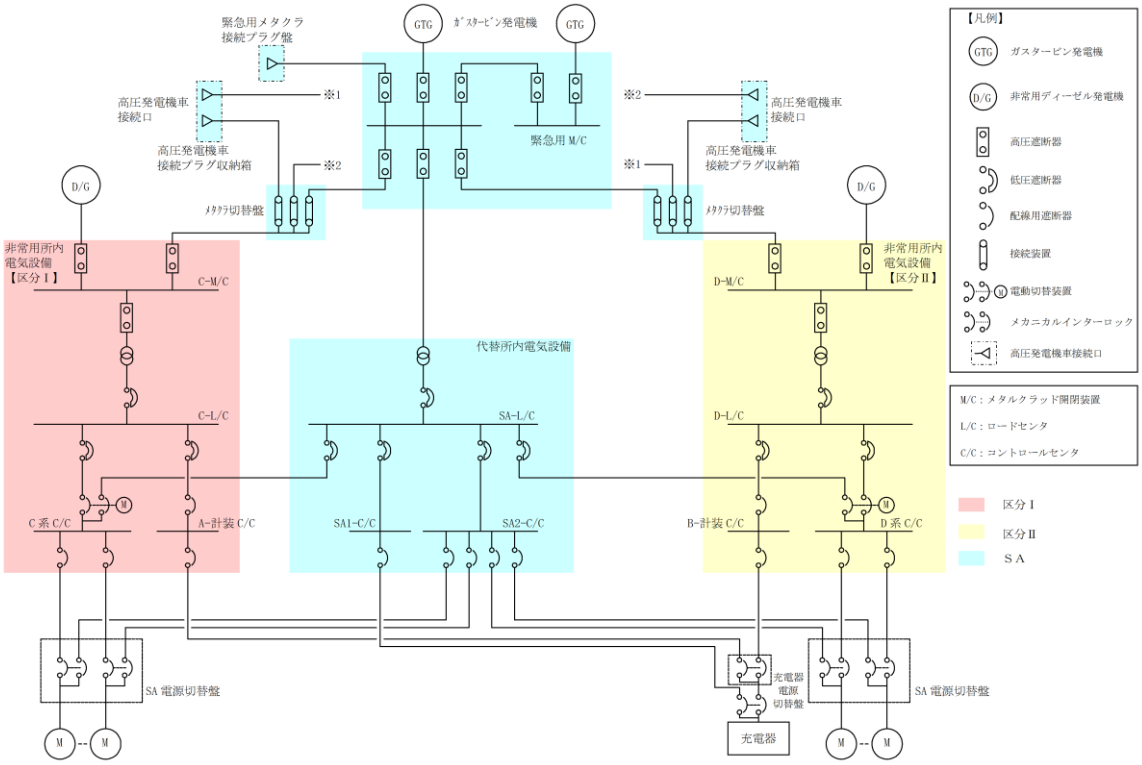
第 1.16－27 図　現場操作アクセスルート（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））（２／３）

［原子炉建物４階］

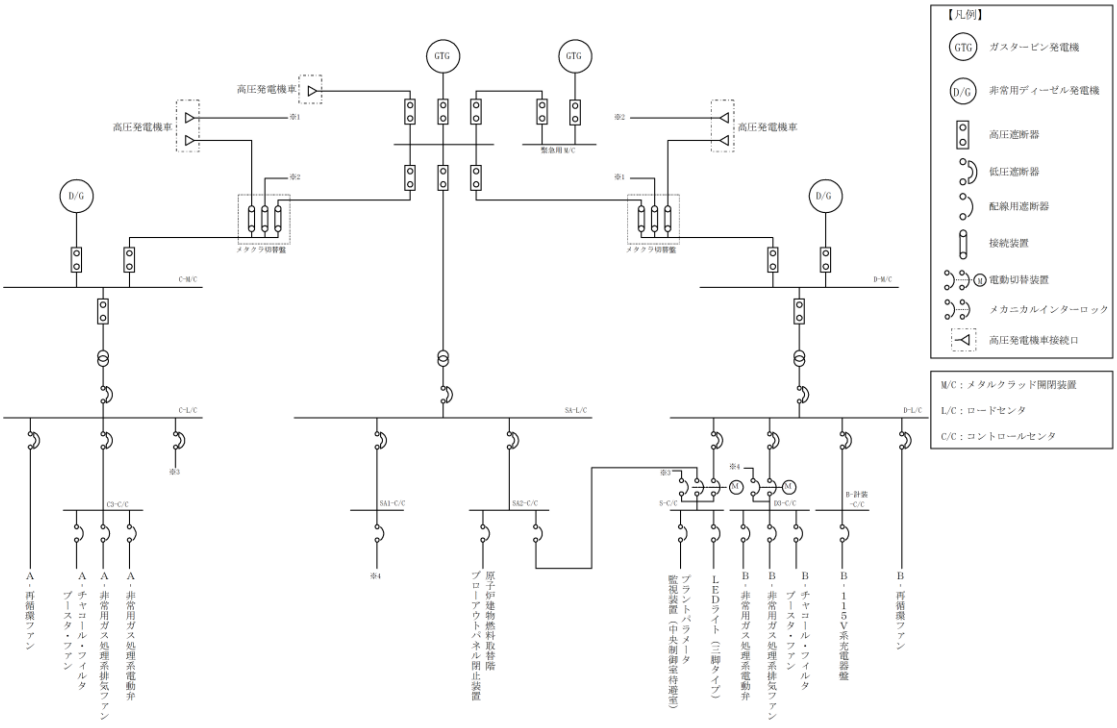


第 1.16－27 図　現場操作アクセスルート（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））（３／３）

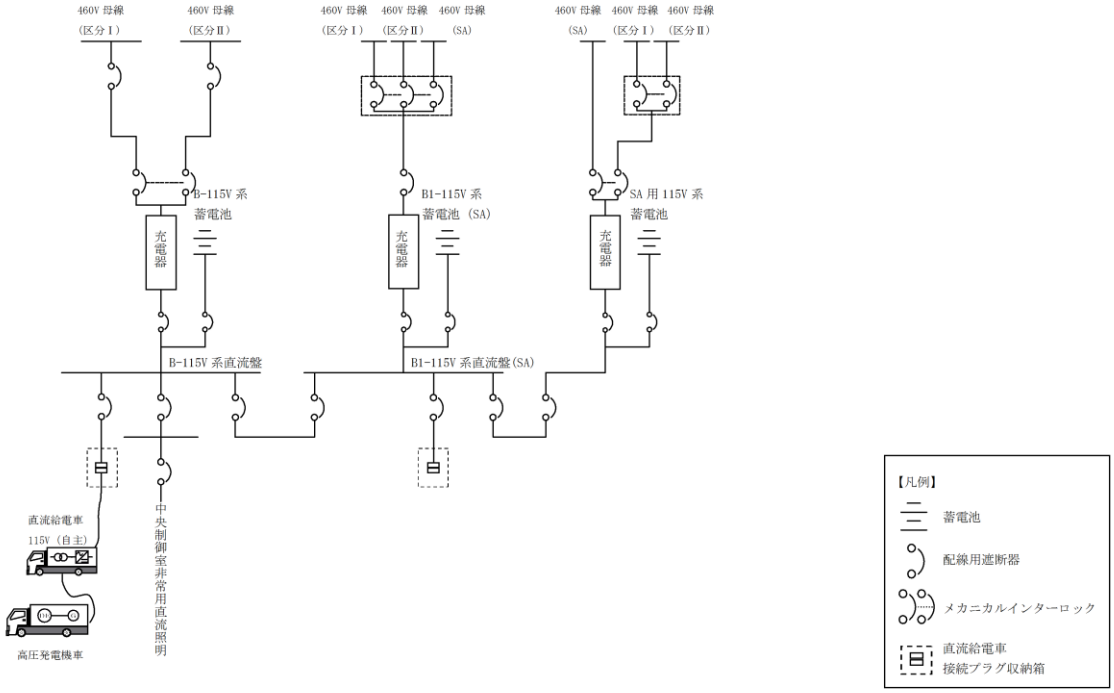
対応手段として選定した設備の電源構成図



第 1 図　電源構成図（交流電源）



第2図　電源構成図（交流電源）



第 3 図　電源構成図（直流電源）

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（1.16）	番号	設置許可基準規則（五十九条）	技術基準規則（七十四条）	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整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が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】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が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「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するもの除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第４９条、第５０条、第５１条又は第５２条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。	【解釈】 １　第７４条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するもの除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第６４条、第６５条、第６６条又は第６７条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。	－
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	２　第５９条に規定する「運転員が第２６条第１項の規定により設置される原子炉制御室に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。	２　第７４条に規定する「運転員が第３８条第１項の規定により設置される原子炉制御室に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。	－
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	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
※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		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
		ｄ）上記ｂ）の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWR の場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWR の場合）を設置すること。	ｄ）上記ｂ）の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWR の場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWR の場合）を設置すること。	④
		ｅ）BWR にあっては、上記ｂ）の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとすること。	ｅ）BWR にあっては、上記ｂ）の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとすること。	⑤

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
居住性の確保	中央制御室遮蔽	既設	① ②	－	－	－	－	－	－
	再循環用ファン	既設							
	チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	既設							
	非常用チャコール・フィルタ・ユニット	既設							
	中央制御室換気系弁（中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁）	既設							
	中央制御室換気系ダクト	既設							
	中央制御室待避室遮蔽	新設		－	－	－	－	－	－
	中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）	新設							
	中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）	新設							
	ＬＥＤライト（三脚タイプ）	新設		居住性の確保	非常用照明	常設	－	－	自主対策とする理由は本文参照
	中央制御室差圧計	新設		－	－	－	－	－	－
	待避室差圧計	新設							
	酸素濃度計	新設							
	二酸化炭素濃度計	新設							
	無線通信設備（固定型）	新設							
	無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ）	新設							
	衛星電話設備（固定型）	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
	衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ）	新設							
	プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	既設 新設							
	ＬＥＤライト（ランタンタイプ）	新設							
汚染の持ち込み防止	防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材	新設	① ③	－	－	－	－	－	－
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	既設 新設							
運転員の被ばく低減	非常用ガス処理系排気ファン	既設	① ② ④ ⑤	－	－	－	－	－	－
	前置ガス処理装置	既設							
	後置ガス処理装置	既設							
	非常用ガス処理系配管・弁	既設							
	非常用ガス処理系排気管	既設							
	原子炉建物原子炉棟	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	既設 新設							
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（４／４）

技術的能力審査基準（1.16）	適合方針
【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等がとどまるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	重大事故が発生した場合においても中央制御室換気系，非常用ガス処理系，ＬＥＤライト（三脚タイプ）及び中央制御室待避室等により中央制御室に運転員がとどまるために必要な手順を整備する。
【解釈】 １　「運転員等がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設備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、運転員等がとどまるために必要な手順等を整備すること。	重大事故が発生した場合においても資機材（防護具及びチェンジングエリア用資機材）を用いた放射線防護措置により中央制御室に運転員がとどまるために必要な手順を整備する。
ｂ）原子炉制御室の電源（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。	中央制御室用の電源（空調及び照明等）が，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車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備する。

重大事故等時における中央制御室の被ばく評価に係る事象の選定

島根原子力発電所２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『冷却材喪失（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事故シーケンス』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残留熱代替除去系を整備している。従って，第一に残留熱代替除去系を用いて事象を収束することとなる。

しかしながら，被ばく評価においては，残留熱代替除去系の起動に失敗することも考慮し，格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを行う事を想定する。

これを被ばく評価における基本想定シナリオとする。

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

格納容器フィルタベント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)　中央制御室待避室の必要空気供給量

①二酸化炭素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数：ｎ＝５名

・許容二酸化炭素濃度：C＝1.0％（鉱山保安法施行規則）

・加圧用空気ボンベ二酸化炭素濃度：
C_0＝0.03％（空気調和・衛生工学便覧の乾き空気の主な成分組成により引用）

・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＝100×0.022×５÷（1.0－0.03）

＝11.34

≒11.4m^3/h

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数：ｎ＝５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＝19％（鉱山保安法施行規則）

・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）×５÷（20.95－19.0）

＝5.6m^3/h

以上より，空気ボンベ正圧化に必要な換気量は二酸化炭素濃度基準の11.4m^3/h 以上とする。

(2)　中央制御室待避室の必要ボンベ本数

中央制御室待避室を 10 時間正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 11.4m^3/h 及びボンベ供給可能空気量 8.0m^3/本から，下記のとおり 15 本となる。なお，中央制御室待避室の設置後に試験を実施し，必要ボンベ本数が 10 時間以上正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：19.6MPa（at 35℃）
・ボンベ内容積：50.0L
・圧力調整弁最低制御圧力：1.0MPa
・ボンベ供給可能空気量：8.0m^3/本（at 0℃）
・待避中ボンベ使用時間：10 時間
・待避前ボンベ使用時間：20 分※

※格納容器ベント実施予測時刻の 20 分前にボンベ使用を開始する。

以上より，必要ボンベ本数は下記のとおり 15 本以上となる。

必要ボンベ本数＝11.4m^3/h÷8.0m^3/本×11 時間 20 分
＝14.7
≒15 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

酸素濃度計，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，ＪＥＡＣ4622-2009「原子力発電所中央制御室運転員等の事故時被ばくに関する規程」及び鉱山保安法施行規則に基づき，酸素濃度が 19%以上，かつ二酸化炭素濃度が 1.0%以下で運用する。

酸素欠乏症等防止規則（一部抜粋）

（定義）

第二条　この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

一　酸素欠乏　空気中の酸素の濃度が十八パーセント未満である状態をいう。

（換気）

第五条　事業者は、酸素欠乏危険作業に労働者を従事させる場合は、当該作業を行う場所の空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上（第二種酸素欠乏危険作業に係る場所にあっては、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。

鉱山保安法施行規則（一部抜粋）

（通気の確保）

第十六条の一

一　鉱山労働者が作業し、又は通行する坑内の空気の酸素含有率は十九パーセント以上とし、炭酸ガス含有率は一パーセント以下とすること。

酸素濃度	症状等
21%	通常の空気の状態
18%	安全限界だが連続換気が必要
16% 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等の事故時被ばくに関する規程」（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等の操作環境の劣化防止のために外気を取り込む場合がある。

（1）許容 CO_2 濃度

事務所衛生基準規則（昭和 47 年 9 月 30 日労働省令第 43 号、最終改正平成 26 年 7 月 30 日厚生労働省令第 87 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

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棒頂部（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。

事故時操作要領書（徴候ベース）では，原子炉圧力容器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，格納容器雰囲気放射線モニタを用いて，ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し，第 1 図，第 2 図に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合を，炉心損傷判断としている。

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原子炉格納容器内に流入する事象進展を踏まえて，原子炉格納容器内のガンマ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，格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は，「原子炉圧力容器温度：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，逃がし安全弁動作圧力（安全弁機能の最大 8.35MPa［gage］）における飽和温度約 299℃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雰囲気放射線モニタが使用可能な場合は，当該計器にて判断を行う。



第１図　ドライウェル領域における炉心損傷判断基準



第２図　ウェットウェル領域における炉心損傷判断基準

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

作業の成立性について

1. 炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転の実施手順

(1) 作業概要

中央制御室の正圧化の実施条件成立時に，中央制御室換気系加圧運転を実施し，中央制御室を正圧化する。

(2) 作業場所

制御室建物　４階（非管理区域）（中央制御室）
廃棄物処理建物　２階（非管理区域）

(3) 必要要員数及び操作時間

必要要員数：３名（中央制御室運転員１名，現場運転員２名）
想定時間　：40 分以内（所要時間目安※1：21 分）
※１：所要時間目安は，実機による検証及び模擬により算定した時間

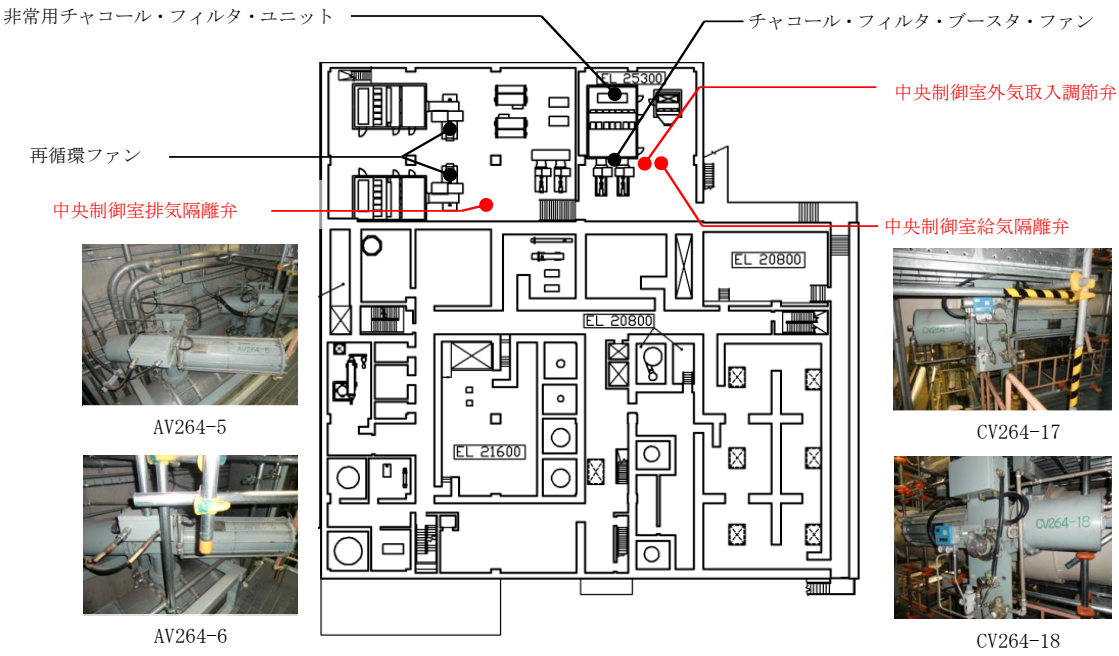
(4) 作業の成立性

ａ．中央制御室操作

作業環境　：常用照明消灯時においても，ＬＥＤライト（三脚タイプ），ＬＥＤライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。
操作性　　：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

ｂ．現場操作

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，綿手袋，個人線量計，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。
移動経路：停電時においても，ヘッドライトを携行していることから，アクセス可能である。さらに，電源内蔵型照明も期待できる。
アクセスルート上に支障となる設備はない。
操作性　：中央制御室換気系加圧運転の実施は，中央制御室給気内側隔離弁及び中央制御室給気外側隔離弁を開操作するのみであり，容易に操作実施可能である。
連絡手段：通信連絡設備（所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，有線式通信設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。



第１図　廃棄物処理建物２階　中央制御室非常用再循環送風機室

2.　中央制御室待避室の準備手順

(1)　中央制御室待避室の正圧化準備手順

ａ．作業概要

炉心損傷後の格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施する際に待避する中央制御室待避室の正圧化のための準備操作を行う。

ｂ．作業場所

廃棄物処理建物　１階会議室（非管理区域）
廃棄物処理建物　１階運転員控室（非管理区域）
廃棄物処理建物　１階消火用ボンベ室（非管理区域）

ｃ．必要要員数及び操作時間

必要要員数：２名（現場運転員２名）
想定時間　：30 分以内（所要時間目安※1：10 分）
※１：所要時間目安は，模擬により算定した時間

想定時間内訳
【現場運転員】
●中央制御室待避室系統構成：想定時間 30 分，所要時間目安 10 分
・中央制御室空気供給系空気ボンベラック出口止め弁及び中央制御室空気供給系１次減圧弁入口弁開操作（廃棄物処理建物１階会議室，運転員控室，消火用ボンベ室）

ｄ．作業の成立性

(a)　現場操作

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，綿手袋，個人線量計，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。
移動経路：停電時においても，ヘッドライトを携行していることから，アクセス可能である。さらに，電源内蔵型照明も期待できる。
アクセスルート上に支障となる設備はない。
操作性　：中央制御室待避室の正圧化準備作業は，空気ボンベの操作弁を開側へ回す作業のみであり容易に操作実施可能である。
連絡手段：通信連絡設備（所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，有線式通信設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。

(2)　中央制御室待避室の正圧化実施手順

a．作業概要

中央制御室待避室について，格納容器ベント実施予測時刻の約20分前に，中央制御室待避室正圧化装置により正圧化操作を行う。

b．作業場所

制御室建物　４階中央制御室（非管理区域）

c．必要要員数及び操作時間

必要要員数：１名（中央制御室運転員１名）

想定時間　：５分以内（所要時間目安※1：２分）

※１：所要時間目安は，模擬により算定した時間

想定時間内訳

【中央制御室運転員】

●中央制御室待避室加圧操作：想定時間５分，所要時間目安２分

・中央制御室内から中央制御室待避室までの移動

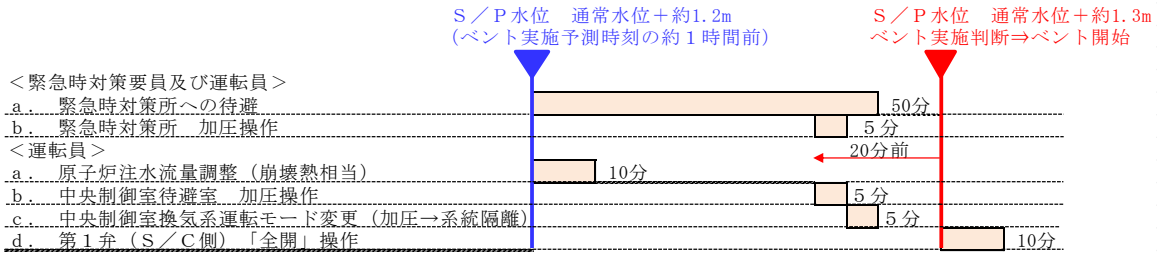
・中央制御室空気供給系出口止め弁開操作（中央制御室待避室）

・中央制御室空気供給系流量調整弁操作（中央制御室待避室）

d．作業の成立性

(a)作業着手の実施判断

格納容器ベント実施判断基準であるサプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m到達時点で，中央制御室待避室の正圧化が完了しているようにするため，ベント実施予測時刻の約 20 分前から中央制御室待避室の正圧化操作を開始する。ベント実施に係る対応の流れを第２図に示す。



第２図　ベント実施に係る対応の流れ

(b) 中央制御室操作

作業環境：常用照明消灯時においてもＬＥＤライト（三脚タイプ），ＬＥＤライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

移動経路：中央制御室内の主盤エリアから同じ中央制御室内の中央制御室待避室への移動であり短時間で移動が可能である。

操作性　：手動弁の操作であり，容易に操作可能である。

(c) 操作開始から正圧化完了までの時間

中央制御室待避室を加圧した際に隣接区画に比べて＋10Pa［gage］の正圧達成までに要する時間を評価した結果，約２秒となった。

a ） 評価モデル

中央制御室待避室への加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



中央制御室待避室加圧における圧力時間変化の式を以下に示す。

$$\frac{dP}{dt} = \frac{RT}{V} \cdot \frac{dn}{dt} = \frac{RT}{V}\left(\frac{P_{atm}}{RT}(Q_{in} - Q_{out})\right) = \frac{P_{atm}}{V} \cdot (Q_{in} - Q_{out})$$

上記式から，単位時間当たりの待避室圧力上昇量を求め，微小時間⊿ｔ後の待避室圧力Ｐ(ｔ＋⊿ｔ)を繰り返し計算することで，待避室圧力Ｐ(ｔ)の経時変化を求める。

待避室からの空気流出量 Qout については，ベルヌーイ式により求めることができ，漏えい面積 A は，待避室の設計値に基づき，設定ボンベ流量及び，正圧基準値により求める。

$$P(t + \Delta t) = P(t) + \Delta t \cdot \frac{P_{atm}}{V} \cdot (Q_{in} - Q_{out})$$

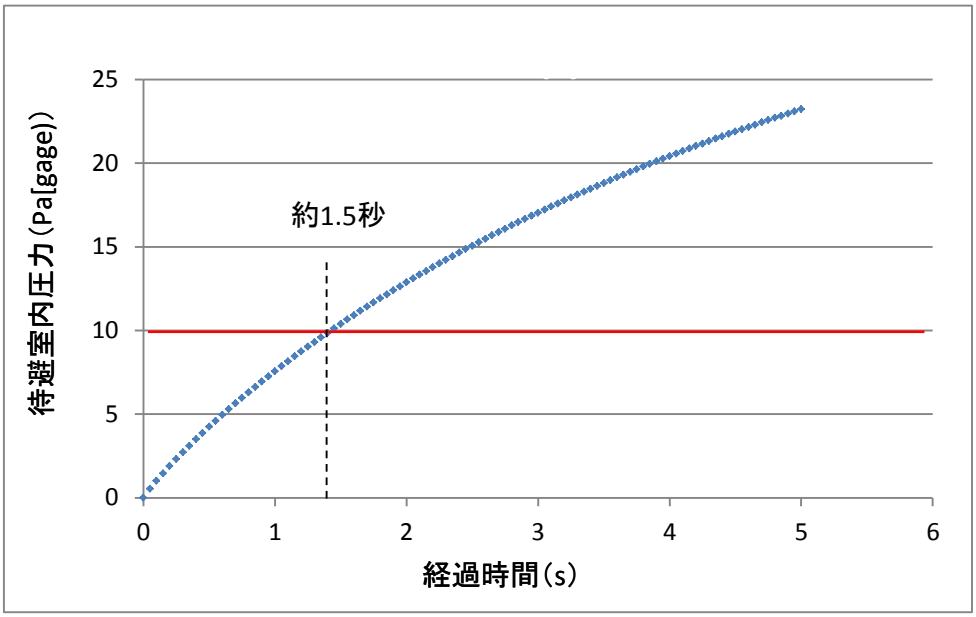
$$= P(t) + \Delta t \cdot \frac{P_{atm}}{V} \cdot \left(Q_{in} - A\sqrt{\frac{2(P(t) - P_{atm})}{\rho}}\right)$$

b） 評価条件

第１表　中央制御室待避室への加圧の評価条件

項目	記号	単位	値	備考
大気圧力	Patm	Pa	101325	標準大気圧力
大気密度	ρ	kg/m^3	1.185	25℃のときの空気密度
容積	V	m^3	30	設計値より
ボンベ流量	Qin	m^3/h [normal]	11.4	設計値より
等価漏えい面積	A	m^2		流入量と正圧基準値から算出
正圧基準値	P_∞	Pa		評価用暫定値

c） 正圧化達成時間



第３図　中央制御室待避室内の圧力時間変化

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.　チェンジングエリアの設営手順

(1)　作業概要

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

(2)　作業場所

タービン建物　２階運転員控室前通路（非管理区域）

(3)　必要要員数及び操作時間

チェンジングエリアの設営に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：２名（緊急時対策要員）
想定時間　：２時間以内（所要時間目安※1：１時間 43 分）
※１：所要時間目安は，実働による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳
【緊急時対策要員】
●資機材準備：想定時間 20 分，所要時間目安 15 分
●エリア設営：想定時間１時間 40 分，所要時間目安１時間 28 分

(4)　作業の成立性

作業環境：ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。設営は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，綿手袋，個人線量計，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。

移動経路：停電時においても，ヘッドライトを携行していることから，アクセス可能である。さらに，電源内蔵型照明も期待できる。
アクセスルート上に支障となる設備はない。

連絡手段：通信連絡設備（所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室又は緊急時対策所に連絡する。

4. 現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止

(1)　作業概要

原子炉建物原子炉棟内部の負圧を確保するために，現場で原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止操作を行う。

(2)　作業場所

原子炉建物原子炉棟　４階（管理区域）

(3)　必要要員数及び操作時間

現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止操作に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：２名（緊急時対策要員）
想定時間　：１個あたり２時間以内（所要時間目安※1：２時間）
※１：所要時間目安は，机上評価により算定した時間

想定時間内訳
【緊急時対策要員】
●移動：想定時間１時間，所要時間目安１時間
●手動操作機構操作：想定時間１時間，所要時間目安１時間

(4)　作業の成立性

作業環境　：ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，綿手袋，個人線量計，ゴム手袋，汚染防護服）を装備して作業を行う。
移動経路　：停電時においても，ヘッドライトを携行していることから，アクセス可能である。さらに，電源内蔵型照明も期待できる。
アクセスルート上に支障となる設備はない。
操作性　　：手動操作機構を操作し原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を閉止するのみであり，操作実施可能である。
連絡手段　：通信連絡設備（所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，有線式通信設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室又は緊急時対策所に連絡する。

可搬型照明を用いた場合の中央制御室の監視操作について

(1)　ＬＥＤライト（三脚タイプ）を用いた場合の監視操作について

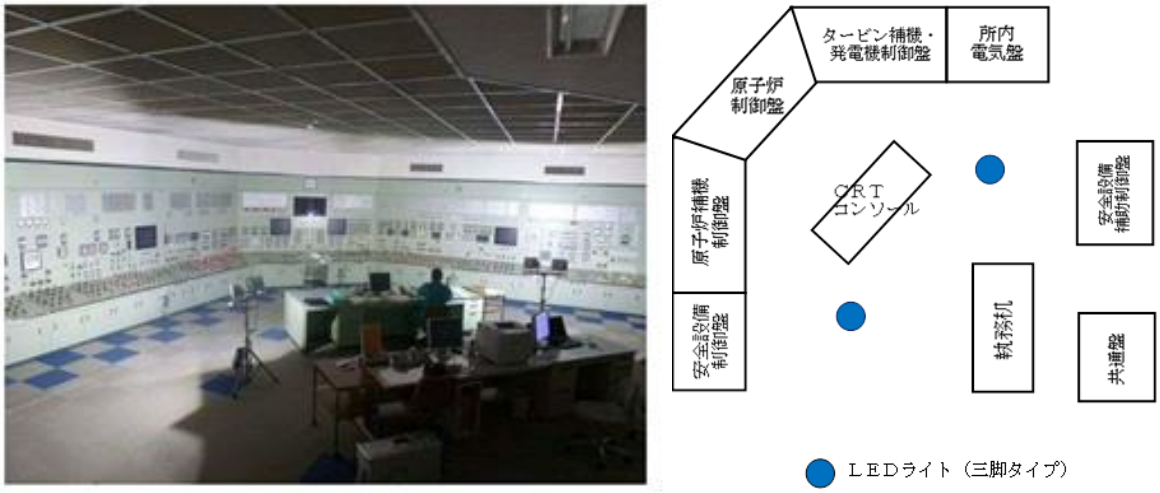
中央制御室の照明がすべて消灯した場合に使用するＬＥＤライト（三脚タイプ）は，２個使用する設計とする。個数は，シミュレータ施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認しているとともに，ＬＥＤライト（三脚タイプ）を操作箇所に応じて向きを変更することにより，さらに照度を確保できることを確認している。

仮に，ＬＥＤライト（三脚タイプ）が活用できない場合のため，ＬＥＤライト（ランタンタイプ）及びヘッドライト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。中央制御室に配備している可搬型照明の仕様を第１表に示す。

第１表　中央制御室に配備している可搬型照明

	保管場所	数量	仕様
ＬＥＤライト（三脚タイプ） 	中央制御室 前通路	３個 （中央制御室主盤エリア２個＋予備１個）	電源：交流 100V※ 点灯可能時間:4.5 時間(蓄電池) ※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可能
ＬＥＤライト （ランタンタイプ） 	中央制御室	12 個 （中央制御室対応として中央制御室執務机６個＋中央制御室待避室２個＋予備４個）	電源：乾電池（単三×３） 点灯可能時間：約 29 時間 ※連続して作業可能なように予備乾電池を持参する。
ヘッドライト 	中央制御室	11 個 （運転員分９個＋予備２個）	電源：乾電池（単四×３） 点灯可能時間：約 20 時間 ※連続して作業可能なように予備乾電池を持参する。

ＬＥＤライト（三脚タイプ）の照度は，第１図に示すとおり制御盤から約２ｍの位置に設置した場合で，直流非常灯の設計値である照度（平均照度 50 ルクス）に対して，操作を行う盤面で 50 ルクス以上の照度を確保しており，監視操作が可能なことを確認している。



第１図　シミュレータ施設におけるＬＥＤライト（三脚タイプ）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重大事故操作盤については，主盤エリアに設置することからＬＥＤライト（三脚タイプ）によって十分な照度を確保し，監視操作が可能なことを確認している。

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（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）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（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）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 74 条第１項（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）抜粋）

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。

(2)　チェンジングエリアの概要

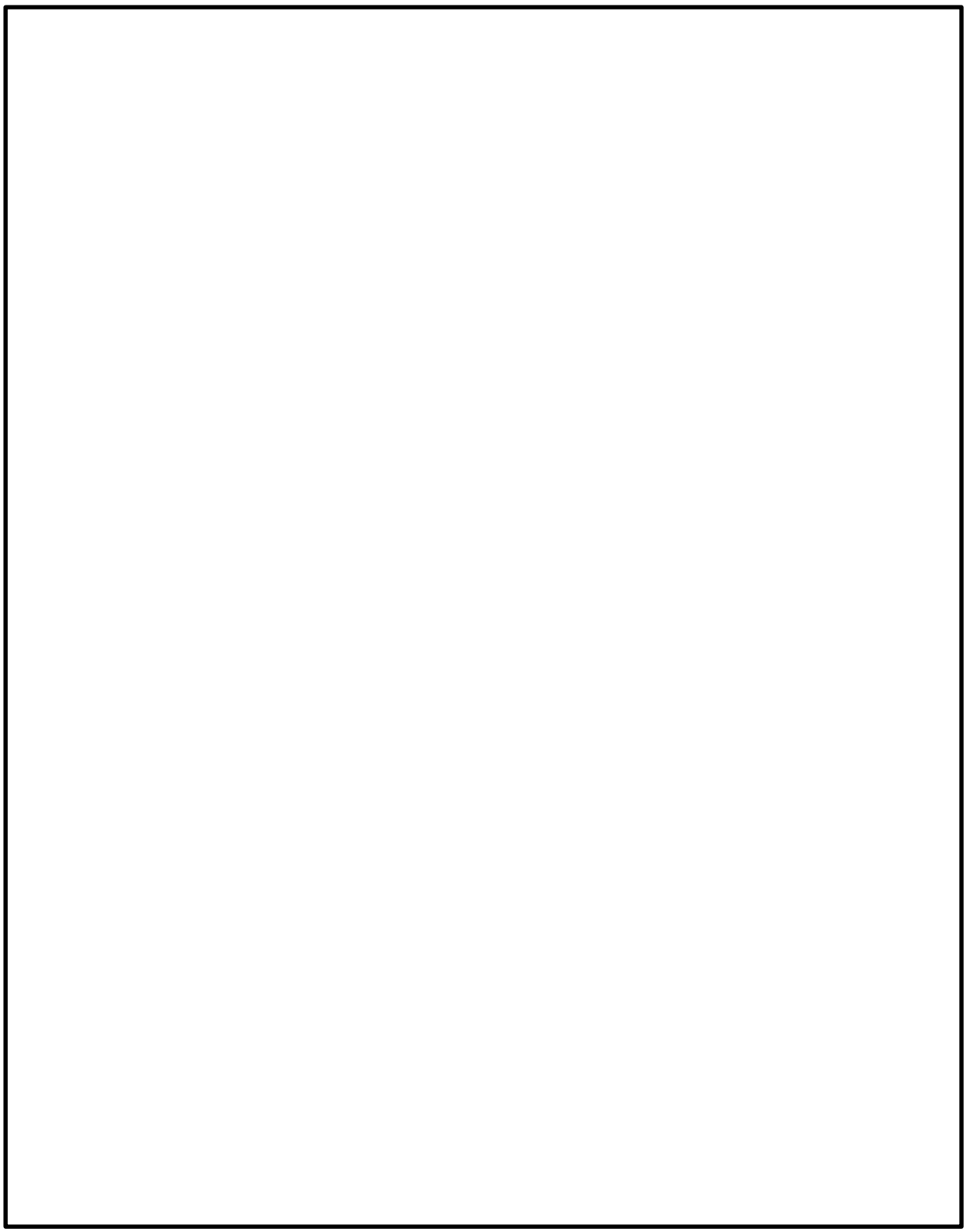
チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア及び除染エリアからなり，要員の被ばく低減の観点からタービン建物内，かつ中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設営する。概要は第 1 表のとおり。

第１表　チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	タービン建物２階 運転員控室前通路	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	パネル取付ユニット方式	設営の容易さ及び迅速化の観点から，パネル取付ユニット方式を採用する。
手順着手の判断基準	原災法該当事象が発生した後，緊急時対策本部が，事象進展の状況，参集済みの要員数及び緊急時対策要員が実施する作業の優先順位を考慮して，チェンジングエリア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	緊急時対策要員	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緊急時対策要員が設営を行う。

(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，中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設営する。チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルートは，第1図のとおり。



第1図　チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

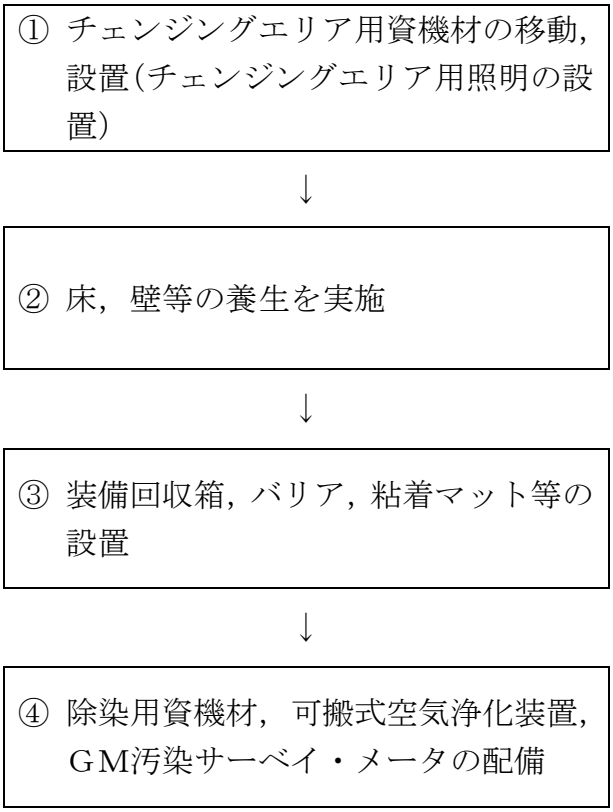
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4)　チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

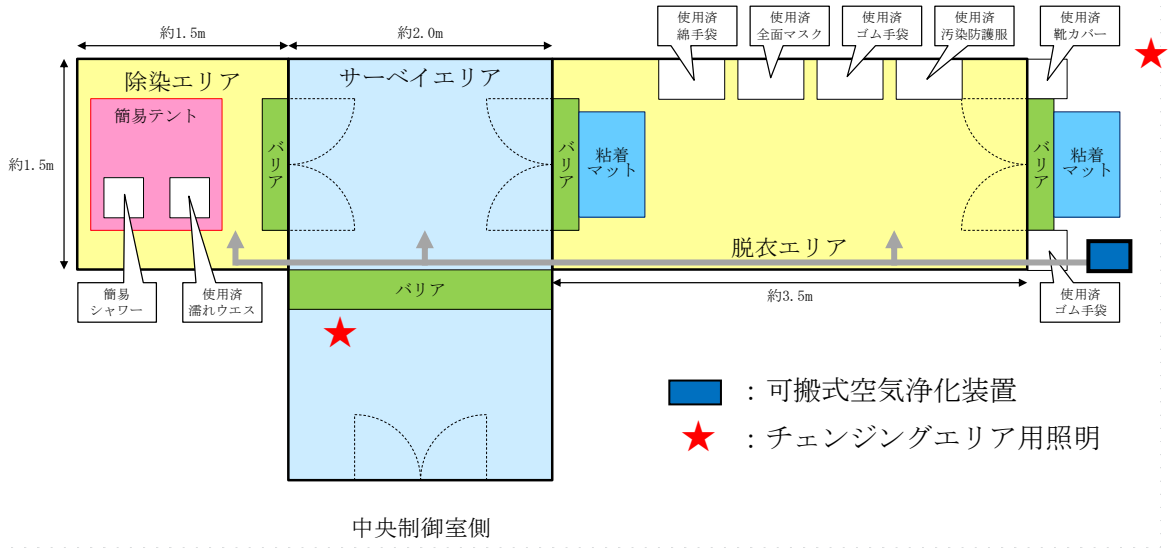
a．考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，第2図の設営フローに従い，第3図のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員２名で，２時間以内を想定する。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，原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班員２名をチェンジングエリアの設営に割り当て行う。設営の着手は，当直副長が，原災法該当事象が発生したと判断した後，事象進展の状況，参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し，速やかに実施する。



第2図　チェンジングエリア設営フロー



第 3 図　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，第 2 表のとおりとする。チェンジングエリア用資機材は，チェンジングエリア付近に保管する。

第２表　中央制御室チェンジングエリア用資機材

名称	数量※1	根拠
チェンジングエリア区画資材	１式	チェンジングエリアの設営に必要な数量
養生シート	２巻※2	
バリア	４個※3	
粘着マット	４枚※4	
装備回収箱	６個※5	
ヘルメット掛け	１式	
ポリ袋	200 枚※6	
テープ	12 巻※7	
ウエス	１箱※8	
ウェットティッシュ	５個※9	
はさみ	１個	
マジック	２本	
簡易テント	１台※10	
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	
可搬式空気浄化装置	１台	
チェンジングエリア用照明	２個	

※１　今後，訓練等で見直しを行う。

※２　約 35㎡（床，壁の養生面積）×３（エリア全面張替え１回分＋補修張替え等）
÷90㎡／巻×1.5 倍≒２巻（養生シート損傷，汚染時等）

※３　４個（各エリア間設置箇所数）

※４　２枚(設置箇所数)×２（汚染時の交換用）＝４枚

※５　６個（設置箇所数）

※６　６枚（設置箇所）×３枚／日（１日交換回数）×７日×1.5 倍＝189 枚→200 枚

※７　約 80m（養生エリアの外周距離）×３（エリア全面張替え１回分＋補修張替え等）
÷30m／巻×1.5 倍＝12 巻（養生シート損傷，汚染時等）

※８　1,200 枚／箱（除染等）

※９　120 枚／個（除染等）

※10　960mm×960mm×1,600mm（除染エリア設置）

(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第 3 図のとおりであり，チェンジングエリアには，下記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。

・脱衣エリア入口で，安全靴，ヘルメット，被水防護服及びゴム手袋外側を脱衣する。
・脱衣エリアで汚染防護服，ゴム手袋内側，マスク，帽子，靴下及び綿手袋を脱衣する。

なお，チェンジングエリアでは，放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し，指導，助言及び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，放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また，放射線管理班員は汚染検査の状況について，適宜確認し，指導，助言をする。

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。

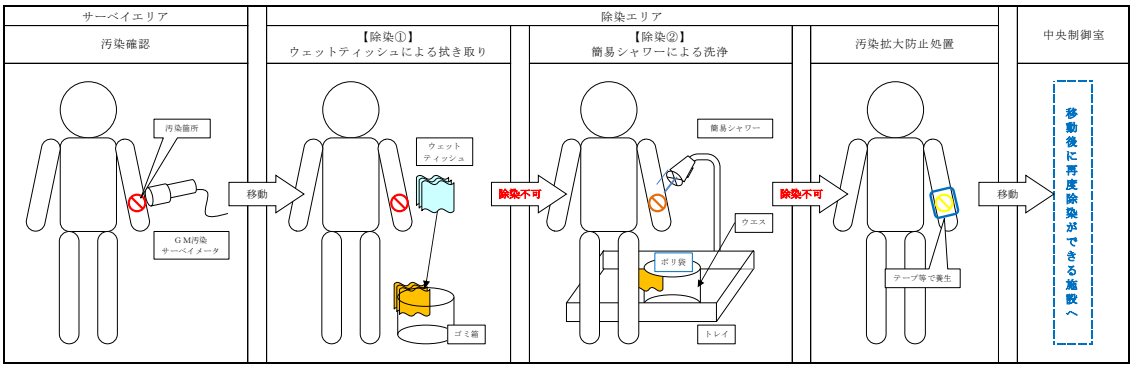
・中央制御室内で，綿手袋，靴下，帽子，汚染防護服，マスク，ゴム手袋内側及びゴム手袋外側等を着衣する。
・脱衣エリア出口でヘルメット，安全靴等を着用する。
・放射線管理班員は，要員の作業に応じて，被水防護服等の着用を指示する。

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，第 4 図のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第 4 図　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とどめてお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

放射線管理班員は，床･壁等の養生の確認を実施し，養生シート等に損傷が生じている場合は，補修を行う。

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し，必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。

なお，測定及び除染を行った要員は，脱衣エリアにて脱衣を行う。

(6)　チェンジングエリアに係る補足事項

a．可搬式空気浄化装置

チェンジングエリアには，更なる被ばく低減のため可搬式空気浄化装置を１台設置する。可搬式空気浄化装置は，放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し，放射性物質の流入を防止する。可搬式空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は，可搬式空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。

可搬式空気浄化装置の仕様等を第 5 図に示す。

なお，中央制御室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式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，可搬式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，可搬式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：約 500(D)×約 360(W)×約 1,350(H)mm ○最大風量：13m³/min ○重　　量：約 60kg（フィルタ除く。） ○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。

第 5 図　可搬式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，区画資材により区画する。チェンジングエリアの外観は第 6 図のとおりであり，チェンジングエリア区画資材の仕様は第 3 表のとおりである。

チェンジングエリア内面は，汚染の除去の容易さの観点から，必要に応じて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。

更に，チェンジングエリア内には，靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

また，チェンジングエリア区画資材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。



第 6 図　チェンジングエリアの外観

第 3 表　チェンジングエリア区画資材の仕様

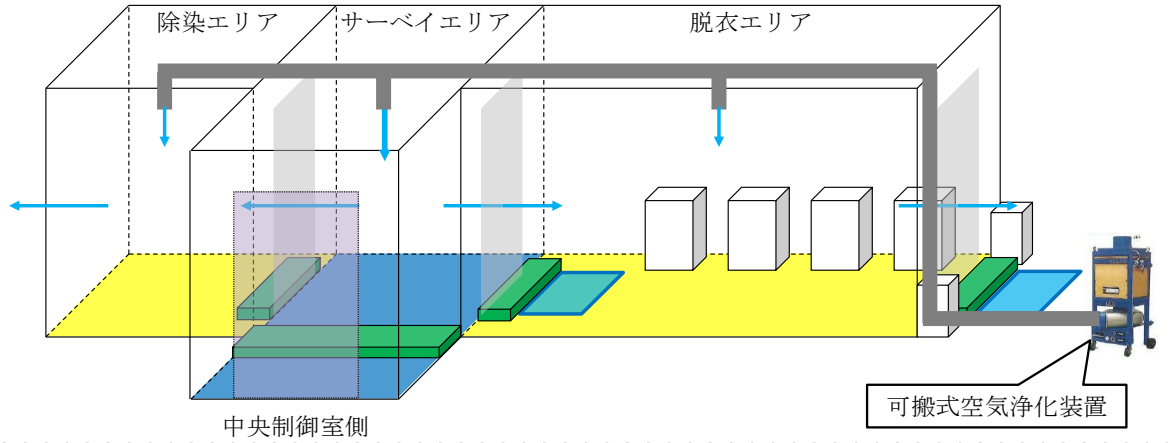
サイズ（設営時）	幅1.5m×奥行3.5m×高さ2.0m程度（脱衣エリア） 幅2.0m×奥行3.0m×高さ2.0m程度（サーベイエリア） 幅1.5m×奥行1.5m×高さ2.0m程度（除染エリア）
サイズ（保管時）	幅1.0m×奥行1.5m×高さ2.0m程度
本体重量	約200kg（総重量）
材質	軽量アルミフレーム，中空ポリカーボネートボード

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タービン建物内に設営し，第 7 図のように，汚染の区分ごとにエリアを区画し，汚染を管理する。

また，更なる被ばく低減のため，可搬式空気浄化装置を 1 台設置する。可搬式空気浄化装置は，放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し，放射性物質の流入を防止する。

第7図のように脱衣エリア及び除染エリアの空気がサーベイエリアへ流入しないよう，可搬式空気浄化装置から各エリアに供給する風量を調整し，チェンジングエリア内に空気の流れをつくることで，中央制御室内に汚染を持ち込まないよう管理する。



第 7 図　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，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を与えないようにする。ただし，中央制御室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，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

第4表のとおり，状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし，サーベイエリアのバックグラウンドに応じて，第4表の管理基準での運用が困難となった場合は，バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第4表　汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準※1	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※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※3	原子力災害対策指針におけるOIL4に準拠
		13,000cpm※4	原子力災害対策指針におけるOIL4【1ヶ月後の値】に準拠

※1：計測器の仕様や構成により係数率が異なる場合は，計測器毎の数値を確認しておく。また，測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

※2：4Bq/cm^{2}相当。

※3：120Bq/cm^{2}相当。バックグラウンドが高い状況下に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち，最低の水準（バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして3倍程度の余裕を見込む水準）として設定(13,000×3≒40,000cpm)。

※4：40Bq/cm^{2}相当（放射性よう素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度)。

(8)　中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室内は，中央制御室換気系により正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は行っているが，第5表のとおりよう素の一部を除去しきれないため，全面マスク等の着用が必要となる。

第5表　中央制御室換気系のフィルタ除去効率

種類	総合除去効率（%）
粒子用高効率フィルタ	99.9（0.3μm粒子※1）
チャコール・フィルタ	95（相対湿度70%以下※2）

※1：日本工業規格 JIS Z 4812-1975「放射性エーロゾル用高性能エアフィルタ HEPA Filters for Radioactive Aerosols」に基づき設定

※2：非常用チャコール・フィルタ・ユニット入口の空気条件に基づき設定

(9)　チェンジングエリア用照明

チェンジングエリア設営場所付近の全照明が消灯した場合に使用するチェンジングエリア用照明は，チェンジングエリアの設営，脱衣，汚染検査，除染時に必要な照度を確保するために第 6 表に示す数量及び仕様とする。

第 6 表　チェンジングエリア用照明

外観図	保管場所	数量	仕様
チェンジングエリア用照明 	中央制御室 前通路	２個 （予備１個）	電源：交流 100V 点灯可能時間：4.5 時間 （蓄電池）

(10)　チェンジングエリアのスペースについて

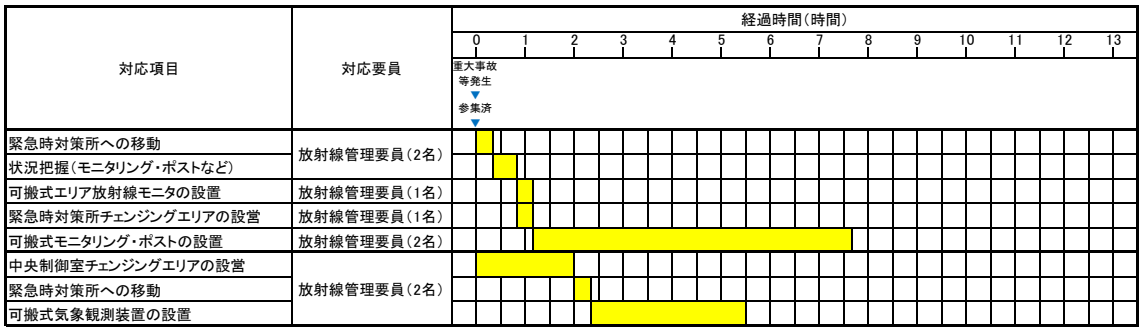
中央制御室における現場作業を行う運転員は，２名１組で２組を想定し，同時に４名の運転員がチェンジングエリア内に収容できる設計とする。チェンジングエリアに同時に４名の要員が来た場合，全ての要員が中央制御室に入りきるまで 16 分（脱衣２分，汚染検査２分×４人）であり，全ての要員が汚染している場合でも除染が完了し中央制御室に入りきるまで 36 分（脱衣２分，汚染検査２分，除染３分，汚染検査２分×４人）であることを確認している。

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物内に設営しており，屋外での待機はなく，不要な被ばくを防止することができる。

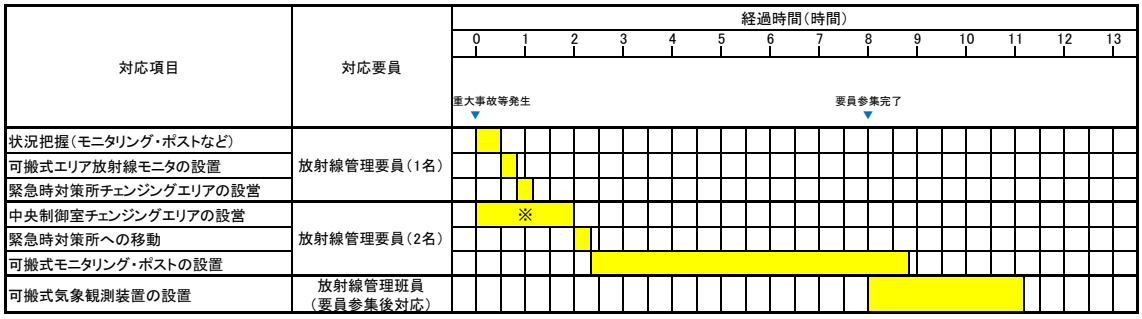
(11)　放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は，中央制御室チェンジングエリアの設営以外に，緊急時対策所の可搬式エリア放射線モニタの設置（20 分以内），可搬式モニタリング・ポストの設置（最大６時間 30 分以内），可搬式気象観測装置の設置（３時間 10 分以内），緊急時対策所チェンジングエリアの設営（20 分以内）を行うことを想定している。これら対応項目の優先順位については，放射線管理班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートの例を示す。

例えば，平日の勤務時間帯に事故が発生した場合（ケース①）には，全ての対応を並行して実施することになる。また，夜間及び休日昼間（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合で，原災法該当事象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，原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班２名で，中央制御室チェンジングエリアの設営を優先し，次に可搬式モニタリング・ポスト等の設置を行うことになる。



第８図　平日の勤務時間帯に事故が発生した場合（ケース①）



※可搬式モニタリング・ポストの設置の前に，放射線管理班長の判断により中央制御室チェンジングエリアの設営を優先する。

第９図　夜間及び休日昼間（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合（ケース②）

(12)　チェンジングエリア設営前の汚染の持ち込み防止について

チェンジングエリアの運用開始までに，事象発生から２時間程度要するため，チェンジングエリアの運用開始までは，下記の対応により中央制御室への過度な汚染の持ち込みを防止する。

- 運転員は，自ら汚染検査を実施し，必要に応じ除染（ウェットティッシュによる拭き取り）を行った上で，中央制御室に入室する。
- 放射線管理班員は，チェンジングエリアの運用開始に必要な脱衣エリア，サーベイエリア及び除染エリアを設営後，運転員の再検査を実施し，必要に応じ除染（ウェットティッシュでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗）を行う。また，中央制御室内の環境測定を行う。
- なお，仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも，中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで，中央制御室の居住性を確保する。

詳細な手順は「(5)　チェンジングエリアの運用」に従う。

中央制御室内に配備する資機材の数量について

(1) 防護具

中央制御室に以下の数量を配備する。

第 1 表　防護具の配備数

品名	保管数※	考え方
汚染防護服	210 着	10 名（１，２号炉運転員９名＋余裕，以下同様）×２交替×７日×1.5（余裕）＝210
靴下	210 足	10 名×２交替×７日×1.5（余裕）＝210
帽子	210 着	10 名×２交替×７日×1.5（余裕）＝210
綿手袋	210 双	10 名×２交替×７日×1.5（余裕）＝210
ゴム手袋	420 双	10 名×２交替×７日×1.5（余裕）×２＝420
ろ過式呼吸用保護具（以下内訳）	90 個	10 名×２交替×３日（除染による再使用を考慮）×1.5（余裕）＝90
電動ファン付き全面マスク	10 個	10 名
全面マスク	80 個	90－10＝80
チャコールフィルタ（以下内訳）	210 個	10 名×２交替×７日×1.5（余裕）＝210
電動ファン付き全面マスク用	70 個	10 名×７日＝70
全面マスク用	140 個	210－70＝140
被水防護服	105 着	10 名×２交替×７日×1.5（余裕）×50%（年間降水日数を考慮）＝105
作業用長靴靴	10 足	10 名
セルフエアーセット	４台	初期対応用３台＋予備１台
酸素呼吸器	３台	インターフェイスシステム LOCA 等対応用２台＋予備１台

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

・放射線防護具類の配備数の妥当性の確認について

【中央制御室】

要員数９名は，運転員（中央制御室）５名と運転員（現場）４名で構成されている。このうち，運転員（中央制御室）は，中央制御室内を正圧化することにより，防護具類を着用する必要がない。ただし，運転員は２交替を考慮し，交替時の１回着用を想定する。また，運転員（現場）は，１回現場に行くことを想定している。

９名×１回×２交替×７日＋４名×１回×２交替×７日
＝182 着＜210 着

上記想定により，重大事故等発生時に，交替等で中央制御室に複数の班がいる場合を考慮しても，初動対応として十分な数量を確保している。
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。

(2)　計測器

中央制御室に以下の数量を配備する。

第2表　計測器（被ばく管理，汚染管理）の配備数

品名		保管数※	考え方
個人線量計	電子式線量計	10 台	10 名（１，２号炉運転員９名＋余裕）
	ガラスバッジ	10 個	10 名（１，２号炉運転員９名＋余裕）
GM汚染サーベイ・メータ		３台	中央制御室内外モニタリング用１台＋チェンジングエリア用１台＋予備１台
電離箱サーベイ・メータ		２台	中央制御室内外モニタリング用１台＋予備１台
可搬式エリア放射線モニタ		３台	中央制御室内用１台＋チェンジングエリア用１台＋予備１台（設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原災法該当事象)）
ダストサンプラ		２台	室内のモニタリング用１台＋予備１台

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

(3)　飲食料等

中央制御室に以下の数量を配備する。

第3表　飲食料等の配備数

品名	保管数※	考え方
飲食料 ・食料 ・飲料水（1.5リットル）	 210食 140本	 ・10名（１，２号炉運転員９名＋余裕，以下同様）×７日×３食 ・10名×７日×２本
簡易トイレ	１式	
安定よう素剤	160錠	10名×８錠（初日２錠＋２日目以降１錠／日×６日）×２交替

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

運転員等の交替要員体制の被ばく評価について

被ばく評価に当たっては，評価期間を事故発生後７日間とし，運転員が交替（４直２交替）するものとして実効線量を評価した。運転員の直交替サイクルを第 1 表に，交替スケジュール例を第２表に示す。

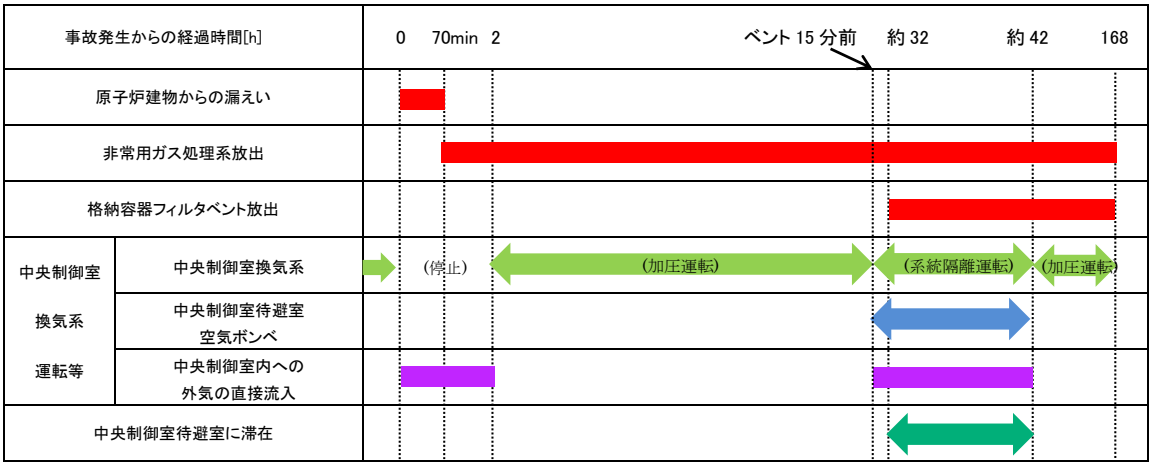
第１表　運転員の勤務形態

	中央制御室の滞在時間
１直	8:00～21:15
２直	21:00～8:15
日勤班	－

第２表　直交替スケジュール例

	１日	２日	３日	４日	５日	６日	７日	入退域回数
Ａ班	１直	１直		２直	２直			７回
Ｂ班		２直	２直				１直	７回
Ｃ班	２直				１直	１直		６回
Ｄ班			１直	１直		２直	２直	８回
Ｅ班								０回

保守的にフィルタベント開始１時間前に直交替を行うこととした。



第１図　中央制御室内での対応のタイムチャート

運転員の被ばく線量は，想定する格納容器破損モードのうち，「中央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」として，「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したシーケンス」を想定した。残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を第 3 表に，格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を第 4 表に示す。なお，評価条件等の詳細は「59-11　原子炉制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」を参照。

第 3 表及び第 4 表より，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第 74 条に記載されている判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。

第3表　各勤務サイクルでの被ばく線量
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約12	約8		約8	約7			約35
B班		約8	約8				約9※3	約25
C班	約8				約8	約7		約23
D班			約8	約8		約7	約4※3	約27

※1　入退域時においてマスク（PF＝50）の着用を考慮

※2　中央制御室内でマスク（PF＝50）の着用を考慮。5時間着用，1時間外すことを繰り返すものとして評価

※3　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直（B班）の被ばく線量に加えて整理。7日目2直（D班）の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

第 4 表　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）（マスクの着用を考慮する場合）

（単位：mSv）

被ばく経路		2 号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.2×10^{-4}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.0×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.9×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.3×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 1.1×10^{1} 約 2.5×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.4×10^{1}
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.2×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.4×10^{-1}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.9×10^{1}
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 3.6×10^{-1}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.0×10^{1}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 35

第5表　各勤務サイクルでの被ばく線量
（格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	約12	約9		約8	約6			約35
B班		約34	約10				約7※3	約51
C班	約8				約7	約6		約22
D班			約13	約9		約5	約4※3	約32

※1　入退域時においてマスク（PF＝50）の着用を考慮

※2　中央制御室内でマスク（PF＝50）の着用を考慮。5時間着用，1時間外すことを繰り返すものとして評価

※3　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量を，7日目1直（B班）の被ばく線量に加えて整理。7日目2直（D班）の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

第６表　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（Ｂ班）の合計）（格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）（マスクの着用を考慮する場合）

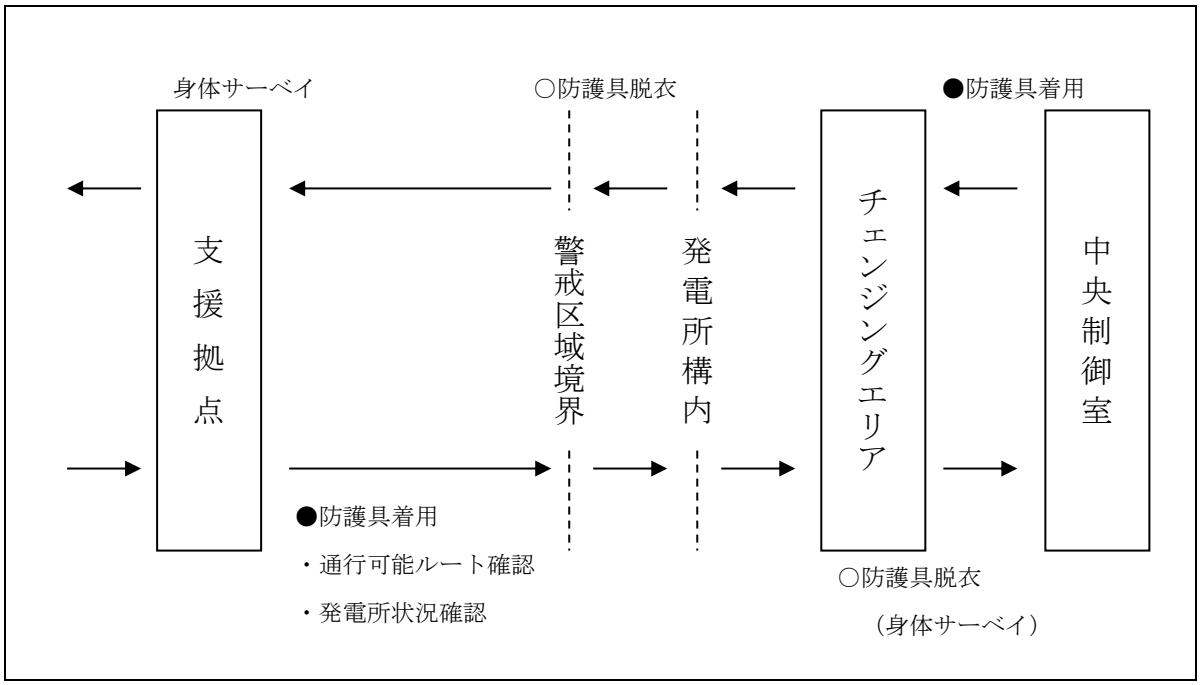
（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.4×10^{-5}
	②放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.0×10^{0}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.6×10^{-1}
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 1.4×10^{0} 約 2.1×10^{1}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.7×10^{1}
入退域時	⑤原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{-1}
	⑥放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.1×10^{-1}
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.3×10^{1}
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.7×10^{-1}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.4×10^{1}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 51

交替要員の放射線防護と移動経路について

運転員等の交替要員は，発電所への入域及び退域の際に放射線防護管理による被ばく線量の低減を行う。以下にその放射線防護措置と移動経路を示す。

①発電所に入域するにあたり，原子力災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）にて発電所内の情報を入手し，必要な防護具を着用する。
②通行できることが確認されたルートを通り，発電所へ入域後，中央制御室入り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，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，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)中央制御室換気系設備の運転手順等	中央制御室給気外側隔離弁	CV264-17
		中央制御室給気内側隔離弁	CV264-18
		中央制御室排気内側隔離弁	AV264-5
		中央制御室排気外側隔離弁	AV264-6
		中央制御室非常用再循環装置入口隔離弁	AV264-7(A/B)
		制御室再循環風量調整ダンパ	AD264-1
		ケーブル処理室排気切替ダンパ	AD264-2
		制御室再循環空気排気切替ダンパ	AD264-3
		中央制御室外気取入調節弁	MV264-1
		中央制御室の圧力を隣接区画より正圧に維持	中央制御室の圧力を隣接区画より+20Pa に維持
		チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの流量を調整	チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの流量を17,500m^3/h に調整
	(2)中央制御室待避室の準備手順	中央制御室空気供給系空気ボンベラック出口止め弁	V-1,V-2,V-3,V-4,V-5
		中央制御室空気供給系1次減圧弁入口弁	V-10(A/B)
		中央制御室空気供給系出口止め弁	V-13
		中央制御室空気供給系流量調節弁	V-12
		中央制御室待避室の圧力を隣接区画より正圧に維持	中央制御室待避室の圧力を隣接区画より+10Pa に維持
	(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	中央制御室給気外側隔離弁	CV264-17
		中央制御室給気内側隔離弁	CV264-18
		中央制御室排気内側隔離弁	AV264-5
		中央制御室排気外側隔離弁	AV264-6
	(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圧力を隣接区画より正圧に維持	中央制御室待避室の圧力を隣接区画より+10Pa に維持
	(11)現場操作のアクセス性	中央制御室給気外側隔離弁	CV264-17
		中央制御室給気内側隔離弁	CV264-18
1.16.2.3 運転員等の被ばくを低減するための手順等	(1)非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順	原子炉建物原子炉棟が負圧であること	R/Bの負圧を-0.063kPa以上に調整

手順のリンク先について

原子炉制御室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.　1.16.2.1(9)その他の手順項目にて考慮する手順

・格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに関する手順

＜リンク先＞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

・常設代替交流電源設備による中央制御室への電源の給電に関する手順

＜リンク先＞1.14.2.1(1) a．ガスタービン発電機によるM／C　C系及びM／C　D系受電

・可搬型代替交流電源設備による中央制御室への電源の給電に関する手順

＜リンク先＞1.14.2.1 (1) c．高圧発電機車によるM／C　C系又はM／C　D系受電

・中央制御室，屋内現場，緊急時対策所等の相互に通信連絡が必要な箇所と通信連絡を行う手順

＜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

2.　1.16.2.3　運転員等の被ばくを低減するための手順等

・常設代替交流電源設備に関する手順

＜リンク先＞1.14.2.1(1) a．ガスタービン発電機によるM／C　C系及びM／C　D系受電

・可搬型代替交流電源設備に関する手順

＜リンク先＞1.14.2.1 (1) c．高圧発電機車によるM／C　C系又はM／C　D系受電

1.17　監視測定等に関する手順等

＜　目　次　＞

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

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

1.17.2.2　風向，風速その他の気象条件の測定の手順等
(1)　気象観測設備による気象観測項目の測定
(2)　可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定

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

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　可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定
添付資料 1.17.6　可搬式モニタリング・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　放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定
添付資料 1.17.10　放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定
添付資料 1.17.11　各種モニタリング設備等
添付資料 1.17.12　発電所敷地外の緊急時モニタリング体制
添付資料 1.17.13　他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）
添付資料 1.17.14　モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策手段
添付資料 1.17.15　気象観測設備
添付資料 1.17.16　可搬式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　可搬式気象観測装置
添付資料 1.17.18　可搬式気象観測装置の気象観測項目について
添付資料 1.17.19　モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機
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（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための設備を整備している。また，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための設備を整備している。ここでは，これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.17.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

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

選定した重大事故等対処設備により，「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく，「設置許可基準規則」第六十条及び「技術基準規則」第七十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

（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と整備する手順についての関係を第 1.17－1 表に整理する。

ａ．放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備

(a)　対応手段

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

放射線量の測定で使用する設備は以下のとおり。

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

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

放射性物質の濃度の測定で使用する設備は以下のとおり。

・放射能観測車
・放射能測定装置
（可搬式ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ，α・β線サーベイ・メータ）
・小型船舶
・Ｇｅ核種分析装置
・GM計数装置
・ＺｎＳシンチレーション計数装置

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

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

また，放射性物質の濃度の測定に使用する設備のうち，放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ及びα・β線サーベイ・メータ）及び小型船舶は，重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.17.1）

以上の重大事故等対処設備により，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる。

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

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

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

b．風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備

(a)　対応手段

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

風向，風速その他の気象条件の測定で使用する設備は以下のとおり。

・気象観測設備
・可搬式気象観測装置
・データ表示装置

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

風向，風速その他の気象条件の測定に使用する設備のうち，可搬式気象観測装置及びデータ表示装置は，重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.17.1）

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる。

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

・気象観測設備

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

c．モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復の対応手段及び設備

(a)　対応手段

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

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

モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復に使用する設備は以下のとおり。

・非常用ディーゼル発電機
・無停電電源装置
・非常用発電機
・常設代替交流電源設備

・代替所内電気設備
・可搬式モニタリング・ポスト
・データ表示装置

(b)　重大事故等対処設備と自主対策設備

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

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

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

（添付資料 1.17.1）

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

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

・無停電電源装置
・非常用発電機

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

ｄ．手順等

上記の「ａ．放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備」，「ｂ．風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備」及び「ｃ．モニタリング・ポストの電源回復又は機能回復の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。（第 1.17－1 表）

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

※２　放射線管理班：緊急時対策要員のうち放射線管理班の班員をいう。

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する。（第 1.17－2 表，第 1.17－3 表）

1.17.2　重大事故等時の手順等

1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

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

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

得られた放射性物質の濃度及び放射線量並びに「1.17.2.2　風向，風速その他の気象条件の測定の手順等」の気象データから放射能放出率を算出し，放出放射能量を求める。

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

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

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

(1)　モニタリング・ポストによる放射線量の測定

モニタリング・ポストは，通常時から放射線量を連続測定しており，重大事故等時に放射線量の測定機能等が喪失していない場合は，継続して放射線量を連続測定し，測定結果は，モニタリング・ポスト局舎内で電磁的に記録し，約２ヶ月分保存する。また，モニタリング・ポストによる放射線量の測定は，自動的な連続測定であるため，手順を要するものではない。

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

(2)　可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

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

また，原子力災害対策特別措置法第十条第一項に該当する事象若しくは原子力災害対策特別措置法第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生した場合，又は，原災法該当事象発生前であっても，放射線管理班員の活動状況や天候，時間帯等を考慮し，先行して実施すると判断した

場合，モニタリング・ポストが設置されていない海側に可搬式モニタリング・ポストを３台配置し，放射線量の測定を行う。さらに，緊急時対策所の正圧化の判断のため，緊急時対策所付近に可搬式モニタリング・ポストを１台配置し，放射線量の測定を行う。

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

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

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

ａ．手順着手の判断基準

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

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

ｂ．操作手順

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

①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員に可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定の開始を指示する。その際，放射線管理班長は，アクセスルート等の被災状況を考慮し，配置位置を決定する。

②放射線管理班員は，構内保管場所に保管してある可搬式モニタリング・ポストを車両等に積載し，配置位置まで運搬・配置し，測定を開始する。緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し，監視を開始する。なお，可搬式モニタリング・ポストを配置する際に，あらかじめ可搬式モニタリング・ポスト本体を養生シートにより養生することで，可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策を行う。

③放射線管理班員は，可搬式モニタリング・ポストの記録装置（電子メモリ）に測定データを記録し，保存する。なお，記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

④放射線管理班員は，使用中に蓄電池の残量が少ない場合，予備の蓄電池と交換する。（蓄電池は連続７日以上使用可能である。なお，10 台の可搬式モニタリング・ポストの蓄電池を交換した場合の想定時間は，作業開始を判断してから移動時間を含めて４時間 50 分以内で可能である。）

ｃ．操作の成立性

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

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

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

(3)　放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

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

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

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

ａ．手順着手の判断基準

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

ｂ．操作手順

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

①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員に放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。

②放射線管理班員は，放射線管理班長の指示した場所に放射能観測車を移動し，ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし，試料を採取する。

③放射線管理班員は，ダスト・よう素モニタによりダスト濃度及びよう素濃度を監視・測定する。
④放射線管理班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

ｃ．操作の成立性

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

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

(4)　放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

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

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等時，放射線管理班長が放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの使用可否，よう素モニタ及びダストモニタの指示値を確認し，放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

ｂ．操作手順

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

①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員に放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定の開始を指示する。
②放射線管理班員は，放射能測定装置（ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ及びGM汚染サーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池と交換する。
③放射線管理班員は，放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ及びGM汚染サーベイ・メータ）を車両等に積載し，放射線管理班長が指示した場所に運搬・移動

し，可搬式ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし，試料を採取する。

④放射線管理班員は，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータによりよう素濃度，GM汚染サーベイ・メータによりダスト濃度を監視・測定する。

⑤放射線管理班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

ｃ．操作の成立性

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

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

(5)　放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

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

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

ａ．放射能測定装置による空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気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合において発電所及びその周辺の空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，放射能測定装置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

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

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

(b)　操作手順

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

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

②放射線管理班員は，放射能測定装置（ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ及びα・β線サーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池と交換する。

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

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

⑤放射線管理班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c)　操作の成立性

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

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

b．放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

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

(a)　手順着手の判断基準

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

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

(b)　操作手順

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

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

②放射線管理班員は，放射能測定装置（ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ及びα・β線サーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は，予備の乾電池と交換する。

③放射線管理班員は，放射能測定装置（ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ及びα・β線サーベイ・メータ）を車両等に積載し，試料採取場所に運搬・移動し，採取用資機材を用いて海水等の試料を採取する。

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

⑤放射線管理班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c)　操作の成立性

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

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

ｃ．放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定

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

(a)　手順着手の判断基準

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

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

(b)　操作手順

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

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

(c)　操作の成立性

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

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

d．海上モニタリング

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

小型船舶の保管場所及び運搬ルートを第1.17－10図に示す。

(a)　手順着手の判断基準

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

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

(b)　操作手順

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

①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員に海上モニタリングの開始を指示する。

②放射線管理班員は，放射能測定装置（ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ，α・β線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）の使用開始前に乾電池の残量を確認し，少ない場合は予備の乾電池と交換する。

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

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

⑤放射線管理班員は，必要に応じて前処理を行い，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータによりガンマ線，GM汚染サーベイ・メータによりベータ線，α・β線サーベイ・メータによりアルファ線及びベータ線を放出する放射性物質の濃度（空気中及び水中）を監視・測定

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

⑥放射線管理班員は，測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c)　操作の成立性

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

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

(6)　モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

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

ａ．手順着手の判断基準

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

ｂ．操作手順

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

①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員にモニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策として，モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を指示する。

②放射線管理班員は，車両等によりモニタリング・ポストに移動し，検出器保護カバーの交換作業を行う。

③放射線管理班員は，モニタリング・ポストの周辺汚染を確認した場合，必要に応じてモニタリング・ポストの局舎壁等の除染，除草，周辺の土壌撤去等により，周辺のバックグラウンドレベルを低減する。

c．操作の成立性

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

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

(7)　可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策

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

a．手順着手の判断基準

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

b．操作手順

可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17－13 図に示す。

①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員に可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策として，可搬式モニタリング・ポストの養生シートの交換を指示する。

②放射線管理班員は，車両等により可搬式モニタリング・ポストに移動し，養生シートの交換作業を行う。

③放射線管理班員は，可搬式モニタリング・ポストの周辺汚染を確認した場合，必要に応じて除草，周辺の土壌撤去等により，周辺のバックグラウンドレベルを低減する。

c．操作の成立性

上記の操作は，放射線管理班員２名にて実施した場合，可搬式モニタリング・ポスト 10 台分の養生シートの交換作業は，作業開始を判断してから４時間以内で可能である。

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

(8)　放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策

事故後の周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドレベルが上昇し，放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合，放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策を行うための手順を整備する。

放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲む等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて，放射性物質の濃度を測定する。

なお，放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲んだ場合でも放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は，バックグラウンドレベルが低い場所に移動して，測定を行う。

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等時，放射線管理班長が放射能測定装置を使用する場所でバックグラウンドレベルの上昇により，放射能測定装置による測定ができなくなるおそれがあると判断した場合。

ｂ．操作手順

放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第 1.17－14 図に示す。

①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員に放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策として，放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する場合は，遮蔽材で囲む等の対策をとるよう指示する。

②放射線管理班員は，遮蔽材で囲む等の対策をとり，放射能測定装置により放射性物質の濃度を測定する。

③放射線管理班員は，②の対策でも測定不能となるおそれがある場合は，バックグラウンドレベルが低い場所に移動して，測定を行う。

ｃ．操作の成立性

上記の操作は，放射線管理班員２名にて実施した場合，遮蔽材で囲む等は，作業開始を判断してから 30 分以内で可能である。

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

(9)　敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては，国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い，資機材，要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。

また，原子力災害が発生した場合に他の原子力事業者との協力体制を構築するため原子力事業者間協力協定を締結し，環境放射線モニタリング等への要員の派遣，資機材の貸与等を受けることが可能である。

1.17.2.2　風向，風速その他の気象条件の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するため，以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等時における気象観測設備及び可搬式気象観測装置による風向，風速その他の気象条件の測定は，連続測定を行う。

(1)　気象観測設備による気象観測項目の測定

気象観測設備は，通常時から風向，風速その他の気象条件を連続測定しており，重大事故等時に測定機能等が喪失していない場合は，継続して気象観測項目を連続測定し，測定結果は記録紙に記録し，保存する。

また，気象観測設備による風向，風速その他の気象条件の測定は，自動的な連続測定であるため，手順を要するものではない。

なお，気象観測設備が機能喪失した場合は，「(2)　可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定」を行う。

(2)　可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定

重大事故等時に気象観測設備が機能喪失した場合，可搬式気象観測装置により発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第1.17－1図に示す。

可搬式気象観測装置による代替測定地点については，測定データの連続性を考慮し，発電所内を代表する気象観測設備の位置に配置することを原則とする。可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所を第1.17－15図に示す。

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

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等時，放射線管理班長が緊急時対策所で気象観測設備の指示値を確認する等，気象観測設備による風向・風速・日射量・放射収支量・雨量のいずれかの測定機能が喪失したと判断した場合。

ｂ．操作手順

可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定についての手順の概要は以下のとおり。このタイムチャートを第1.17－16図に示す。

①放射線管理班長は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班員に可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定の開始を指示する。その際，放射線管理班長は，アクセスルート等の被災状況を考慮し，配置位置を決定する。

②放射線管理班員は，構内保管場所に保管してある可搬式気象観測装置を車両等に積載し，配置位置まで運搬・設置し，測定を開始する。緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し，監視を開始する。

③放射線管理班員は，可搬式気象観測装置の記録装置（電子メモリ）に測定データを記録し，保存する。なお，記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

④放射線管理班員は，使用中に蓄電池の残量が少ない場合は，予備の蓄電池と交換する。（蓄電池は連続 24 時間以上使用可能である。なお，１台の可搬式気象観測装置の蓄電池を交換した場合の想定時間は，作業開始を判断してから移動時間も含めて１時間以内で可能である。）

ｃ．操作の成立性

上記の操作は，放射線管理班員２名にて実施した場合，一連の作業は，作業開始を判断してから３時間 10 分以内で可能である。

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

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

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

全交流動力電源喪失時は，代替交流電源設備によりモニタリング・ポストへ給電する。

モニタリング・ポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機は，全交流動力電源喪失時に自動起動し，約 24 時間の間モニタリング・ポストへ給電することが可能である。常設代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わり，モニタリング・ポストに給電する。

モニタリング・ポストは，電源が喪失した状態で代替交流電源設備から給電した場合，自動的に放射線量の連続測定を開始する。

なお，常設代替交流電源設備からによるモニタリング・ポストへの給電については，「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.17－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	放射線量の測定	モニタリング・ポスト	自主対策設備	－
モニタリング・ポスト （放射線量の測定）	放射線量の代替測定	可搬式モニタリング・ポスト データ表示装置	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定」
－	空気中の放射性物質の濃度の測定	放射能観測車 採取装置：ダスト・よう素サンプラ 測定装置：よう素モニタ ：ダストモニタ	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定」
放射能観測車 （空気中の放射性物質の濃度の測定）	空気中の放射性物質の濃度の代替測定	放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンプラ 測定装置：ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ ：ＧＭ汚染サーベイ・メータ	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」
－	気象観測項目の測定	気象観測設備	自主対策設備	－
気象観測設備 （風向，風速その他の気象条件の測定）	気象観測項目の代替測定	可搬式気象観測装置 データ表示装置	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定」
－	放射線量の測定	可搬式モニタリング・ポスト データ表示装置 放射能測定装置 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	原子力災害対策手順書 「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定」 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」 「海上モニタリング測定」
	放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）の測定	放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンプラ 測定装置：ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ ：ＧＭ汚染サーベイ・メータ ：α・β線サーベイ・メータ	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」
		Ｇｅ核種分析装置 ＧＭ計数装置 ＺｎＳシンチレーション計数装置	自主対策設備	
	海上モニタリング	小型船舶 放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンプラ 測定装置：ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ ：ＧＭ汚染サーベイ・メータ ：α・β線サーベイ・メータ ：電離箱サーベイ・メータ	重大事故等 対処設備	原子力災害対策手順書 「海上モニタリング測定」
	バックグラウンドの低減対策	検出器保護カバー 養生シート 遮蔽材	資機材	原子力災害対策手順書 「モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策」 「可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策」 「放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策」
	モニタリング・ポストの代替電源	非常用ディーゼル発電機	重大事故等 対処設備 （設計基準拡張）	－
		無停電電源装置 非常用発電機	自主対策設備	－
非常用ディーゼル発電機	モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電	常設代替交流電源設備 代替所内電気設備	重大事故等 対処設備	－※1

※1：全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備として使用する。手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.17－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧（１／４）

対応手段			重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	計測範囲（単位）
1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等					
(1) モニタリング・ポストによる放射線量の測定		判断基準	－	－	－
		操作	放射線量	モニタリング・ポスト	$10～10^{8}$(nGy/h)
(2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	モニタリング・ポストの代替測定	判断基準	放射線量	モニタリング・ポスト	$10～10^{8}$(nGy/h)
		操作	放射線量	可搬式モニタリング・ポスト	$10～10^{9}$(nGy/h)
	海側及び緊急時対策所付近での測定	判断基準	－	－	－
		操作	放射線量	可搬式モニタリング・ポスト	$10～10^{9}$(nGy/h)
(3) 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定		判断基準	－	－	－
		操作	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・よう素モニタ ・ダストモニタ	 $0～10^{6}－1$ (count) $0～10^{6}－1$ (count)
(4) 放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定		判断基準	放射性物質の濃度	放射能観測車 ・よう素モニタ ・ダストモニタ	 $0～10^{6}－1$ (count) $0～10^{6}－1$ (count)
		操作	放射性物質の濃度	放射能測定装置 ・ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ ・ＧＭ汚染サーベイ・メータ	$0～30k(s^{-1})$ $0～100k(min^{-1})$

監視計器一覧（２／４）

対応手段			重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	計測範囲（単位）
1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等					
(5) 放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	ａ．放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	10^{-1}～10^{6}(s^{-1}):SCIN 10^{-3}～10^{4}(mSv/h):IC
			放射線量	モニタリング・ポスト	10～10^{8}(nGy/h)
				可搬式モニタリング・ポスト	10～10^{9}(nGy/h)
		操作	放射性物質の濃度	・ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ ・GM汚染サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ	０～30k(s^{-1}) ０～100k(min^{-1}) ０～100k(min^{-1})
	ｂ．放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	液体廃棄物処理系排水モニタ	10^{-1}～10^{6}(s^{-1})
		操作	放射性物質の濃度	・ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ	０～30k(s^{-1}) ０～100k(min^{-1})
	ｃ．放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	判断基準	モニタ値	排気筒モニタ	10^{-1}～10^{6}(s^{-1}):SCIN 10^{-3}～10^{4}(mSv/h):IC
			放射線量	モニタリング・ポスト	10～10^{8}(nGy/h)
				可搬式モニタリング・ポスト	10～10^{9}(nGy/h)
		操作	放射性物質の濃度	・ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ	０～30k(s^{-1}) 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	10^{-1}～10^{6}(s^{-1}):SCIN 10^{-3}～10^{4}(mSv/h):IC
				液体廃棄物処理系排水モニタ	10^{-1}～10^{6}(s^{-1})
			放射線量	モニタリング・ポスト	10～10^{8}(nGy/h)
				可搬式モニタリング・ポスト	10～10^{9}(nGy/h)
		操作	放射線量	電離箱サーベイ・メータ	0.001～300(mSv/h)
			放射性物質の濃度	・ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ ・GM汚染サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ	０～30k(s^{-1}) ０～100k(min^{-1}) ０～100k(min^{-1})

監視計器一覧（３／４）

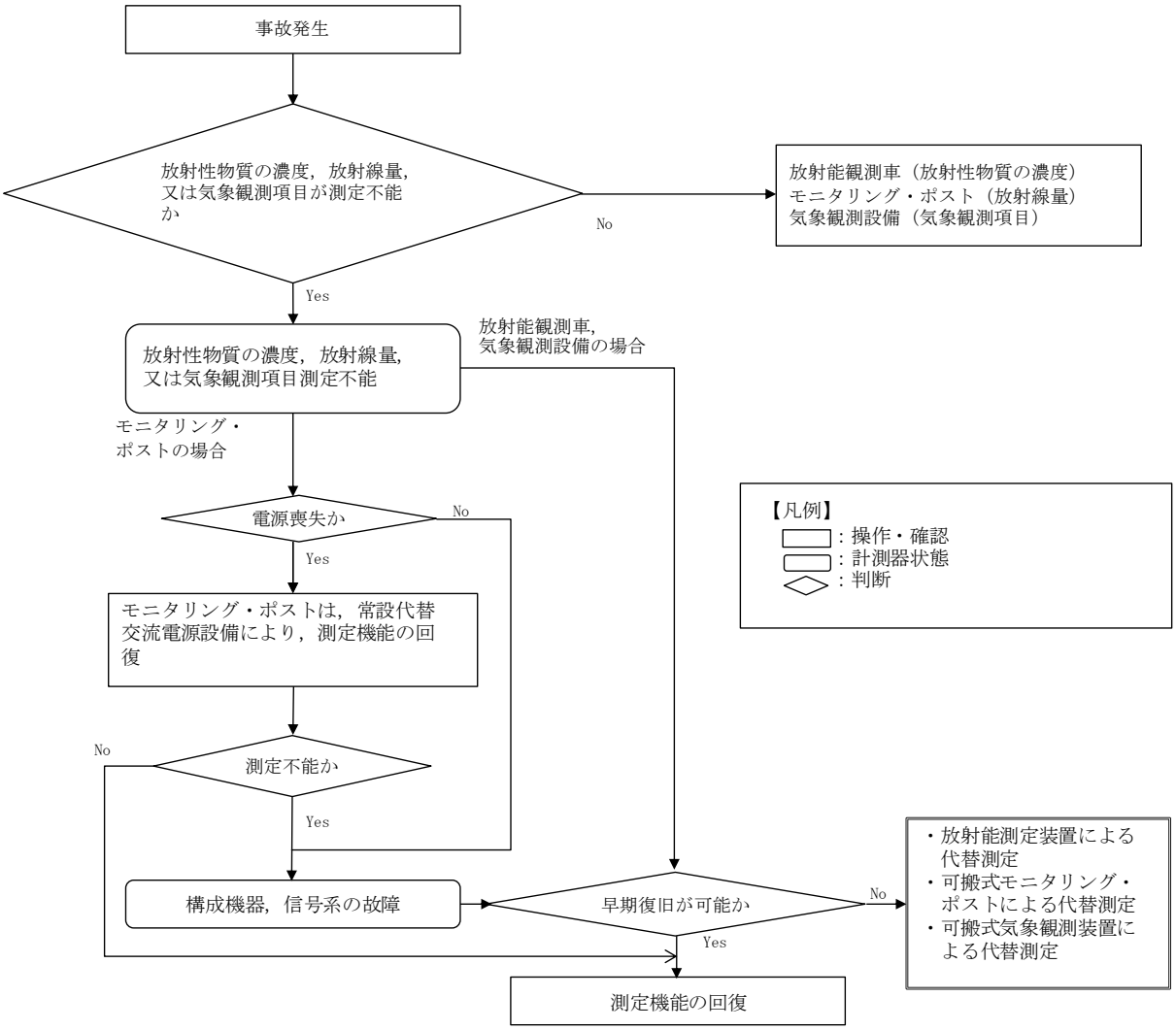
対応手段		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	計測範囲（単位）
1.17.2.1　放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等				
(6) モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	判断基準	放射線量	・モニタリング・ポスト	$10～10^{8}$(nGy/h)
	操作	放射線量	・モニタリング・ポスト	$10～10^{8}$(nGy/h)
(7) 可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	判断基準	放射線量	・可搬式モニタリング・ポスト	$10～10^{9}$(nGy/h)
	操作	放射線量	・可搬式モニタリング・ポスト	$10～10^{9}$(nGy/h)
(8) 放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	判断基準	放射性物質の濃度	・ＮａＩ シンチレーション・サーベイ・メータ ・GM汚染サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ	0～30k(s^{-1}) 0～100k(min-1) 0～100k(min-1)
	操作	放射性物質の濃度	・ＮａＩ シンチレーション・サーベイ・メータ ・GM汚染サーベイ・メータ ・α・β線サーベイ・メータ	0～30k(s^{-1}) 0～100k(min-1) 0～100k(min-1)

監視計器一覧（４／４）

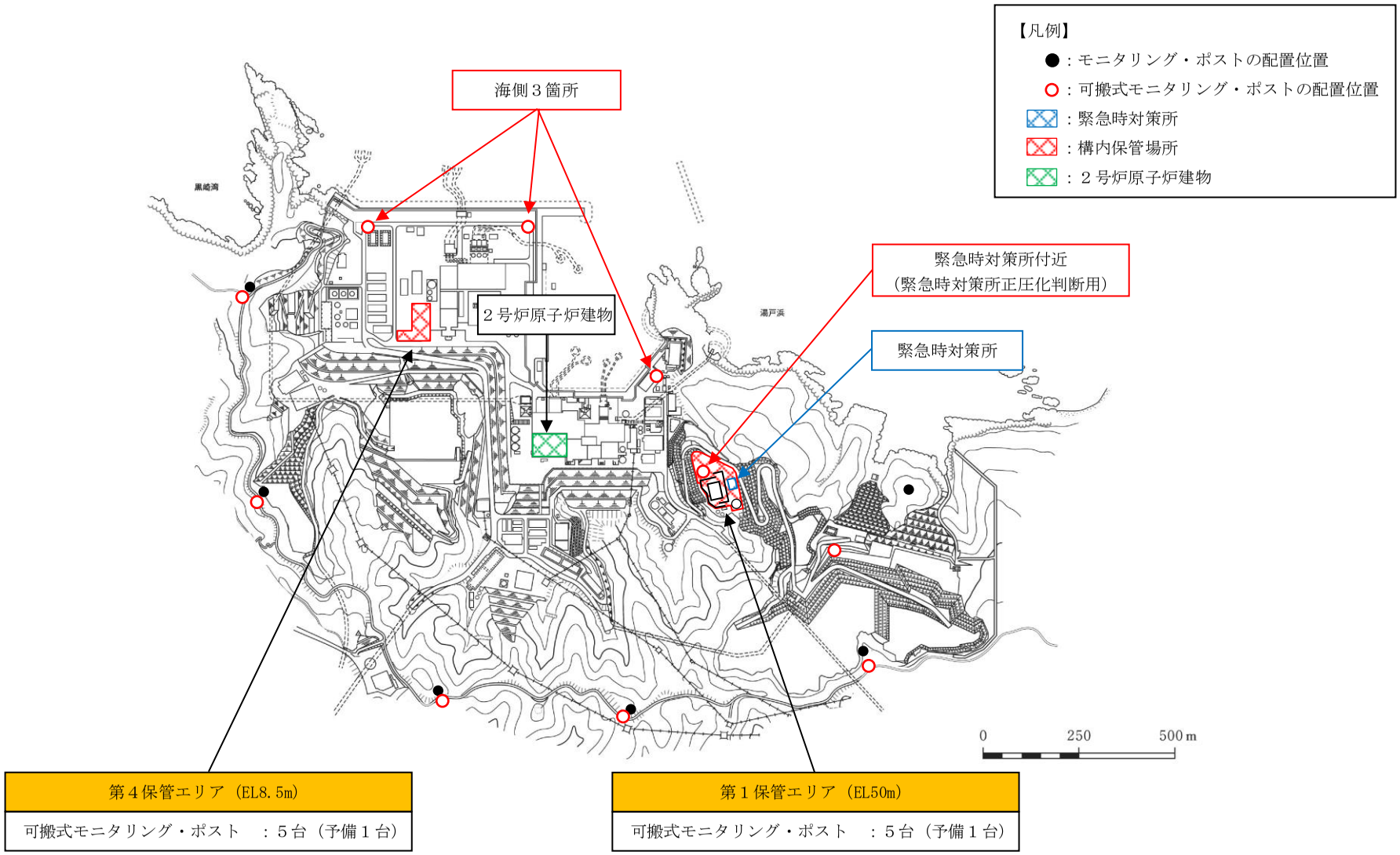
対応手段		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）	計測範囲（単位）
1.17.2.2　風向，風速その他の気象条件の測定の手順等				
(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定	判断基準	－	－	－
	操作	風向，風速 その他の気象条件	気象観測設備 ・風向（地上高） ・風速（地上高） ・日射量 ・放射収支量 ・雨量	16(方位) 0～30(m/s) 0～1.429(kW/m^2) -0.257～0.1(kW/m^2) 0～80(mm)
(2) 可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	判断基準	風向，風速 その他の気象条件	気象観測設備 ・風向（地上高） ・風速（地上高） ・日射量 ・放射収支量 ・雨量	16(方位) 0～30(m/s) 0～1.429(kW/m^2) -0.257～0.1(kW/m^2) 0～80(mm)
	操作	風向，風速 その他の気象条件	可搬式気象観測装置 ・風向（地上高） ・風速（地上高） ・日射量 ・放射収支量 ・雨量	16(方位) 0.4～90(m/s) 0～1.4(kW/m^2) -0.347～1.042(kW/m^2) 0～100(mm)

第 1.17－3 表　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.17】監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポスト	常設代替交流電源設備 C／C　C系 C／C　D系

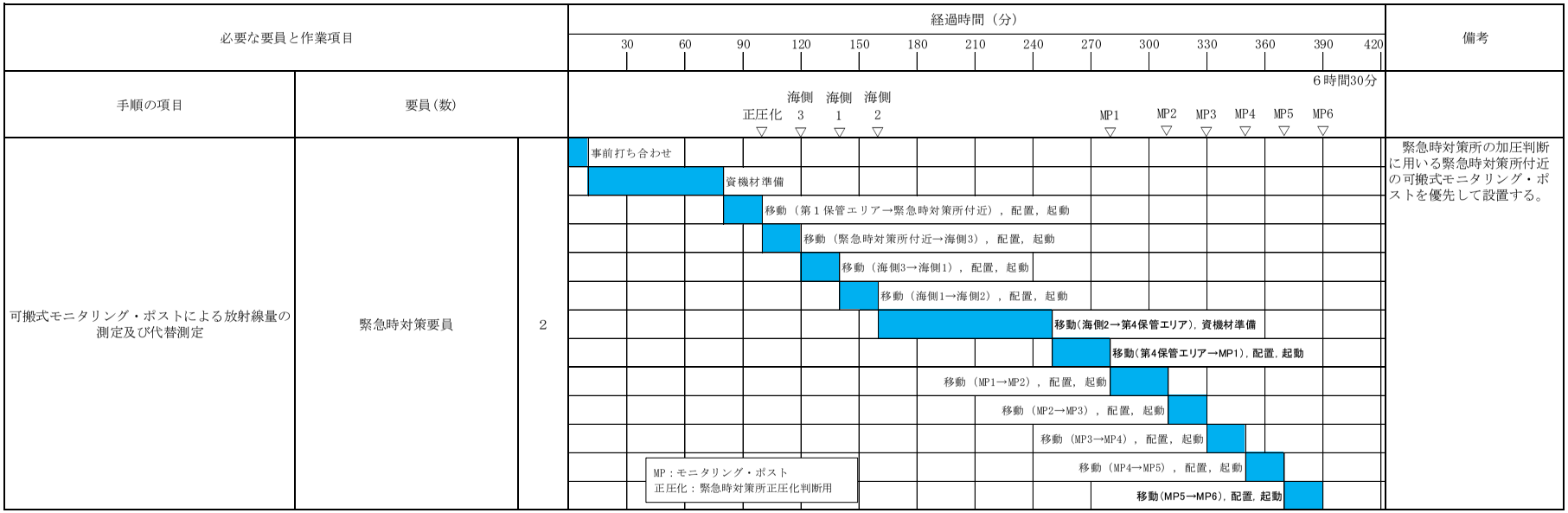


第 1.17－1 図　放射性物質の濃度，放射線量及び気象観測項目の
測定不能時対応手順

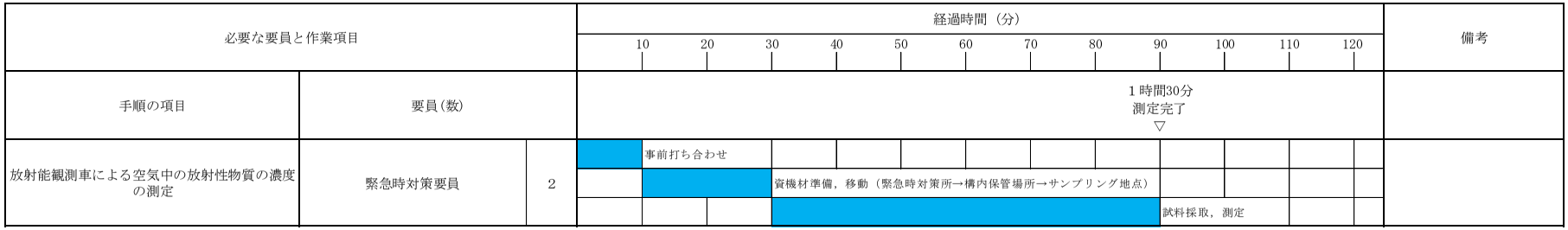


現場の状況により，配置位置を変更する。

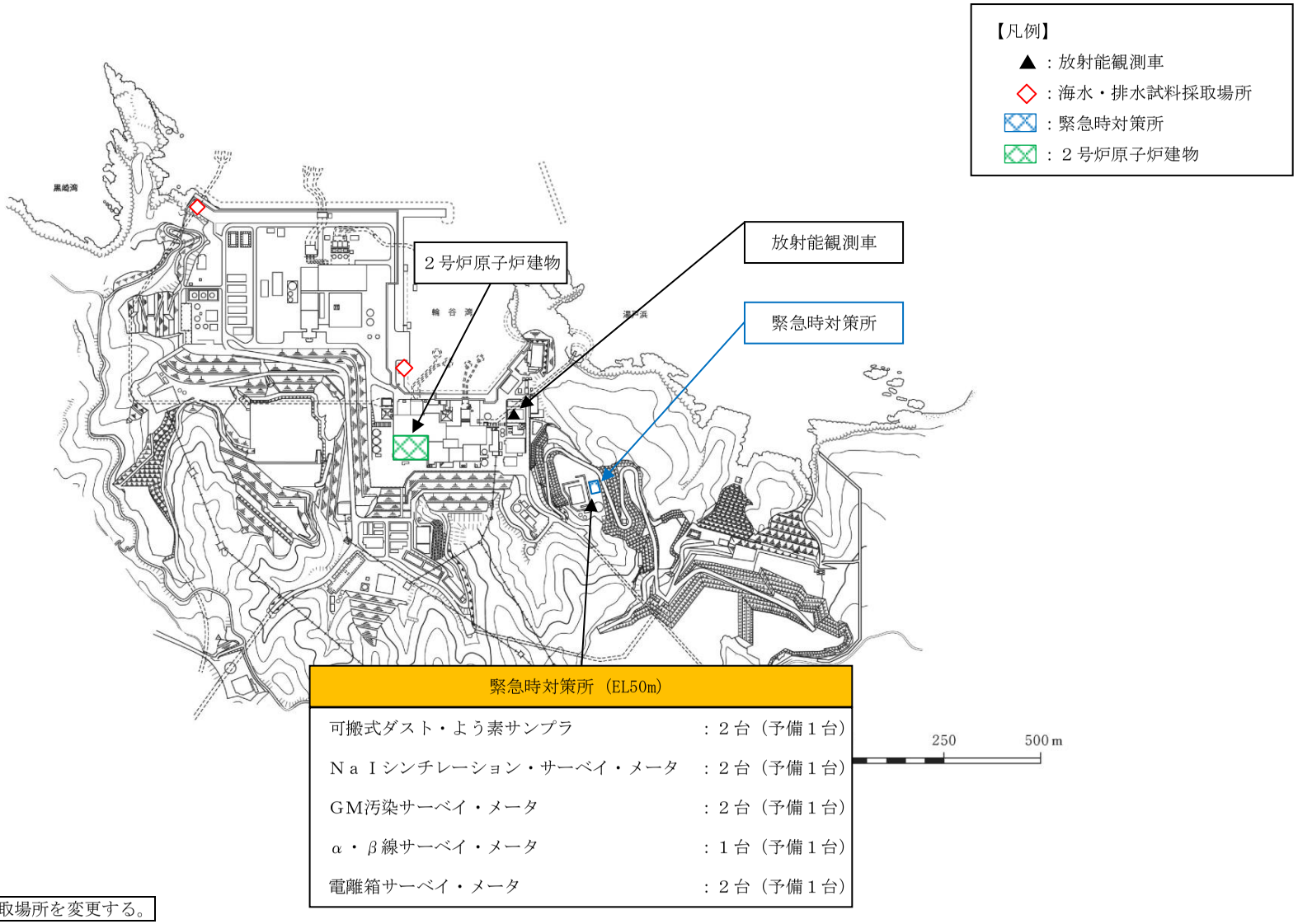
第 1.17－2 図　可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び保管場所



第 1.17－3 図　可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定のタイムチャート

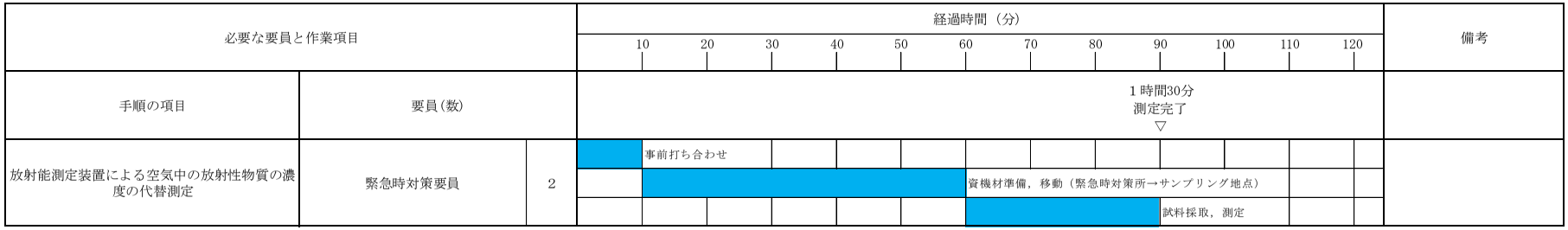


第1.17－4図　放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート



現場の状況により，採取場所を変更する。

第 1.17－5 図　放射能測定装置の保管場所及び海水・排水試料採取場所



第1.17－6図　放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定のタイムチャート

必要な要員と作業項目			経過時間（分） 10　20　30　40　50　60　70　80　90　100　110　120	備考
手順の項目	要員(数)		1時間40分 測定完了 ▽	
放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	事前打ち合わせ 資機材準備，移動（緊急時対策所→サンプリング地点） 試料採取，測定	

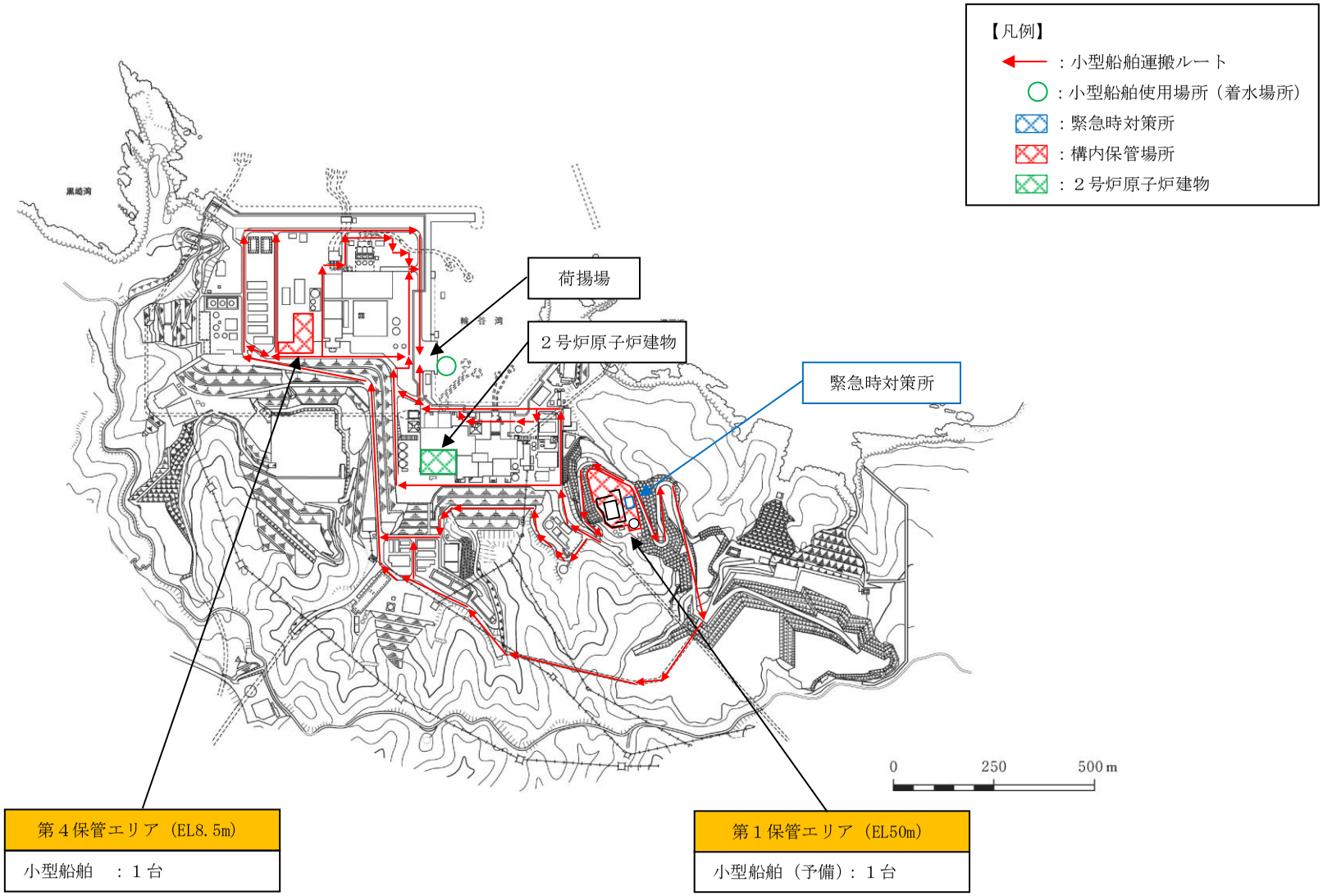
第1.17－7図　放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

必要な要員と作業項目			経過時間（分） 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120	備考
手順の項目	要員(数)		1時間20分 測定完了 ▽	
放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	事前打ち合わせ 資機材準備，移動（緊急時対策所→サンプリング地点） 試料採取，測定	

第1.17－8図　放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート

必要な要員と作業項目			経過時間（分） 10　20　30　40　50　60　70　80　90　100　110　120	備考
手順の項目	要員(数)		1時間30分 測定完了 ▽	
放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	事前打ち合わせ 資機材準備，移動（緊急時対策所→サンプリング地点） 試料採取，測定	

第1.17－9図　放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定のタイムチャート



現場の状況により，小型船舶運搬ルートを変更する。

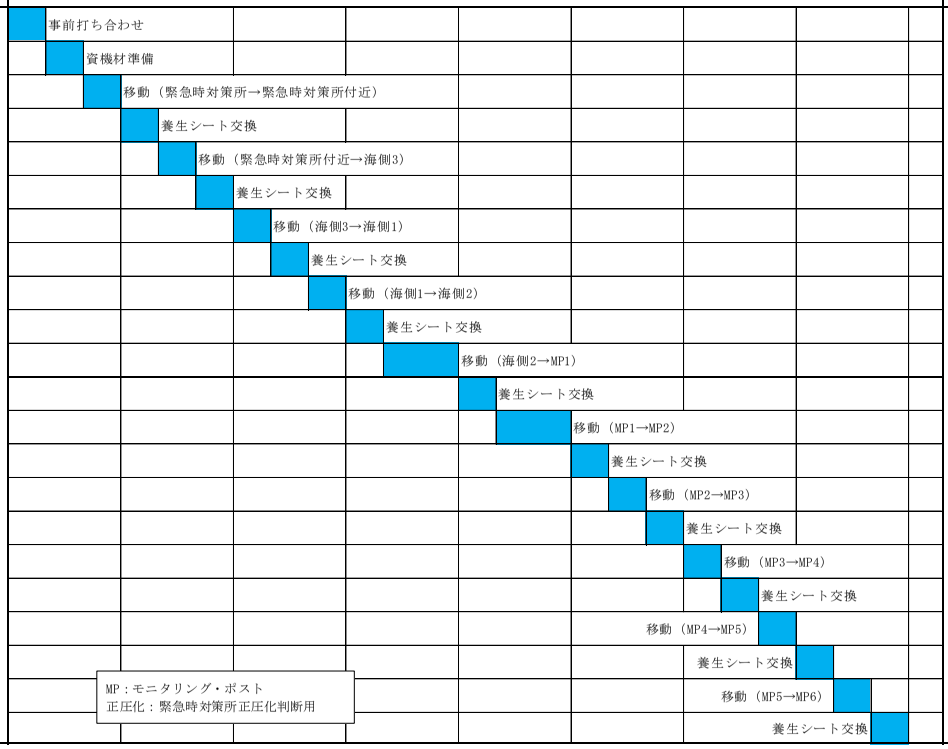
第1.17－10図　小型船舶の保管場所及び運搬ルート

必要な要員と作業項目			経過時間（分） 30　60　90　120　150　180　210　240　270　300　330　360 3時間40分 船舶吊り降ろし完了 ▽ 5時間20分 測定完了 ▽	備考
手順の項目	要員(数)			
海上モニタリング	緊急時対策要員	3	事前打ち合わせ 移動（緊急時対策所→第４保管エリア） 資機材準備（小型船舶及び資機材積載，運搬，吊り降ろし） 移動（モニタリング地点） 試料採取・海上サーベイ 移動（測定場所） 測定	

第1.17－11図　海上モニタリングのタイムチャート

必要な要員と作業項目			経過時間（分）	備考
手順の項目	要員(数)		MP1 ▽ MP2 ▽ MP3 ▽ MP4 ▽ MP5 ▽ 7時間20分 MP6 ▽	
モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	事前打ち合わせ 資機材準備 移動（緊急時対策所→MP1），検出器保護カバー交換 移動（MP1→MP2），検出器保護カバー交換 移動（MP2→MP3），検出器保護カバー交換 移動（MP3→MP4），検出器保護カバー交換 移動（MP4→MP5），検出器保護カバー交換 移動（MP5→MP6），検出器保護カバー交換 MP：モニタリング・ポスト	

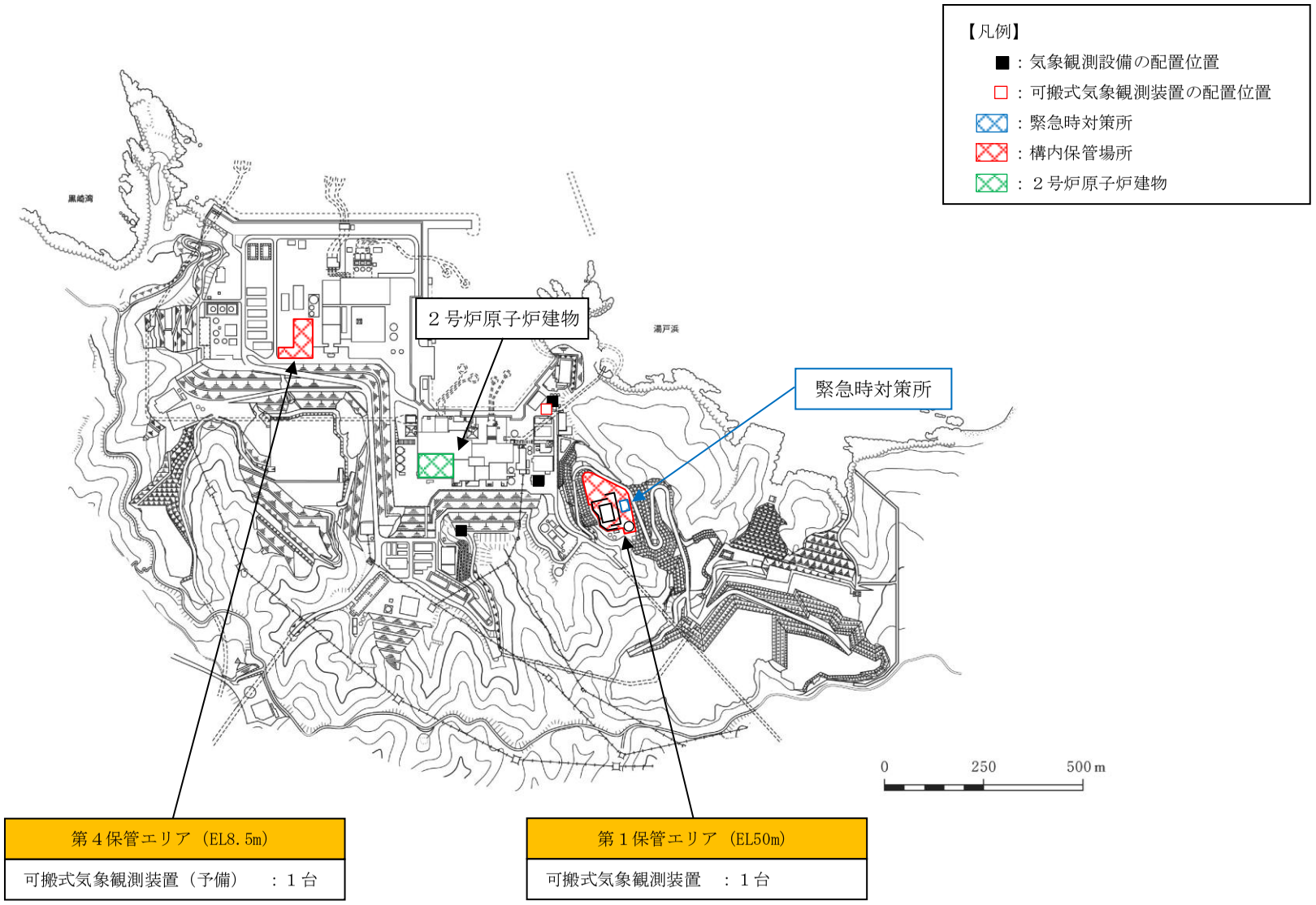
第1.17－12図　モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート

必要な要員と作業項目			経過時間（分）	備考
手順の項目	要員(数)		30 60 90 120 150 180 210 240	
可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2		

第1.17－13図　可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策のタイムチャート

必要な要員と作業項目			経過時間（分） 10　20　30　40	備考
手順の項目	要員(数)		30分 以後，測定可能 ▽	
放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	事前打ち合わせ 遮蔽材等の準備 遮蔽材等の設置	

第1.17－14図　放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策のタイムチャート



現場の状況により，配置位置を変更する。

第 1.17－15 図　可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所

必要な要員と作業項目			経過時間（分） 30　60　90　120　150　180　210　240	備考
手順の項目	要員(数)		３時間10分 以後，測定可能 ▽	
可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策要員	2	事前打ち合わせ 資機材準備，移動（緊急時対策所→第１保管エリア→気象観測設備近傍） 測定（風向，風速，日射量，放射収支量，雨量）	

第1.17－16図　可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定のタイムチャート

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（1.17）	番号	設置許可基準規則（六十条）	技術基準規則（七十五条）	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（２／４）

：重大事故等対処設備　　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
放射線量の代替測定	可搬式モニタリング・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
	データ表示装置	新設							
放射能観測車の代替測定	可搬式ダスト・よう素サンプラ	新設	① ③ ⑦ ⑨ ⑩	空気中の放射性物質の濃度の測定	放射能観測車	可搬	１時間30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	新設							
	ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ	新設							
気象観測項目の代替測定	可搬式気象観測装置	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
	データ表示装置	新設							
放射線量の測定	可搬式モニタリング・ポスト	新設	① ③ ⑦ ⑨	—	—	—	—	—	—
	データ表示装置	新設			—	—	—	—	—
	電離箱サーベイ・メータ	新設							
放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び海上モニタリング	可搬式ダスト・よう素サンプラ	新設	① ③ ⑦ ⑨	放射性物質の濃度の測定	Ｇｅ核種分析装置	可搬	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	新設							
	ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ	新設							
	α・β線サーベイ・メータ	新設			GM計数装置	可搬			
	電離箱サーベイ・メータ	新設			ＺｎＳシンチレーション計数装置	可搬			
	小型船舶	新設							
バックグラウンド低減対策	検出器保護カバー	—	⑥	—	—	—	—	—	—
	養生シート	—							
	遮蔽材	—							
モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電	非常用ディーゼル発電機※１	既設	④ ⑪	モニタリング・ポストの非常用電源	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
	常設代替交流電源設備※１	新設							
	代替所内電気設備※１	新設 既設			非常用発電機	常設			
敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制	—	—	⑤	—	—	—	—	—	設備を必要としない

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（３／４）

技術的能力審査基準(1.17)	適合方針
【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。	重大事故が発生した場合において，可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置等により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を整備する。
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。	重大事故が発生した場合において，可搬式気象観測装置により風向，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を整備する。
【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。	重大事故が発生した場合において，可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置等により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を整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（４／４）

技術的能力審査基準(1.17)	適合方針
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。	モニタリング・ポストは，全交流動力電源喪失時に，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
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。	敷地外でのモニタリングについては，国，地方公共団体及びその他関係機関と連携して策定されるモニタリング計画に従い，モニタリングに係る適切な連携体制を構築する。
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。	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，可搬式モニタリング・ポスト及び放射能測定装置のバックグラウンド低減対策のために必要な手順を整備する。

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

・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６台の稼働状況を確認する。
・可搬式モニタリング・ポストを緊急時対策所付近に１台設置する。
・モニタリング・ポストが機能喪失した場合は，車両等により可搬式モニタリング・ポストをモニタリング・ポスト位置（基本配置位置）に配置し，放射線量の代替測定を行う。
・また，原災法該当事象が発生した場合，又は，原災法該当事象発生前であっても，放射線管理班員の活動状況や天候，時間帯等を考慮し，先行して実施すると判断した場合，海側に可搬式モニタリング・ポスト３台を配置し，放射線量の測定を行う。
・可搬式モニタリング・ポストについては，次のとおり配置を行う。可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置の配置位置を第１図に示す。
① 運搬ルートが健全である場合，車両により運搬し基本配置位置へ配置する。
② 運搬ルートにおいて，車両の通行が困難であるが要員の通行が可能な場合は，人力により運搬し基本配置位置へ配置する。
③ 上記により配置できない場合は，代替測定場所※1へ配置位置を変更する。配置位置の変更にあたっての判断基準は以下のとおり。
・代替測定場所への配置位置変更の判断基準
可搬式モニタリング・ポスト配置位置までの運搬ルートにおいて，地震による道路の寸断，土石流等が発生し，運搬作業の安全が確保できない場合。
ただし，気象庁による防災気象情報（警戒レベル相当情報），発電所構内雨量計による計測値を参考とし配置位置変更を事前に決定する場合もある。
・なお，発電所構内で土石流が発生した場合において，モニタリング・ポストNo.３代替測定用の可搬式モニタリング・ポストは，アクセスルート上に設定している代替測定場所が土石流の影響により配置できないことから，土石流発生時の代替測定場所へ配置する。
・万一，代替測定場所への配置が困難な場合は，検知性等を考慮し，原子炉建物からの方位が変わらない場所へ配置，又は，隣接する可搬式モニタリング・ポストでの兼用による測定を行う。

(2) 放射性物質の濃度

・放射能観測車の使用可否を確認する。
・放射能観測車が使用可能な場合，放射能観測車により発電所構内の空気中の放射性物

質の濃度を測定する。

・放射能観測車が機能喪失した場合，放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ，よう素モニタの代替としてＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ダストモニタの代替としてGM汚染サーベイ・メータ）により，空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。また，排気筒モニタが使用できない場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合，放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ，よう素モニタの代替としてＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ダストモニタの代替としてGM汚染サーベイ・メータ）により，空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。

・液体廃棄物処理系排水モニタが使用できない場合，又は液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合，取水口，放水口等で海水，排水の採取を行い，放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。なお，海水，排水の採取は，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

・プルーム通過後において，気体状の放射性物質が放出された場合，放射能測定装置により土壌中の放射性物質の濃度を測定する。

・プルーム通過後において，気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合，小型船舶及び放射能測定装置による周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度の測定を行う。なお，海上モニタリングは，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

・放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については，放出状況，風向，風速等を考慮し，選定する。

(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，車両等により可搬式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。

・可搬式気象観測装置については，次のとおり配置を行う。可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置の配置位置を第１図に示す。

① 発電所内で降雨が確認されておらず，運搬ルートが健全である場合は，車両により運搬し基本配置位置へ配置する。

② 上記により配置できない場合は，代替測定場所※2へ配置位置を変更する。配置位置の変更にあたっての判断基準は以下のとおり。

・代替測定場所への配置位置変更の判断基準

可搬式気象観測装置配置位置までの運搬ルートにおいて，地震による道路の寸断，土石流等が発生し，運搬作業の安全が確保できない場合。

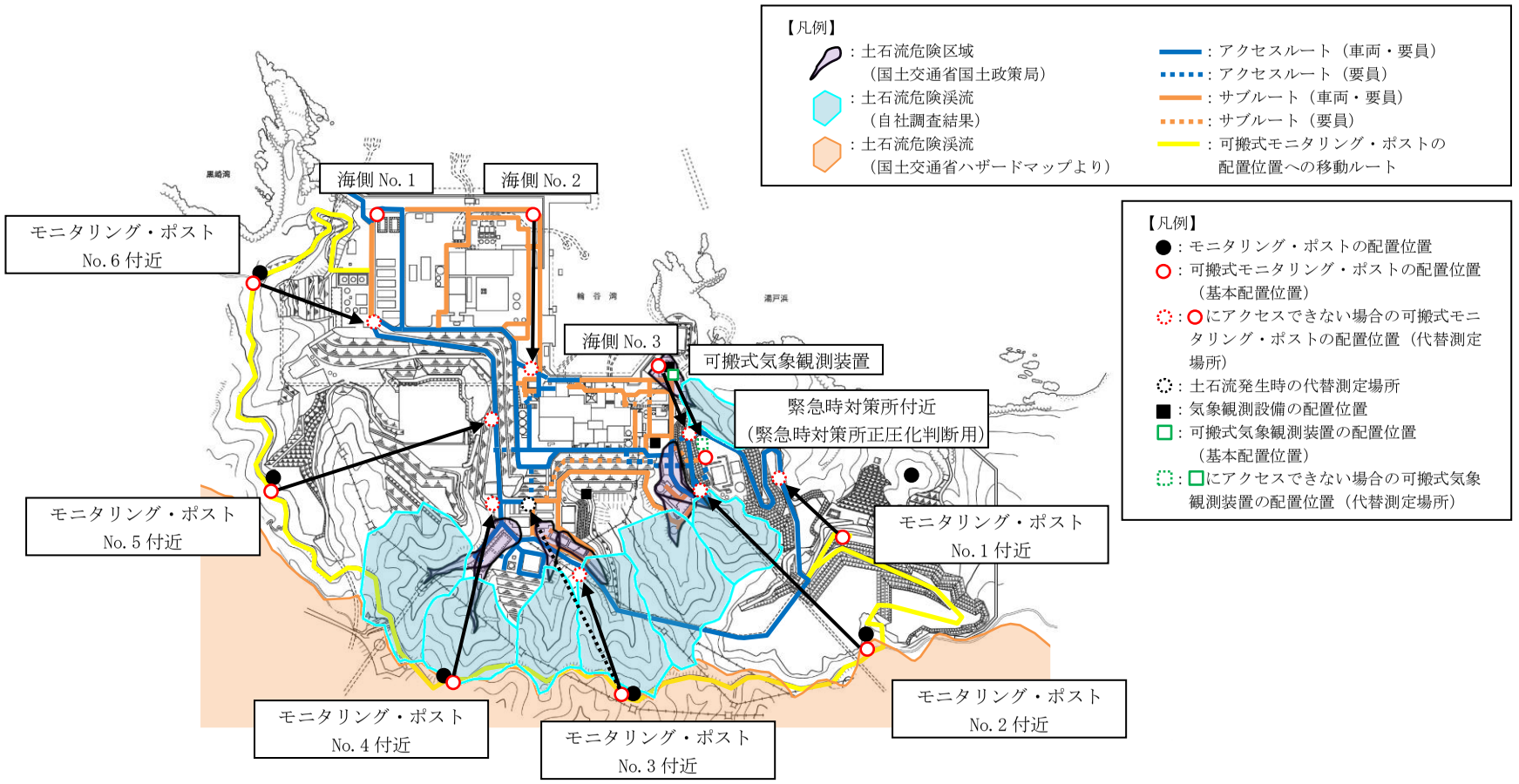
ただし，気象庁による防災気象情報（警戒レベル相当情報），発電所構内雨量計による計測値を参考とし配置位置変更を事前に決定する場合もある。

・なお，万一，代替測定場所への配置が困難な場合は，気象観測の連続性を考慮し，観測環境が変わらない場所に配置する。

※１：緊急時対策所付近（緊急時対策所加圧判断用）及び海側 No.1 は，基本配置位置がアクセスルート上であるため，代替測定場所を設定していない。

※２：「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める場所として，人工芝を敷設することによって露場を確保したうえで，近くに建造物，樹木等のない平坦な場所として第１保管エリア付近を選定している。

また，露場面積は「気象観測ガイドブック」（気象庁）に定める 30m^{2}以上を確保する。なお，気象観測装置の設置箇所に人工芝を使用しても観測には影響のないことが気象庁にて確認されている。



現場の状況により配置位置を変更する。

第１図　可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置の配置位置

(4)　緊急時モニタリングの実施手順及び体制

<table>
<tr><th>手順</th><th colspan="2">具体的実施事項</th><th>開始時期の考え方</th><th>対応要員
（必要想定人員）</th></tr>
<tr><td rowspan="2">可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定</td><td rowspan="2">可搬式モニタング・ポストの配置</td><td>【代替測定】
モニタング・ポスト位置に配置</td><td>モニタリング・ポストが使用できない場合</td><td rowspan="4">２名</td></tr>
<tr><td>【測定】
海側及び緊急時対策所付近に配置</td><td>原災法該当事象※発生と判断した場合
又は，原災法該当事象発生前であっても，放射線管理班員の活動状況や天候，時間帯等を考慮し，先行して実施すると判断した場合</td></tr>
<tr><td rowspan="2">放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定及び代替測定</td><td colspan="2" rowspan="2">空気中の放射性物質の濃度の測定</td><td>【代替測定】
放射能観測車が使用できない場合</td></tr>
<tr><td>【測定】
排気筒モニタが使用できない場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合</td></tr>
<tr><td>可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定</td><td colspan="2">可搬式気象観測装置の配置</td><td>気象観測設備が使用できない場合</td></tr>
<tr><td>放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定</td><td colspan="2">海水，排水中の放射性物質の濃度の測定</td><td>液体廃棄物処理系排水モニタが使用できない場合，又は液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合</td><td rowspan="2">２名</td></tr>
<tr><td>放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定</td><td colspan="2">土壌中の放射性物質の濃度の測定</td><td>気体状の放射性物質が放出された場合（プルーム通過後）</td></tr>
<tr><td>海上モニタリング</td><td colspan="2">海上における放射線量及び放射性物質の濃度の測定</td><td>気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合（プルーム通過後）</td><td>３名</td></tr>
</table>

※　原災法該当事象とは，「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」の第七条第一号の表中におけるイの施設に該当する事象。

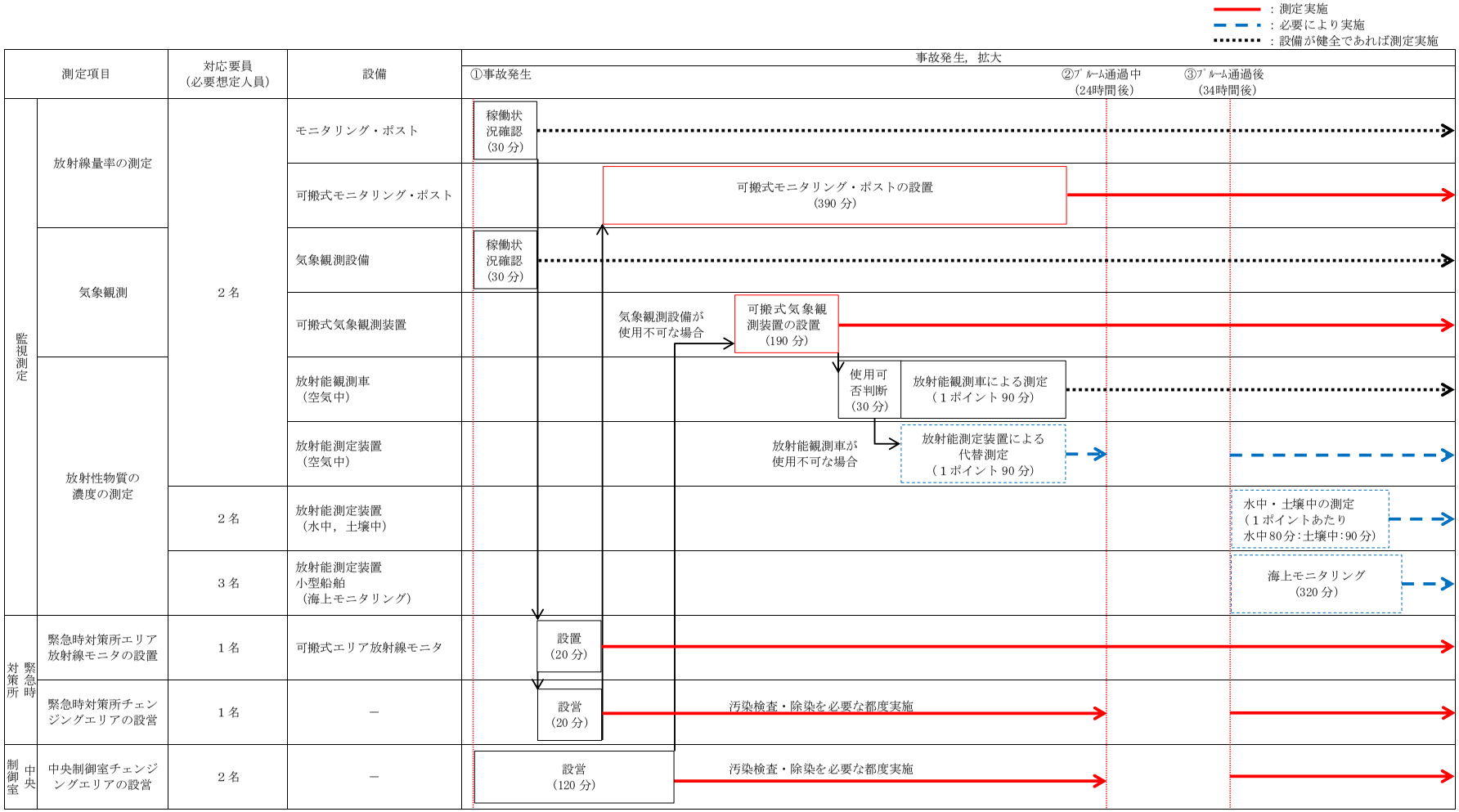
（要員数については，今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。）

緊急時モニタリングに関する要員の動き

緊急時モニタリングを行う放射線管理班員は，監視測定に係る手順等に示される各作業の他にも緊急時対策所エリア放射線モニタの設置，緊急時対策所及び中央制御室チェンジングエリアの設営を行う。これら対応項目の優先順位については，放射線管理班長が状況に応じ判断するが，以下の考え方に基づき優先度を判断する。

○緊急時対策所の居住性を確保するため，加圧判断に用いる緊急時対策所可搬式エリア放射線モニタ及び緊急時対策所付近に設置する可搬式モニタリング・ポストの設置を最優先に行う。
○緊急時対策所及び中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，チェンジングエリアの設営を行う。
○緊急時対策所の加圧判断の参考に用いる緊急時対策所付近へ設置した可搬式モニタリング・ポスト以外の可搬式モニタリング・ポストの設置を行う。
○気象観測設備が機能喪失した際に代替できるよう可搬式気象観測装置を気象観測設備近傍に配置する。
○発電所から放出された放射性物質の状況を把握するため，構内の環境モニタリング（空気中，水中，土壌中の放射性物質の濃度測定）を行う。

事故発生からプルーム通過後までの動きの例を第１図に示す。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。



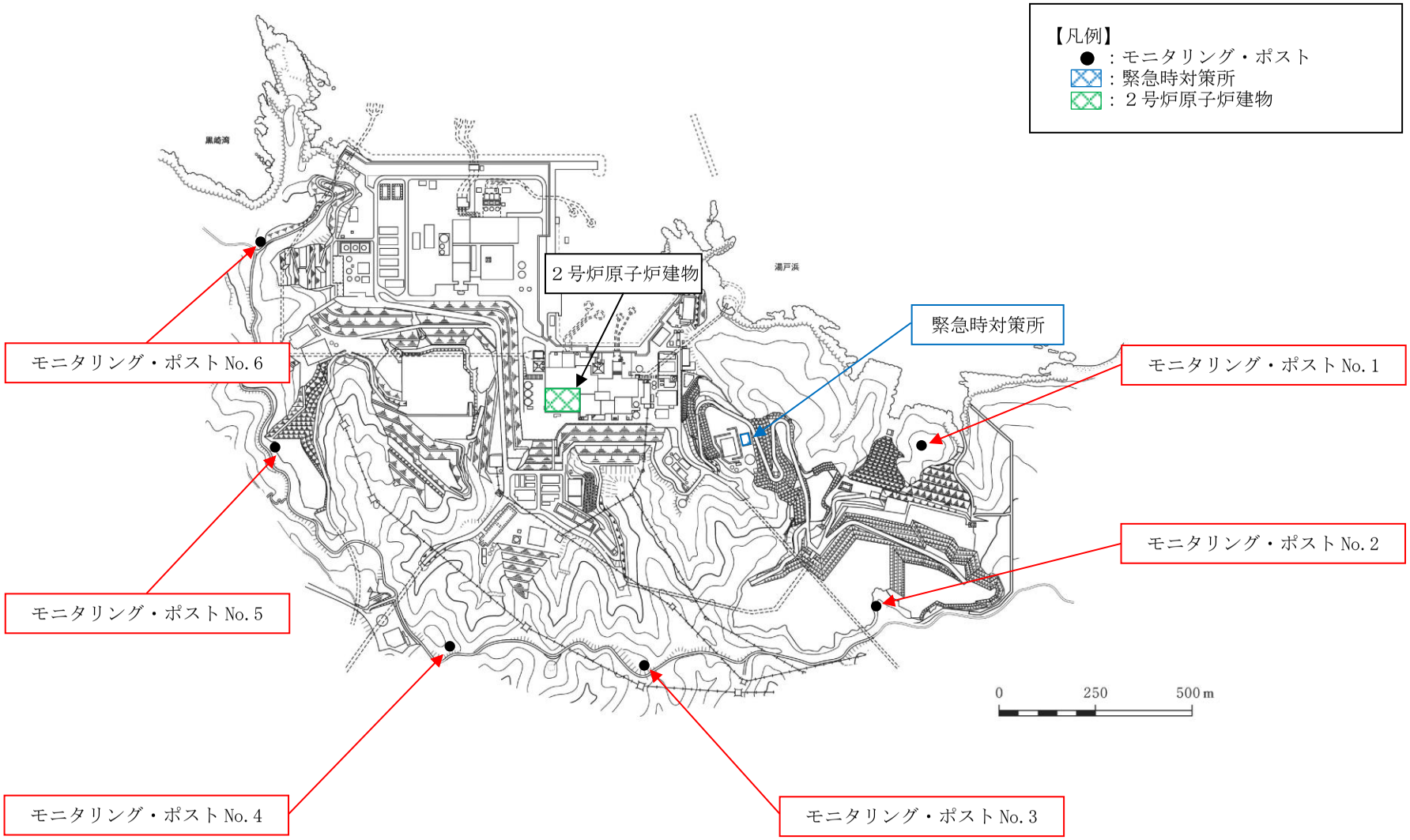
第１図　事故発生からプルーム通過後までの要員の動きの例

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６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。

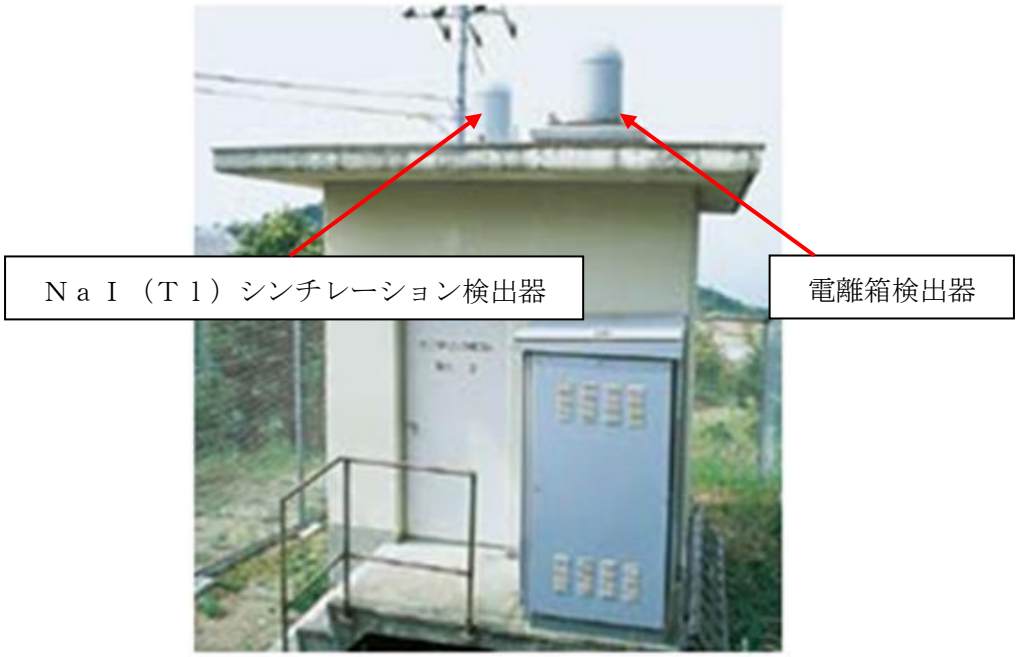
なお，モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。モニタリング・ポストの配置図を第１図，計測範囲等を第１表に示す。



第１図　モニタリング・ポストの配置図

第１表　モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	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	10～10^5nGy/h	10～10^5nGy/h	各１台	周辺監視区域境界付近（６箇所）
	電離箱	10～10^8nGy/h	10～10^8nGy/h	各１台	



（モニタリング・ポストの写真）

可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

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，可搬式モニタリング・ポストを６台配置する。可搬式モニタリング・ポストの外形図を第１図に示す。

○また，海側に可搬式モニタリング・ポストを３台配置し，放射線量の監視に万全を期す。

○さらに，緊急時対策所の正圧化判断のため，緊急時対策所付近に１台配置し，放射線量の監視に万全を期す。

○第１保管エリア EL50m 及び第４保管エリア EL8.5m に保管している可搬式モニタリング・ポストを配置位置に運搬・配置し，測定を開始する。可搬式モニタリング・ポストの運搬（例）を第２図に示す。

○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・想定操作時間

○必要要員数：２名

○操作時間：配置位置での操作開始から測定開始までは 10 分以内／台

○想定時間：測定及び代替測定を連続して実施した場合は６時間 30 分以内

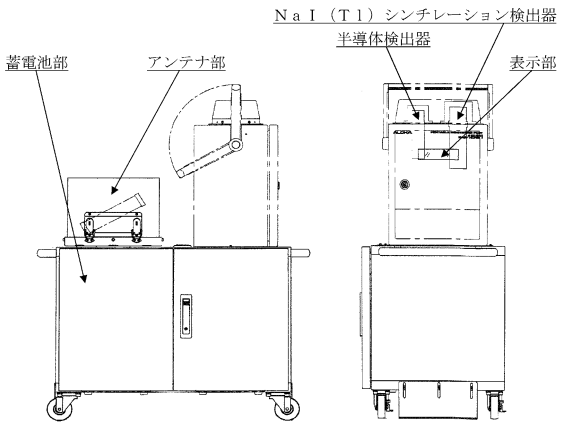
：それぞれ実施した場合は以下のとおり

・モニタリング・ポストの代替用（６台）の配置は３時間 50 分以内

・海側３箇所への配置は２時間以内

・正圧化判断用１箇所の配置は１時間以内

※想定時間は，可搬式モニタリング・ポストの運搬時間を含む。



第１図　可搬式モニタリング・ポストの外形図







①可搬式モニタリング・ポストの運搬　　②可搬式モニタリング・ポストの配置

第２図　可搬式モニタリング・ポストの運搬（例）

【配置方法等】

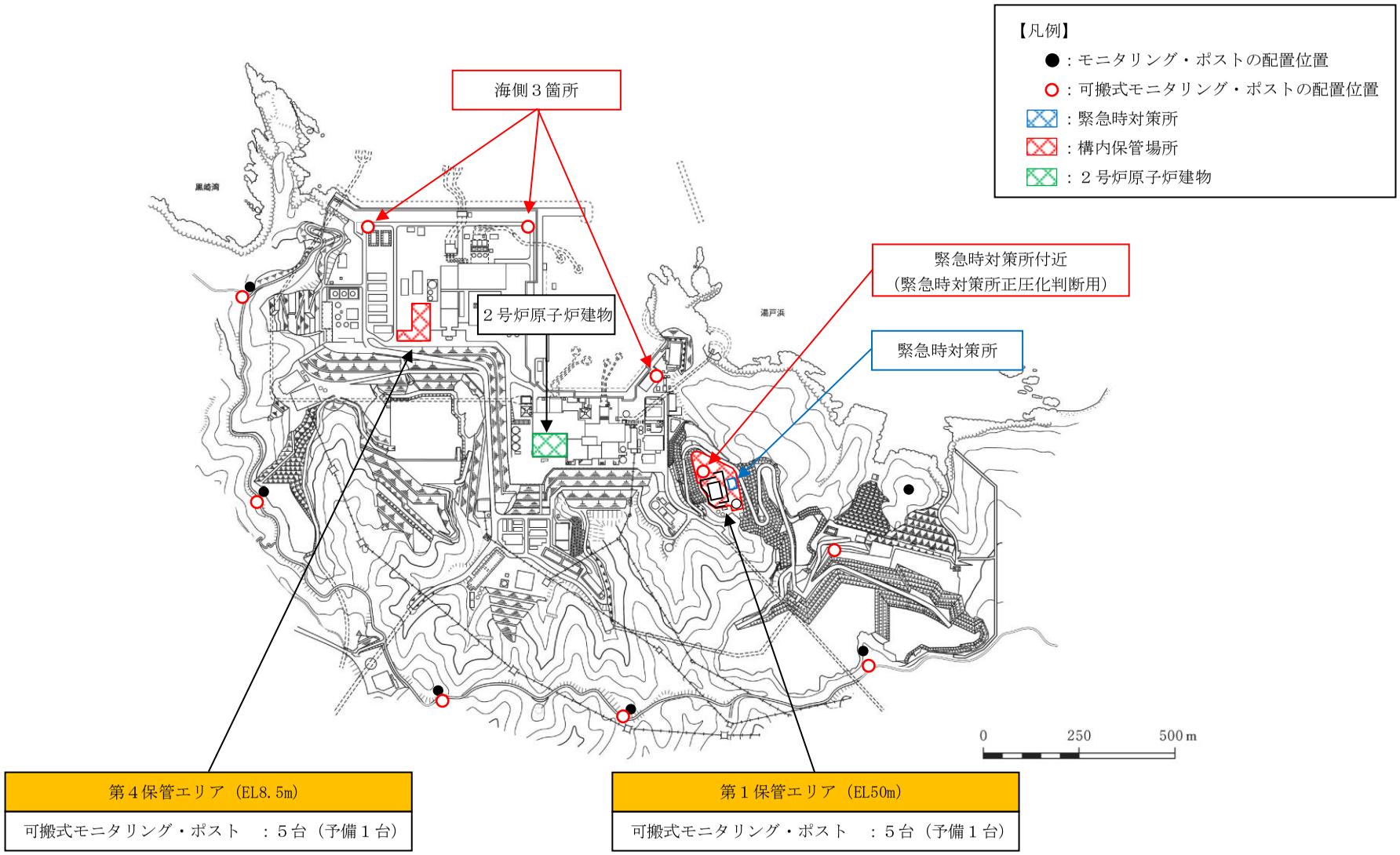
・可搬式モニタリング・ポスト本体を組み立てる。
・衛星電話のアンテナを南向きに設定する。
・可搬式モニタリング・ポスト本体，蓄電池部，衛星電話アンテナ部をケーブルにて接続する。

可搬式モニタリング・ポスト

重大事故等時，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可搬式モニタリング・ポストをモニタリング・ポスト設置位置に６台配置する。また，原災法該当事象が発生した場合，又は，原災法該当事象発生前であっても，放射線管理班員の活動状況や天候，時間帯等を考慮し，先行して実施すると判断した場合，可搬式モニタリング・ポストをモニタリング・ポストが設置されていない海側に３台，緊急時対策所の正圧化が判断できるよう緊急時対策所付近に１台配置する。

可搬式モニタリング・ポストは，上記に加え，故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用２台を含めた合計 12 台を保管する。可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び保管場所を第１図に示す。

可搬式モニタリング・ポストの電源は，蓄電池により７日間以上連続で稼働できる設計としており，蓄電池を交換することにより継続して計測できる。また，測定したデータは，可搬式モニタリング・ポストの電子メモリに記録するとともに，衛星系回線により緊急時対策所に伝送することができる設計とする。可搬式モニタリング・ポストの計測範囲等を第１表，仕様を第２表，伝送概略図を第２図に示す。



現場の状況により，配置位置を変更する。

第１図　可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び保管場所

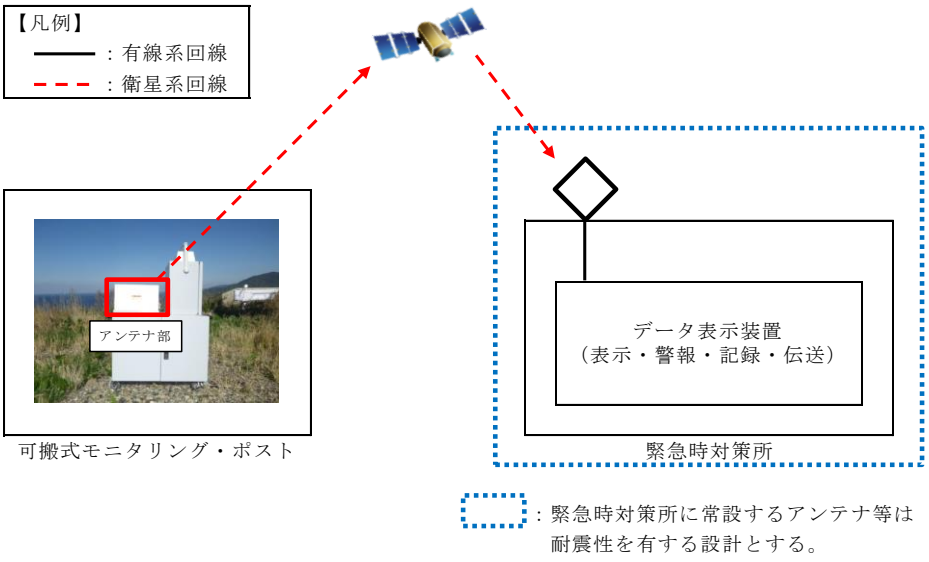
第１表　可搬式モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数
可搬式モニタリング・ポスト	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション 半導体	$10 \sim 10^{9}$ nGy/h※	計測範囲内で可変	10 台 （予備２台）

※　「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。

第２表　可搬式モニタリング・ポストの仕様

項目	内容
電源	蓄電池（４個）により７日以上供給可能。 ７日後からは，予備の蓄電池（４個）と交換することにより継続して計測可能。蓄電池は１個あたり約６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	衛星系回線により，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 800(W)×約 500(D)×約 1000(H)mm 蓄電池：約 210(W)×約 180(D)×約 175(H)mm
重量	合　計：約 60kg 本　体：約 40kg 蓄電池：約 20kg（約５kg／個×４個）



第２図　可搬式モニタリング・ポストの伝送概略図

放射能放出率の算出

1. 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，可搬式モニタリング・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

$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E$ (GBq/h)

Q	：実際の条件下での放射性希ガス放出率（GBq/h）
4	：安全係数
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）
U	：平均風速（m/s）
D_0	：空気カーマ率分布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
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

$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0$ (GBq/h)

Q	：実際の条件下での放射性よう素放出率（GBq/h）
4	：安全係数
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（Bq/m^3）
U	：平均風速（m/s）
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より読み取った地表面における大気中放射性よう素濃度（Bq/m^3）（at 放出率：１GBq/h，風速：１m/s）※2

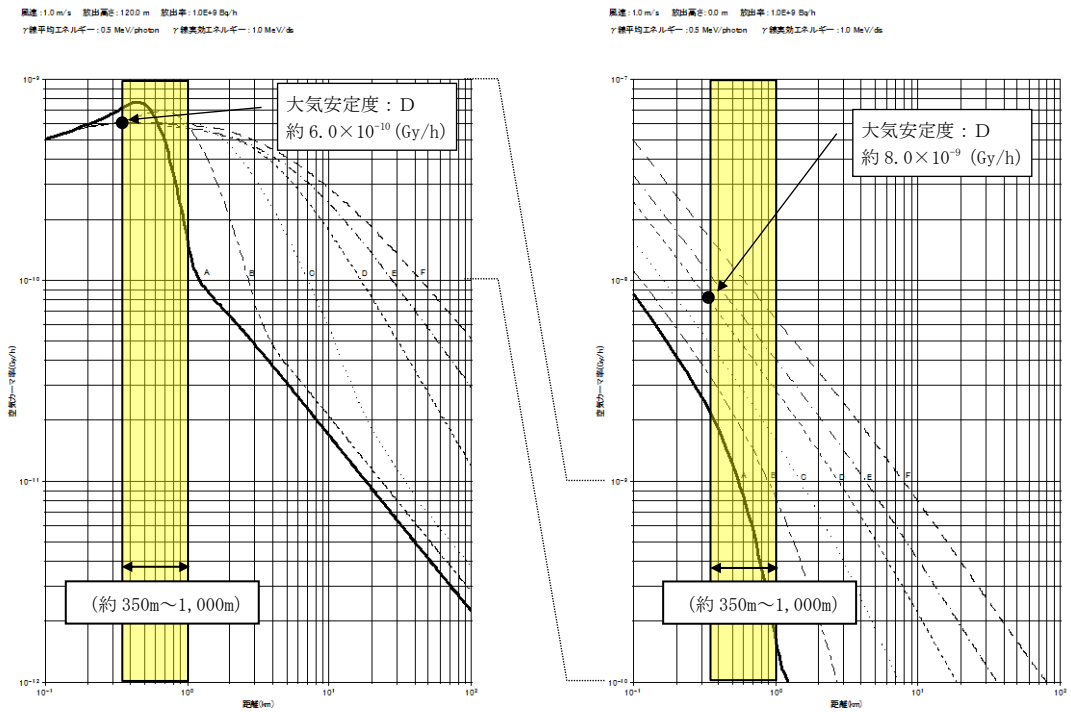
※１：モニタリングで得られたデータを使用

※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-Date／Code2004-010）

(2)　高い位置から放出された場合の測定について

可搬式モニタリング・ポストは，地表面に配置するため，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式モニタリング・ポストで十分に測定が可能である。

【放出高さ 120m の場合】　　【放出高さ０m の場合】



・排気筒高さ　地上高　120m
・敷地グランドレベル　EL8.5m
・可搬式モニタリング・ポスト配置位置
　（原子炉建物から約 350m～1,000m 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-Date／Code 2004-010)

第１図　各大気安定度における地表面での放射性雲からのガンマ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「1.0m/s」，大気安定度は「D」とする。）

放射性希ガス放出率＝４×D×U／D_0／E

＝４×（５×10^4）×1.0／（6.0×10^{-4}）／0.5

＝6.7×10^8GBq/h

（6.7×10^{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（5×10^4 μGy/h）　１Sv＝１Gy とした
U	：放出地上高さにおける平均風速（m/s） ⇒1.0m/s
D_0	：6.0×10^{-4} μSv/h　（放出高さ 120m，距離 350m）
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，可搬式ダスト・よう素サンプラにより採取し，放射能測定装置により測定したデータから算出する。

2.　可搬式モニタリング・ポストの配置位置におけるプルームの検知性について

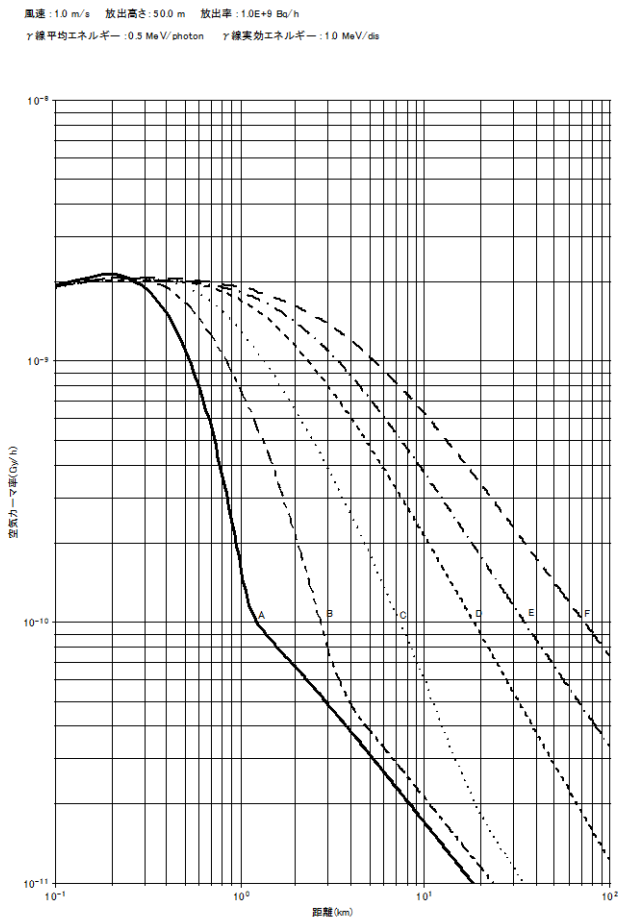
(1)　環境放射線モニタリング指針に基づく評価

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式モニタリング・ポストの配置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，第１表の条件において，放出高さ及び大気安定度が該当する空気カーマ率分布図（第２図，第３図）を用いて，配置する可搬式モニタリング・ポストの検知性を評価した。

第１表　評価条件

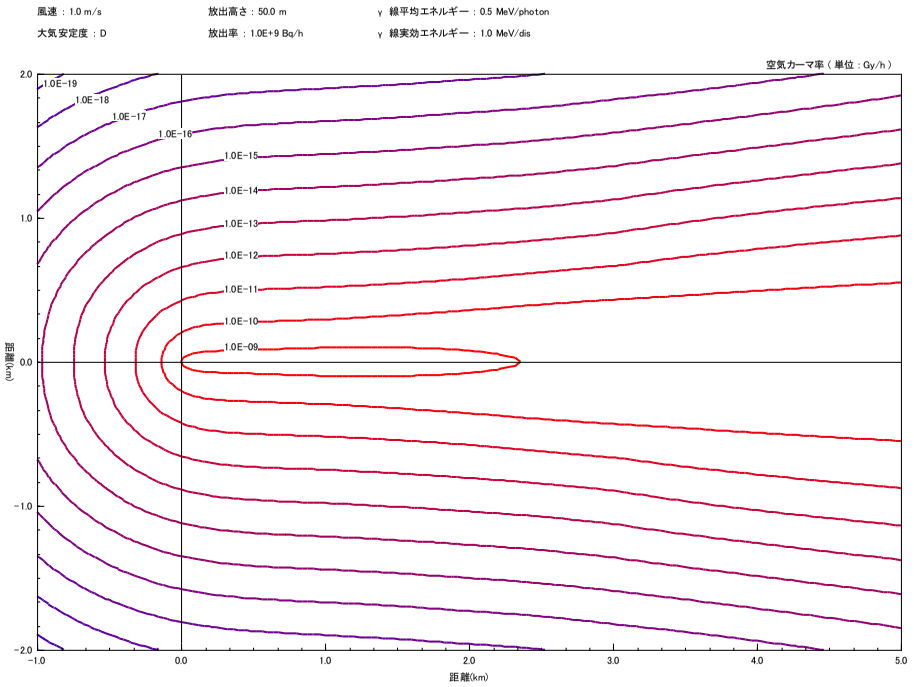
項目	設定内容	設定理由
風速	1.0m/s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として1.0m/s を設定した。
風向	８方位	可搬式モニタリング・ポストの配置位置を考慮した。
大気安定度	Ｄ（中立）	島根原子力発電所で観測された大気安定度のうち，最も出現頻度の高い大気安定度を採用（2009 年１月～2009 年 12 月）した。
放出位置	格納容器フィルタベント系排気口 （地上高約 50m，標高約 65m）	格納容器フィルタベント系排気口からの放出を想定した。
評価地点	可搬式モニタリング・ポストの配置位置	当該配置場所でのプルームの検知性を確認するため。

【放出高さ 50m】



第２図　風下軸上空気カーマ率

【放出高さ 50m，大気安定度Ｄ】



第３図　風下直角方向空気カーマ率

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-Date／Code2004-010）

(2)　評価結果

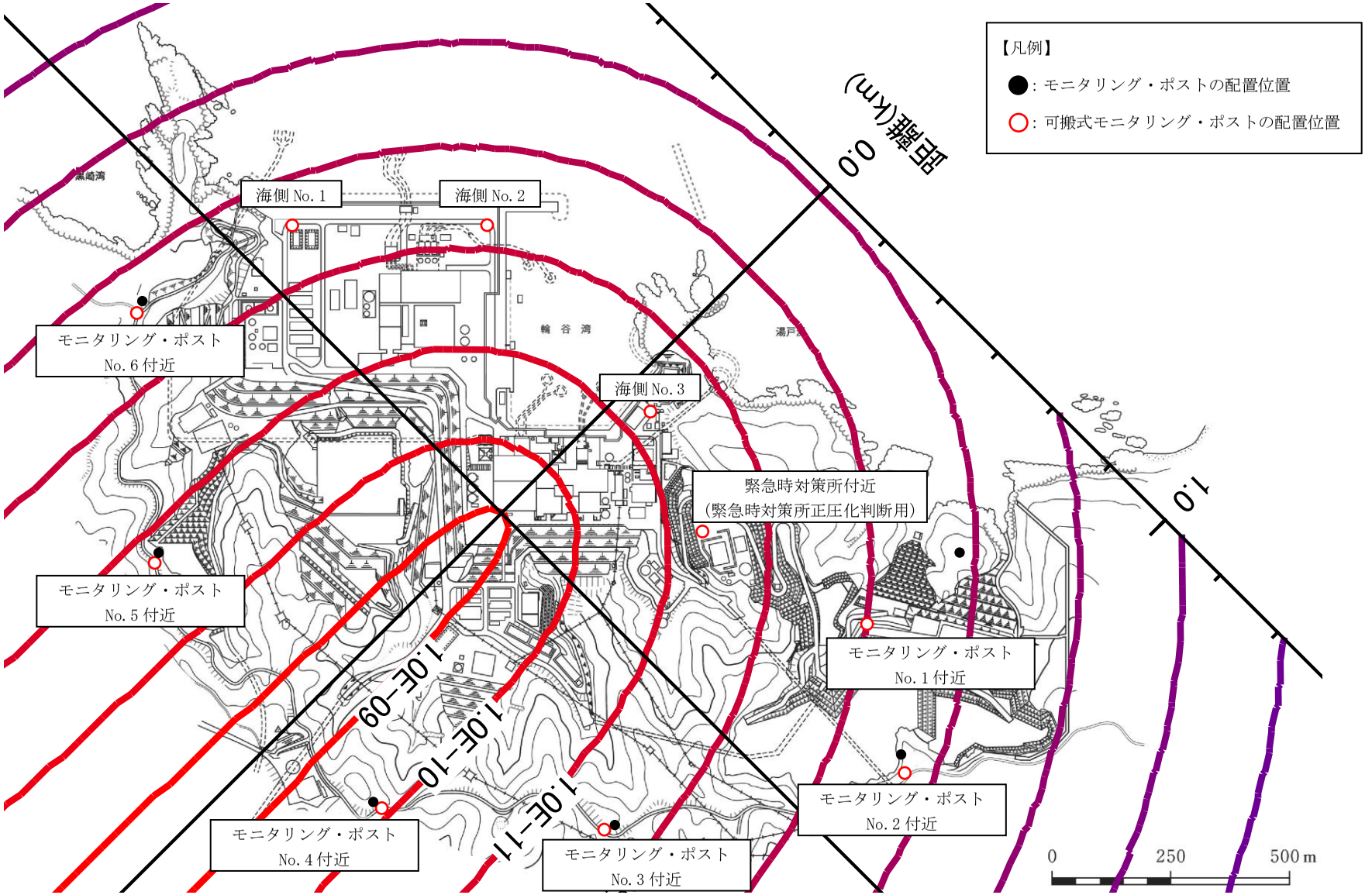
各風向における評価地点での放射線量率を読み取り（第４図），その感度を第２表に示す。ここでは風向きによる差を確認するために，風下方向の評価地点での放射線量率を１と規格化して求めた。風下方向に対して隣接する可搬式モニタリング・ポストは，風下方向の数値に対して，約２桁低くなるが，最低でも 5.0×10^{-2} 程度の感度を有しており，プルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第２表　各風向による評価地点での放射線量率の感度（基本配置位置）

評価地点での放射線量率の感度 （風下方向の評価地点での放射線量率を１として規格化）								
風向 評価地点	南	南西	西	北西	北	北東	東	南東
モニタリング・ポスト No.１付近	4.0×10^{-5}	4.0×10^{-4}	5.0×10^{-2}	1.7×10^{-2}	2.1×10^{-4}	3.0×10^{-5}	1.7×10^{-5}	2.2×10^{-5}
モニタリング・ポスト No.２付近	1.0×10^{-5}	5.0×10^{-5}	5.0×10^{-3}	$\underline{1.7\times10^{-1}}$	2.1×10^{-4}	1.5×10^{-5}	5.6×10^{-6}	5.6×10^{-6}
モニタリング・ポスト No.３付近	1.0×10^{-4}	1.5×10^{-4}	1.0×10^{-3}	3.9×10^{-2}	$\underline{1.1\times10^{-1}}$	1.5×10^{-3}	2.2×10^{-4}	1.1×10^{-4}
モニタリング・ポスト No.４付近	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	2.5×10^{-4}	1.7×10^{-3}	5.3×10^{-2}	$\underline{5.0\times10^{-2}}$	1.7×10^{-3}	2.8×10^{-4}
モニタリング・ポスト No.５付近	2.0×10^{-4}	1.0×10^{-4}	5.0×10^{-5}	1.1×10^{-4}	3.2×10^{-4}	1.0×10^{-2}	$\underline{4.4\times10^{-1}}$	2.2×10^{-3}
モニタリング・ポスト No.６付近	3.5×10^{-4}	3.5×10^{-5}	2.0×10^{-5}	1.7×10^{-5}	2.1×10^{-5}	1.5×10^{-4}	1.7×10^{-2}	1.1×10^{-1}
海側 No.１	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-4}	5.0×10^{-5}	3.9×10^{-5}	5.3×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.7×10^{-3}	$\underline{5.0\times10^{-1}}$
海側 No.２	$\underline{9.5\times10^{-1}}$	5.0×10^{-3}	5.0×10^{-4}	2.8×10^{-4}	2.1×10^{-4}	2.5×10^{-4}	1.1×10^{-3}	1.1×10^{-2}
海側 No.３	3.5×10^{-2}	$\underline{5.0\times10^{-1}}$	$\underline{1.0\times10^{-1}}$	1.1×10^{-2}	4.2×10^{-3}	2.5×10^{-3}	3.3×10^{-3}	5.6×10^{-3}

：風下方向の評価地点を示す。

＿＿＿：風下方向中のうち，最も高い値となるもの。



現場の状況により，配置位置を変更する。

第４図　可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び放射線量率（風向：北東）

また，可搬式モニタリング・ポストの配置位置にアクセスできない場合の代替測定場所（第５図）での放射線量率の感度について同様に評価した。その感度を第３表に示す。また，土石流発生に備えた代替測定場所に配置した場合の感度を第４表に示す。この結果，風下方向に対して隣接する可搬式モニタリング・ポストは，風下方向の数値に対して，約１桁低くなるが，最低でも 1.5×10^{-1} 程度の感度を有しており，プルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第３表　各風向による評価地点での放射線量率の感度（代替測定場所）

評価地点での放射線量率の感度 （風下方向の評価地点での放射線量率を１として規格化）								
風向 評価地点	南	南西	西	北西	北	北東	東	南東
モニタリング・ポスト No.１代替位置	1.0×10^{-3}	5.0×10^{-3}	2.5×10^{-1}	2.0×10^{-2}	1.0×10^{-3}	3.0×10^{-4}	1.5×10^{-4}	2.6×10^{-4}
モニタリング・ポスト No.２代替位置	3.0×10^{-3}	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	1.5×10^{-1}	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	1.1×10^{-3}
モニタリング・ポスト No.３代替位置	4.0×10^{-3}	5.0×10^{-3}	2.0×10^{-2}	$\underline{2.0\times10^{-1}}$	$\underline{4.0\times10^{-1}}$	3.0×10^{-2}	1.0×10^{-2}	4.7×10^{-3}
モニタリング・ポスト No.４代替位置	2.0×10^{-2}	1.5×10^{-2}	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	$\underline{1.0\times10^{0}}$	1.5×10^{-1}	3.7×10^{-2}
モニタリング・ポスト No.５代替位置	1.5×10^{-1}	5.0×10^{-2}	3.5×10^{-2}	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	$\underline{5.0\times10^{-1}}$	5.3×10^{-1}
モニタリング・ポスト No.６代替位置	5.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	4.0×10^{-4}	3.5×10^{-4}	5.0×10^{-4}	2.0×10^{-3}	4.0×10^{-2}	3.7×10^{-1}
海側 No.１	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-4}	5.0×10^{-5}	3.0×10^{-5}	4.5×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.5×10^{-3}	$\underline{4.2\times10^{-1}}$
海側 No.２代替位置	$\underline{7.5\times10^{-1}}$	$\underline{1.5\times10^{-1}}$	3.5×10^{-2}	2.5×10^{-2}	2.0×10^{-2}	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.6×10^{-1}
海側 No.３代替位置	1.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	$\underline{7.5\times10^{-1}}$	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-3}	3.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}	4.2×10^{-3}

：風下方向の評価地点を示す。

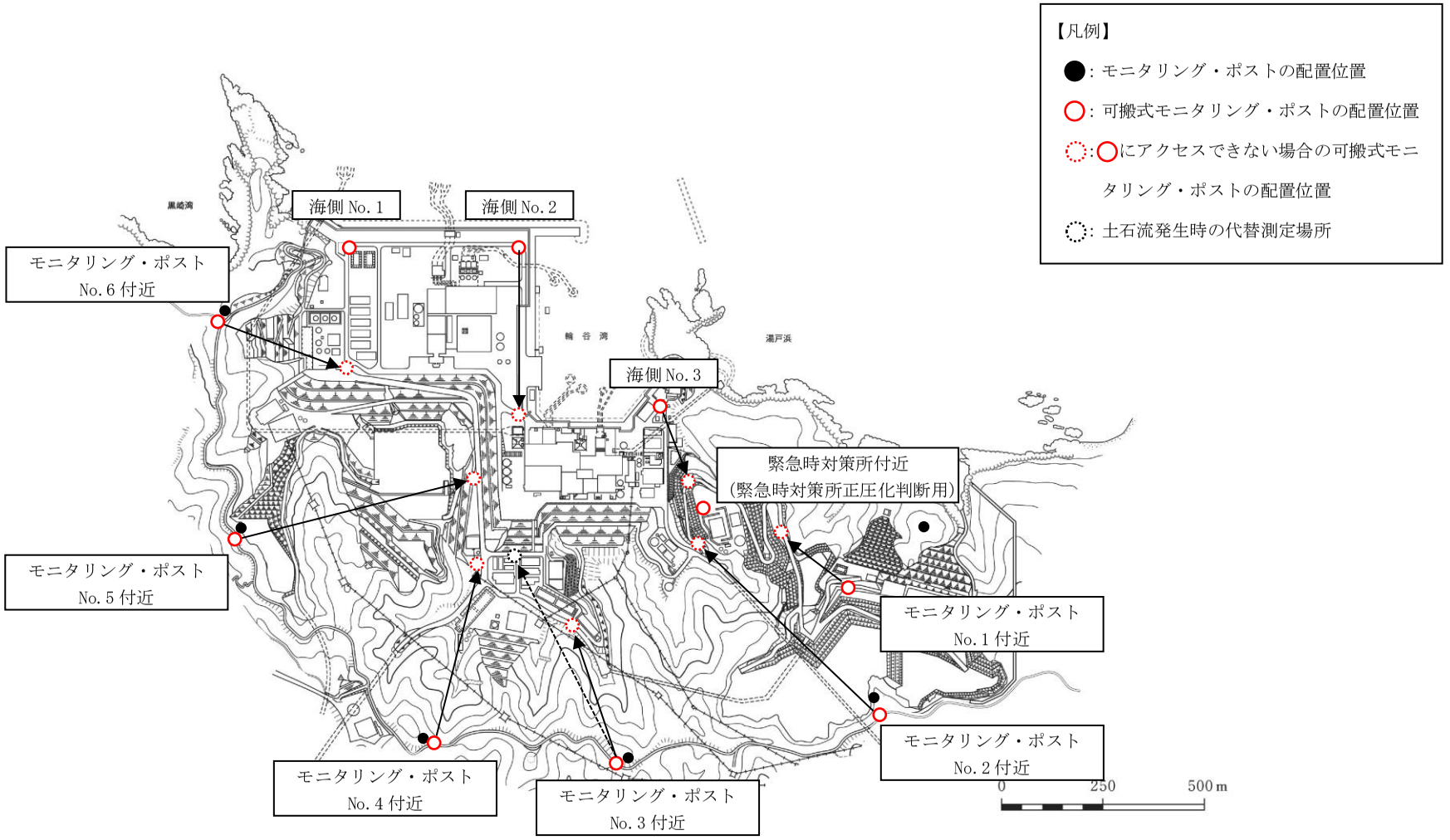
＿＿＿：風下方向中のうち，最も高い値となるもの。

第４表　各風向による評価地点での放射線量率の感度
（土石流発生に備えた代替測定場所）

評価地点での放射線量率の感度 （風下方向の評価地点での放射線量率を１として規格化）								
風向 評価地点	南	南西	西	北西	北	北東	東	南東
モニタリング・ポスト No.１代替位置	1.0×10^{-3}	5.0×10^{-3}	2.5×10^{-1}	2.0×10^{-2}	1.0×10^{-3}	3.0×10^{-4}	1.5×10^{-4}	2.6×10^{-4}
モニタリング・ポスト No.２代替位置	3.0×10^{-3}	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	$\underline{1.5\times10^{-1}}$	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	1.1×10^{-3}
モニタリング・ポスト No.３代替位置（土石流）	3.5×10^{-2}	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	$\underline{1.5\times10^{-1}}$	$\underline{5.0\times10^{-1}}$	4.5×10^{-1}	1.5×10^{-1}	5.3×10^{-2}
モニタリング・ポスト No.４代替位置	2.0×10^{-2}	1.5×10^{-2}	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	$\underline{1.0\times10^{0}}$	1.5×10^{-1}	3.7×10^{-2}
モニタリング・ポスト No.５代替位置	1.5×10^{-1}	5.0×10^{-2}	3.5×10^{-2}	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	$\underline{5.0\times10^{-1}}$	5.3×10^{-1}
モニタリング・ポスト No.６代替位置	5.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	4.0×10^{-4}	3.5×10^{-4}	5.0×10^{-4}	2.0×10^{-3}	4.0×10^{-2}	3.7×10^{-1}
海側 No.１	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-4}	5.0×10^{-5}	3.0×10^{-5}	4.5×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.5×10^{-3}	$\underline{4.2\times10^{-1}}$
海側 No.２代替位置	$\underline{7.5\times10^{-1}}$	$\underline{1.5\times10^{-1}}$	3.5×10^{-2}	2.5×10^{-2}	2.0×10^{-2}	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.6×10^{-1}
海側 No.３代替位置	1.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	$\underline{7.5\times10^{-1}}$	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-3}	3.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}	4.2×10^{-3}

：風下方向の評価地点を示す。

：風下方向中のうち，最も高い値となるもの。



現場の状況により，配置位置を変更する。

第５図　可搬式モニタリング・ポストの配置位置にアクセスできない場合の代替測定場所

3.　可搬式モニタリング・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，敷地境界で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは，福島第一原子力発電所の測定データを踏まえて 11～24mSv/h 程度（炉心との距離が最も短い（２号炉とモニタリング・ポスト No.４）約 700m 程度の場合）が必要と考えられる。また，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，海側に設置する可搬式モニタリング・ポストと炉心との距離が約 350m 程度であるため，同様に 12～88mSv/h 程度である。

このため，1,000mSv/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，近隣の可搬式モニタリング・ポスト等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)　福島第一原子力発電所の測定データに基づく放射線量率の評価

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は，原子炉建物から約 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 350m 及び約 700m を計算すると，放射線量率はそれぞれ約 12～88mSv/h 及び約 11～24mSv/h となる。

（距離と放射線量率の関係）

炉心からの距離 (m)	放射線量率 (mSv/h)
海側 約 350	約 12～88※1
モニタリング・ポスト代替 約 700	約 11～24※1
約 900	約 11※2

※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-Date／Code 2004-010）を用いて算出

※２：福島第一原子力発電所の原子炉建屋より約 900m の距離にある正門付近

(3)　重大事故等時における初期対応段階での空間放射線量率の測定について

可搬式モニタリング・ポストによる放射線量率の測定は，放射性物質の放出開始前から必要に応じ測定を行うため，原災法該当事象に該当する敷地境界付近の放射線量率である５μSv/h（5,000nGy/h）を可搬式モニタリング・ポストによっても検知できる必要がある。

可搬式モニタリング・ポストの計測範囲は 10nGy/h～10^9nGy/h であり，「3.3.2(2)　評価結果」に示す可搬式モニタリング・ポストの検知性で確認し

た結果から，１／20 程度の放射線量率（250nGy/h）を想定した場合においても，測定することが可能である。

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，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及び放射能観測車の写真を第１表に示す。

第１表　放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	個数
放射能観測車	線量率モニタ	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	$10 \sim 10^5$nGy/h	サンプリング記録	１台
	ダストモニタ	ＧＭ管	$0 \sim 10^6$-1count	サンプリング記録	１台
	よう素モニタ	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	$0 \sim 10^6$-1count	サンプリング記録	１台

（その他主な搭載機器）個数：各１台

・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）

放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

1.　操作の概要

○重大事故等時，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代替測定し監視するため，可搬式ダスト・よう素サンプラを配置し，試料を採取する。また，重大事故等時，排気筒モニタが機能喪失した場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合，空気中の放射性物質の濃度を測定し監視するため，可搬式ダスト・よう素サンプラを配置し，試料を採取する。

○緊急時対策所 EL50m に保管している放射能測定装置を車両等で，採取場所に運搬し，採取する。

○採取したダストろ紙及びよう素用カートリッジを放射能測定装置で放射性物質の濃度を測定し，記録する。

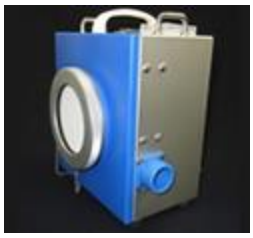
2.　必要要員数・想定操作時間

○必要要員数：２名

○操作時間　：採取場所での可搬式ダスト・よう素サンプラ起動から試料採取・測定終了まで　25 分以内／箇所

○想定時間　：移動を含め１箇所の測定は，１時間 30 分以内

※試料採取場所により，想定時間に変動がある。

		
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，可搬式ダスト・よう素サンプラで採取した試料を放射能測定装置にて測定し，以下の算出式から求める。

(1)　空気中ダストの放射性物質の濃度の算出式

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(L)

×1000（cm^3/L）

(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/μGy/h）×試料の NET 値（μGy/h）／サンプリング量（L）

×1000（cm^3/L）

空気中の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^{1}Bq/cm^3 と定められており，サンプリング量を適切に設定することにより，放射能測定装置の計測範囲内で計測することができる。



(空気中の放射性物質の濃度の測定の写真)

放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

1. 操作の概要

○重大事故等時，液体廃棄物処理系排水モニタが機能喪失した場合，又は発電所の周辺海域へ放射性物質が含まれる水が放出されたおそれがある場合，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。

○緊急時対策所 EL50m 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。

海水の採取深度は，表層（海面～１ｍ程度）とする。（参考参照）

○採取した海水，排水を測定用のポリ容器に移し，放射能測定装置で放射性物質の濃度を測定し，記録する。なお，海水，排水の採取は，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

2. 必要要員数・想定操作時間

○必要要員数：２名

○想定時間　：移動を含め１箇所の測定は，１時間 20 分以内



（採取用資機材の写真）



（海水・排水採取の写真）

【測定方法】

・採取用資機材にて，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放射能測定装置で測定し，記録する。

3.　放射性物質の濃度の算出

海水，排水の放射性物質の濃度の算出は，ポリ容器に採取した試料を放射能測定装置にて測定し，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/μGy/h)×試料の NET 値（μGy/h)／サンプリング量（cm^3）

参考

海水の採取深度について

「環境試料採取法（昭和58年文部科学省）」を踏まえ，表面から深さ１ｍ程度までの表面海水を測定試料とする。

第１７章　海　　水

海水中の人工放射性核種の測定に要する海水の量は１ℓから１００ℓを超えるものまで核種によってかなりの幅があるが、ここではバケツによる方法と、比較的短時間に大量の海水を採取できるポンプによる方法を示した。環境放射線モニタリングでは主として表面海水について調査が行われるので、表面海水の採取方法を示し、さらに深さ１００ｍ程度までの海水を採取する方法も併せて示した。

採取方法にはポイント採取法とライン採取法がある。ライン採取法は一定線上から連続的に採取する方法で、試料採取時間及び測定試料数を減らすことができる有効な方法である。ここでは船舶に乗船し採取することに主眼を置いたが、桟橋などの海上構造物上からの採取もこれに準じて行うことができる。なお大型採水器による１００m以深の海水採取方法については巻末参考６に記した。

１７.１　試料採取対象

通常は表面海水[注(1)]（表面から深さ１ｍ程度まで）

１７.２　試料採取量

調査目的、対象核種によって異なるので、それぞれの分析法マニュアルに従って決める。

１７.３　採取用具及び容器

(1)　試料容器

a）放射能測定用

ポリエチレン製容器（キュービテーナーなど）で容量２０ℓ程度のものを必要個数用意する。

容器はあらかじめ塩酸（１＋１）あるいは硝酸（１＋１）で洗浄後、純水で十分に洗浄し蓋をしておく。

b）塩分測定用

容量２００mℓの褐色ガラス瓶にゴム栓で密栓する形式、またはポリエチレン製瓶のものを使用する。容器は、あらかじめ塩酸（１＋１）あるいは硝酸（１＋１）で洗浄後、水で十分に洗浄しておく。

(2)　塩酸（１＋１）あるいは硝酸（１＋１）：あらかじめ試料の量に応じた必要量（試料１ℓにつき2mℓ）を試料容器ごとに別々の小さなポリエチレン製瓶な

注(1)　大雨の後では河川の水量が増大して河川水の影響が広い海域にわたることがあり、採取した試料が調査目的に適さない場合があるので注意する必要がある。

各種モニタリング設備等

「設置許可基準規則」第六十条（監視測定設備）及び「技術基準規則」第七十五条（監視測定設備）の対応のモニタリング設備は以下とする。

可搬式モニタリング・ポストは，モニタリング・ポストが機能喪失しても代替し得る十分な個数として６台，モニタリング・ポストが設置されていない海側に３台，緊急時対策所の正圧化が判断できるよう１台，故障時及び保守点検時のバックアップ用（予備）として２台を加えた合計 12 台を保管する。

放射能観測車は，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，１台を配備する。

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。

放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ＧＭ汚染サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータは，放射能観測車の代替測定並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として各２台，故障時及び保守点検時のバックアップ用（予備）として各１台を加えた合計各３台を保管する。放射能測定装置のうちα・β線サーベイ・メータは，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として１台，故障時及び保守点検時のバックアップ用（予備）として１台を加えた合計２台を保管する。

上記モニタリング設備の他に，サーベイ車，放射能測定装置，自主対策設備，小型船舶等を組み合わせることで，状況に応じて，発電所内外のモニタリングを総合的に行う。

(1)　サーベイメータ等を搭載したモニタリング可能な車両（サーベイ車）

サーベイメータ等を搭載し，任意の場所のモニタリングを行うサーベイ車を１台配備している。

なお，放射能観測車の保守点検時は，サーベイ車を使用可能な状態で待機させる。

ａ．個数：１台

ｂ．主な搭載機器（台数：以下の各１台をサーベイ車に搭載）

・電離箱サーベイ・メータ
・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
・可搬式ダスト・よう素サンプラ

・ＰＨＳ端末
・衛星電話設備（携帯型）
・可搬式風向風速計



（サーベイ車の写真）

(2)　放射能測定装置

放射能測定装置は，放射能観測車，サーベイ車に搭載する。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（２台（予備１台））

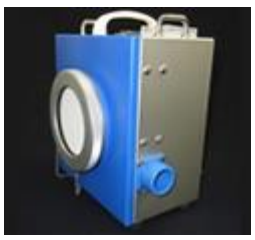


（電離箱サーベイ・メータの写真）

ｂ．放射性物質の採取

可搬式ダスト・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。

・可搬式ダスト・よう素サンプラ（２台（予備１台））



（可搬式ダスト・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（２台（予備１台））

・GM汚染サーベイ・メータ（２台（予備１台））

・α・β線サーベイ・メータ（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）	（α・β線サーベイ・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。

なお，使用にあたっては，必要に応じ試料に前処理を行い，測定する。

・Ｇｅ核種分析装置

・GM計数装置

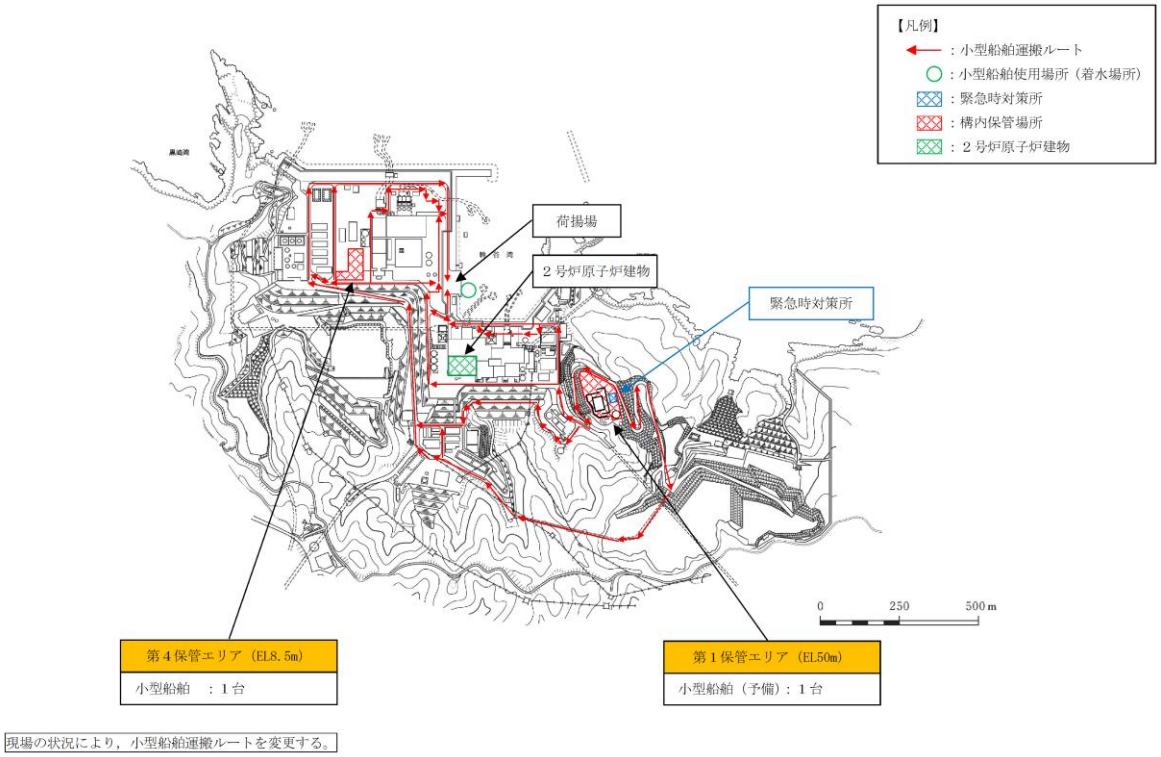
・ＺｎＳシンチレーション計数装置

		
（Ｇｅ核種分析装置の写真）	（GM計数装置の写真）	（ＺｎＳシンチレーション計数装置の写真）

(4)　小型船舶による海上モニタリング

重大事故等時，発電所の周辺海域へ気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合，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，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ＧＭ汚染サーベイ・メータ及びα・β線サーベイ・メータで測定し，その結果を記録する。なお，海洋の状況等が安全上問題ないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に海上モニタリングを行う。

ａ．個数：１台（予備１台）
ｂ．定員：５名
ｃ．最大積載重量：500kg
ｄ．動力源：軽油
ｅ．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
・可搬式ダスト・よう素サンプラ　　：１台
・採取用資機材（容器等）　　：１式
ｆ．保管場所
・第１保管エリア：１台（EL50m）
・第４保管エリア：１台（EL8.5m）
ｇ．運搬方法
クレーン付トラックにて荷揚場まで運搬する。



小型船舶の保管場所及びアクセスルート

(5)　土壌モニタリング

重大事故等時，気体状の放射性物質が放出された場合，発電所敷地内の土壌を採取し，α・β線サーベイ・メータによりアルファ線，ベータ線を放出する放射性物質の濃度を測定する。また，必要に応じてＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータによりガンマ線を測定する。

なお，測定試料は，地表面から深さ５cmまでの表層土壌を対象とする。（参考参照）

○α・β線サーベイ・メータによる測定

α・β線サーベイ・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，α・β線サーベイ・メータにより放射性物質の濃度を測定する。

参考

土壌の採取深度について

「緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（平成４年文部科学省）」を踏まえ，地表面から深さ５cm までの表層土壌を測定試料とする。

第 11 章　土　　壌

地表面から深さ5cmまでの表層土壌を測定試料に調製する前処理方法および保存方法について示す。室内の汚染を防止するため、乾燥処理は行わず、湿土のまま測定試料とする。測定容器として小型容器を用いるときの方法を示す。なお、本法は河底土、湖底土、海底土にも適用できる。

11.1 必要な機器、用具等

① ガンマ線用シンチレーションサーベイメータ

② 小型容器（容積100mℓ程度）

③ 測定容器を封入するポリエチレン袋

11.2 試料搬入時の注意点

① 試料の採取地および採取日を確認する。

② 200g以上の表層土壌を用意する。

③ 採取した試料については、サーベイメータで放射能レベルを確認し、その結果を基に、分析者の被ばく防止、前処理を行う際の汚染防止および供試量の決定等について適切な措置をする。

11.3 試料の前処理方法

① 混入している大きな草木、根、石礫等は取り除く。

② 小型容器の風袋重量を測る。

③ 湿土のまま、約100gを小型容器に入れる。残り約100gは、乾土率を測定するため、そのまま保存する。

③ 試料の上面を軽く圧縮して、円柱形とし、測定試料とする。

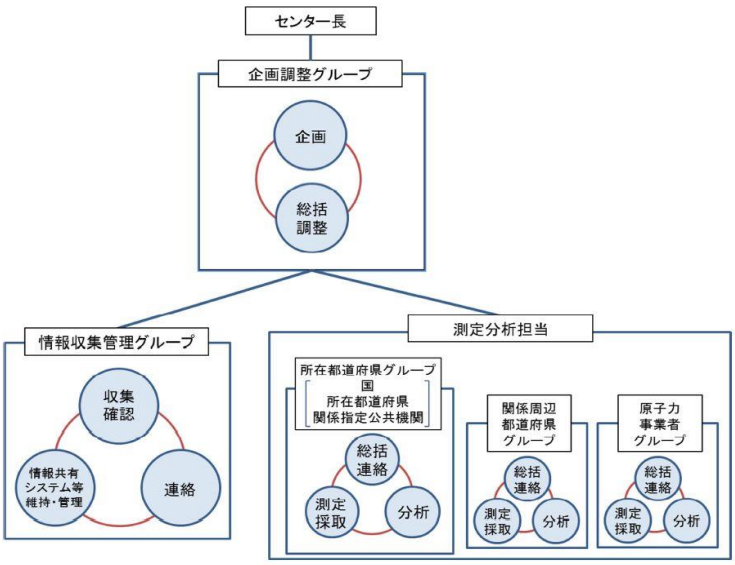
④ 蓋をして、試料の厚さをはかり、測定試料とする。

⑤ 重量をはかり、先の風袋重量を差引き、測定試料重量を求める。

出典：「緊急時におけるガンマ線スペクトロメトリーのための試料前処理法（平成４年文部科学省）」

発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

(1)　原子力災害対策指針（原子力規制委員会　令和２年２月５日一部改正）に従い，国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて，第１図及び第１表のとおり国，地方公共団体と連携を図りながら，敷地外のモニタリングを実施する。



第１図　緊急時モニタリングセンターの体制図

第１表　緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成

	機能	人員構成
企画調整グループ	・緊急時モニタリングセンター内の総括 ・緊急時モニタリングの実施内容の検討，指示等	・上席放射線防災専門官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及び管理 ・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 ・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，必要に応じて安定ヨウ素剤を服用したのち測定対象範囲の測定	・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

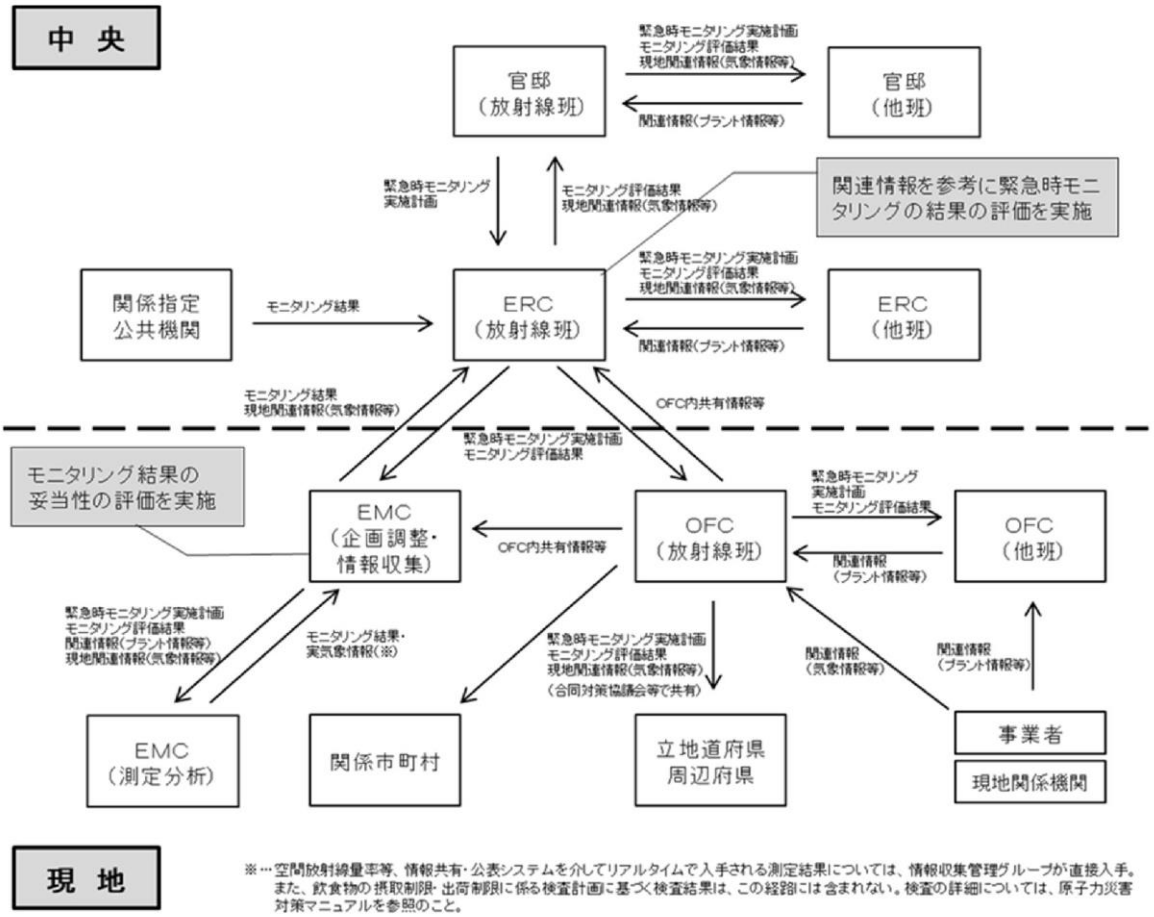
出典：緊急時モニタリングセンター設置要領　第３版（令和元年６月 25 日）

(2)　原子力事業者防災業務計画において，以下の状況を把握し，オフサイトセンターに所定の様式で情報連絡を行うこととしている。

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

①事故の発生時刻及び場所
②事故原因，状況及び事故の拡大防止措置
③被ばく及び傷害等人身災害に係る状況
④発電所敷地周辺における放射線及び放射能の測定結果
⑤放出放射性物質の種類，量，放出場所及び放出状況の推移等の状況
⑥気象状況
⑦事故収束の見通し
⑧その他必要と認める事項

(3)　オフサイトセンターから緊急時モニタリングセンターへの情報のやり取りは，第２図のとおりである。事業者はオフサイトセンターへ情報連絡する事項（放出源情報）を連絡し，オフサイトセンターは，その情報を緊急時モニタリングセンターに提供することとなる。



第２図　緊急時モニタリング関連の情報のやり取り

出典：緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料）第６版
（令和元年７月５日）

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）

原災法第十四条*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。

＊原災法第十四条（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，緊急事態応急対策および原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため，緊急時モニタリング，避難退域時検査および除染その他の住民避難に対する支援に関する事項について協力要員の派遣，資機材の貸与その他の措置を講ずる。

モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストの
バックグラウンド低減対策手段

事故後の周辺汚染により，モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため，以下のとおり，バックグラウンドを低減する手段を整備する。

(1) モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により，放射性物質で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モニタリング・ポスト局舎壁等の拭き取り等を行う。
④モニタリング・ポスト周辺の除草，土壌の除去等を行う。
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) 可搬式モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により，放射性物質で可搬式モニタリング・ポストが汚染される場合を想定し，可搬式モニタリング・ポストの配置を行う際，あらかじめ養生を行う。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，可搬式モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

①サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
②あらかじめ養生を行っていた養生シートを取り除く。
③可搬式モニタリング・ポスト周辺の除草，土壌の除去等を行う。
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・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストの通常時の放射線量率レベル（通常値）

・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。

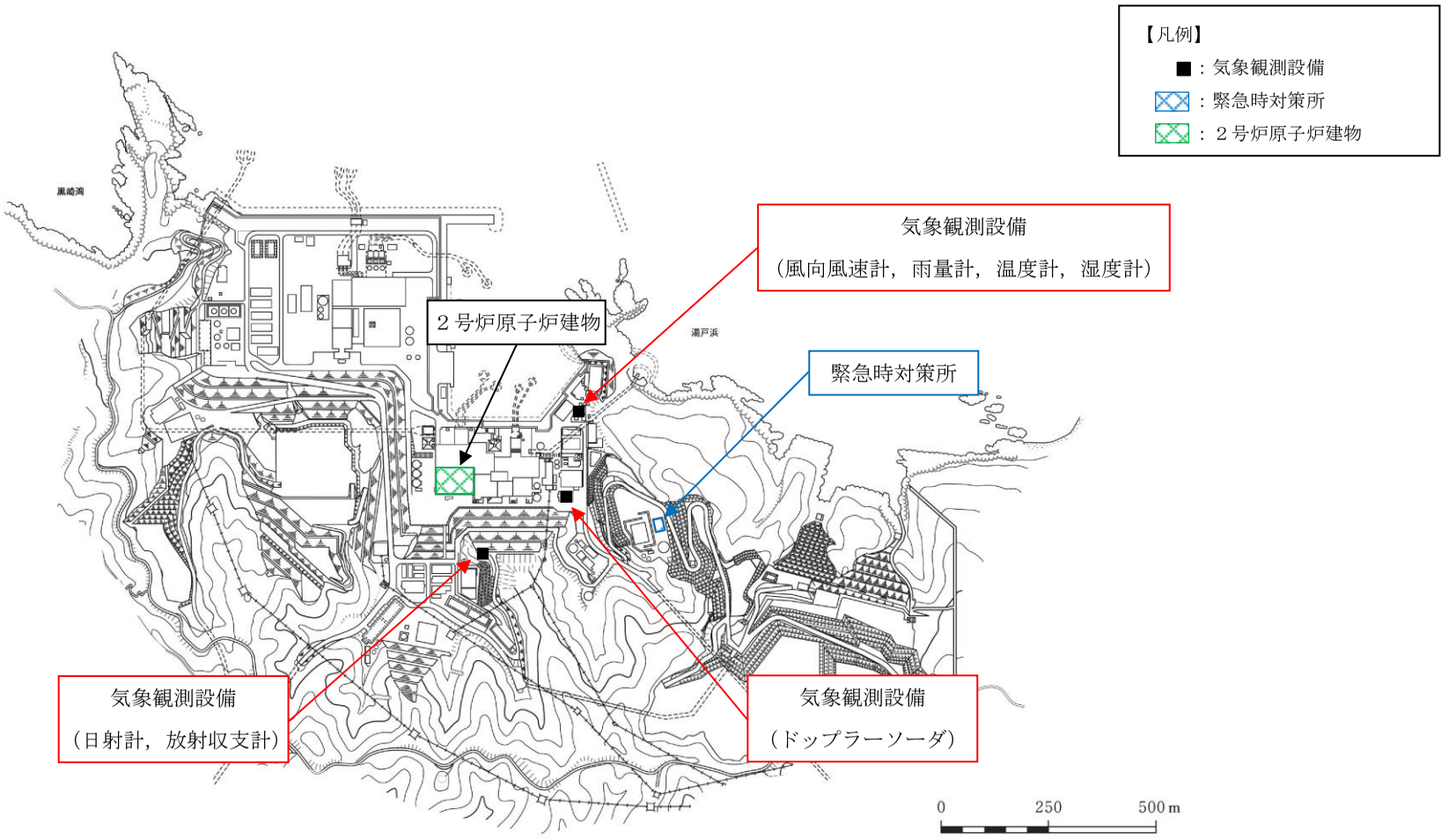
気象観測設備

気象観測設備は，放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価並びに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，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，気象観測設備の各測定器は周囲の構造物の影響のない位置※に配置する設計とする。

気象観測設備の配置図を第１図，測定項目等を第１表に示す。

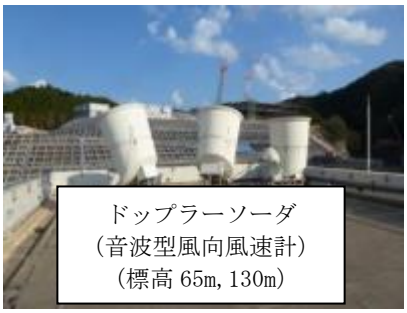
※　「露場から建物までの距離は建物の高さから 1.5m を引いた値の３倍以上，または露場から 10m 以上。」「露場中央部における地上 1.5m の高さから周囲の建物に対する平均仰角は 18 度以下。」（地上気象観測指針（2002 気象庁））



第１図　気象観測設備の配置図

第１表　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>個数：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）
有線系回線及び無線系回線により中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視する。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

可搬式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

○気象観測設備（風向，風速，日射量，放射収支量，雨量）が機能喪失した際に，可搬式気象観測装置を１台配置する。

○第１保管エリア EL50m 及び第４保管エリア EL8.5m に保管している可搬式気象観測装置（各１台）を気象観測設備近傍に運搬・配置し，測定を開始する。

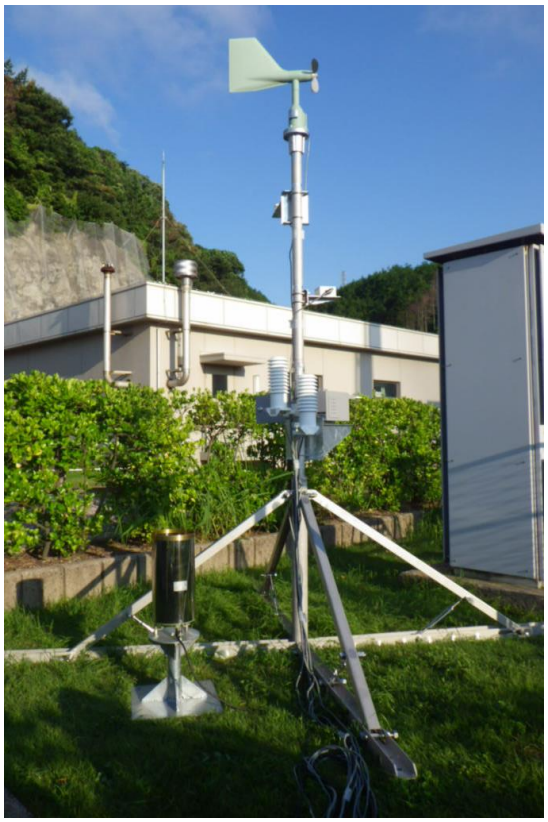
○測定値は，機器本体の電子メモリにて記録する他，衛星系回線によるデータ伝送機能を使用し，緊急時対策所にて監視する。

2.　必要要員数・想定操作時間

○必要要員数：２名

○想定時間　：可搬式気象観測装置（１台）の配置：３時間 10 分以内

※想定時間は，可搬式気象観測装置の運搬時間を含む。



（可搬式気象観測装置の写真）

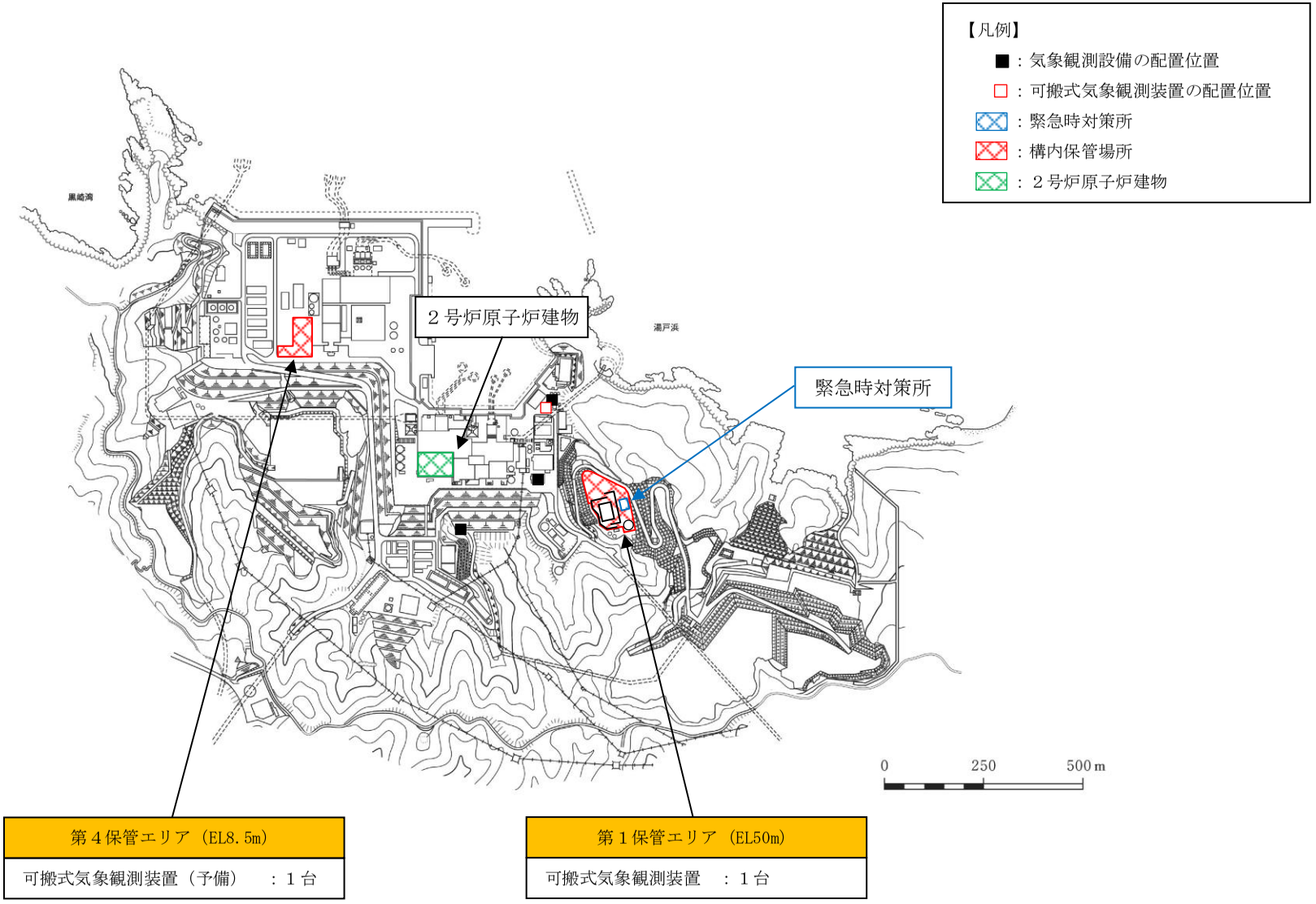
可搬式気象観測装置

重大事故等時，気象観測設備が機能喪失した際に代替できるよう可搬式気象観測装置を配置して，風向，風速，日射量，放射収支量及び雨量を測定，記録する。配置場所は，以下の理由により，恒設の気象観測設備近傍とする。

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敷地を代表する付近の風向，風速を把握できる。

可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所を第１図，測定項目等を第１表に示す。

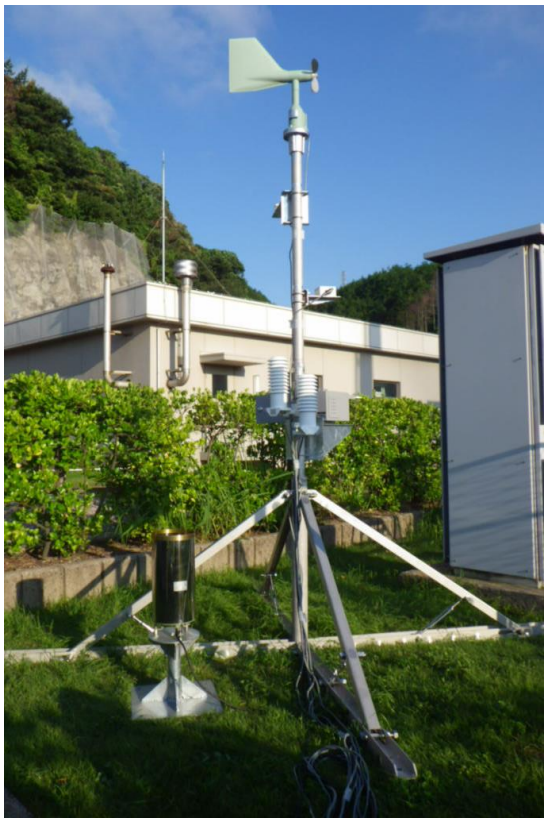
なお，放射能観測車に搭載している風向風速計にて，風向，風速を測定することも可能である。



現場の状況により，配置位置を変更する。

第１図　可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所

第１表　可搬式気象観測装置の測定項目等

可搬式気象観測装置
 （可搬式気象観測装置の写真）
個数：１台（予備１台）
（測定項目） 風向※，風速※，日射量※，放射収支量※，雨量 （電源） 蓄電池（８個）により 24 時間以上供給可能。 24 時間後からは，蓄電池（８個）と交換することにより継続して計測可能。 蓄電池は１個あたり約 12 時間で充電可能。 （記録） 本体の電子メモリに１週間以上記録。 （伝送） 衛星系回線により，緊急時対策所へ伝送。 （重量） 合　計：約 555kg 本　体：約 155kg 蓄電池：約 400kg（約 50kg/個×８個）

※「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

可搬式気象観測装置の気象観測項目について

重大事故等時，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，気象観測設備が機能喪失した場合は，可搬式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，日射量及び放射収支量については，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年１月原子力安全委員会決定，平成 13 年３月 29 日一部改訂）」に基づく観測項目

(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非常用発電機

モニタリング・ポストは，非常用所内電源に接続しており，電源復旧までの期間，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な設計とする。さらに，モニタリング・ポストは，専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し，電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。なお，無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

また，モニタリング・ポストは，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）からの給電が可能な設計とする。

無停電電源装置及び非常用発電機の設備仕様を第 1 表に，モニタリング・ポストの電源構成概略図等を第 1 図に示す。

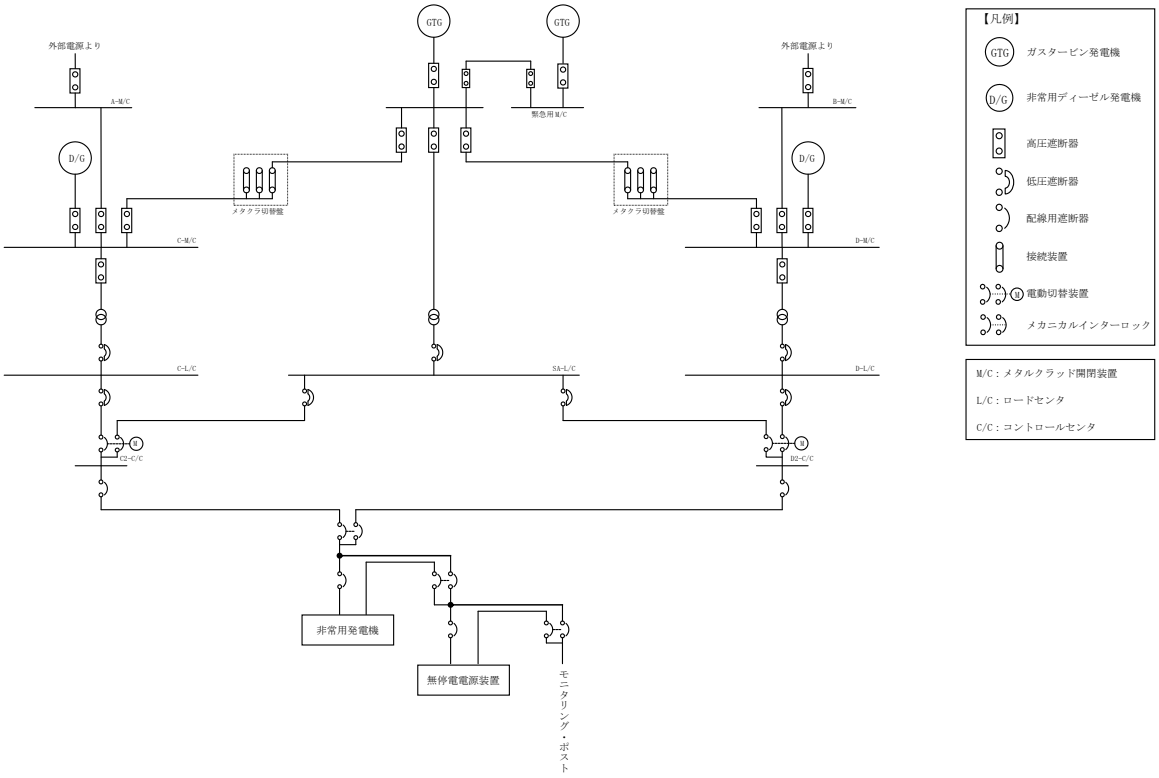
第１表　無停電電源装置及び非常用発電機の設備仕様

名称	個数	出力	発電方式	バックアップ時間※	燃料	備考
無停電電源装置	局舎毎に１台計６台	1.2kVA 以上	蓄電池	約 10 分	－	停電時に電源を供給できる
非常用発電機	局舎毎に１台計６台	5.2kVA	ディーゼルエンジン	約 24 時間	軽油	停電時に電源を供給できる

※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

（モニタリング・ポスト No.1～No.6 について同様）



第１図　モニタリング・ポストの電源構成概略図等（１／２）

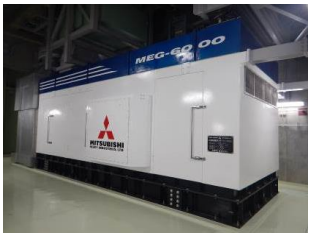
○外観写真



（無停電電源装置の写真）



（非常用発電機の写真）



（常設代替交流電源設備の写真）

第１図　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・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等

＜リンク先＞1.14.2.1（1）ａ．ガスタービン発電機によるＭ／Ｃ　Ｃ系及びＭ／Ｃ　Ｄ系受電

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等

＜　目　次　＞

1.18.1　対応手段と設備の選定
(1)　対応手段と設備の選定の考え方
(2)　対応手段と設備の選定の結果
ａ．重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備
ｂ．手順等
1.18.2　重大事故等時の手順等
1.18.2.1　居住性を確保するための手順等
(1)　緊急時対策所立ち上げの手順
ａ．緊急時対策所空気浄化送風機運転手順
ｂ．緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順
(2)　「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象発生時の手順
ａ．可搬式エリア放射線モニタの設置手順
ｂ．緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による空気供給準備手順
ｃ．その他の手順項目にて考慮する手順
(3)　重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等
ａ．緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員及び運転員について
ｂ．緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順
ｃ．緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順
1.18.2.2　重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等
(1)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）によるプラントパラメータ等の監視手順
(2)　重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備
(3)　通信連絡に関する手順等
1.18.2.3　必要な数の要員の収容に係る手順等
(1)　放射線管理
ａ．放射線管理用資機材の維持管理等
ｂ．チェンジングエリアの設営及び運用手順
ｃ．緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順
(2)　飲料水，食料等の維持管理

1.18.2.4　代替交流電源設備からの給電手順

(1)　緊急時対策所用発電機による給電

ａ．緊急時対策所用発電機準備手順

ｂ．緊急時対策所用発電機起動手順

ｃ．緊急時対策所用発電機の切替え手順

ｄ．緊急時対策所用発電機への燃料給油手順

ｅ．緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順

添付資料 1.18.1　審査基準，基準規則と対処設備との対応表

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　必要な情報を把握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 1.18.5　代替交流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 1.18.6　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。

緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり，重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な設備及び資機材を整備する。ここでは，緊急時対策所の設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

なお，手順等については，今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。

1.18.1　対応手段と設備の選定

(1)　対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等がとどまり，重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し，重大事故等に対処するために緊急時対策所を設置し必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に自主対策設備※1及び資機材※2を用いた対応手段を選定する。

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

※２　資機材：「対策の検討に必要な資料」，「放射線管理用資機材」及び「飲料水，食料等」については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

また，緊急時対策所の電源は，通常，２号炉の非常用低圧母線より給電されている。

この発電所からの給電が喪失した場合は，その機能を代替するための機能，相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.18－1図）

選定した重大事故等対処設備により，「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく，「設置許可基準規則」第六十一条及び「技術基準規則」第七十六条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料1.18.1）

(2)　対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，並びに，審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材と整備する手順についての関係を第1.18－1表に示す。

ａ．重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段

及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において，環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護するため，緊急時対策所の居住性を確保する手段がある。

緊急時対策所の居住性を確保するための設備は以下のとおり。

・緊急時対策所
・緊急時対策所遮蔽
・緊急時対策所空気浄化送風機
・緊急時対策所空気浄化フィルタユニット
・緊急時対策所正圧化装置（配管・弁）
・緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁
・緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁）
・緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト
・緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）
・可搬式エリア放射線モニタ
・可搬式モニタリング・ポスト
・酸素濃度計
・二酸化炭素濃度計
・差圧計

緊急時対策所から重大事故等に対処するために必要な指示を行うために必要な情報を把握し，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡するための手段がある。

緊急時対策所の必要な情報を把握するための設備，通信連絡を行うための設備及び資機材は以下のとおり。

・安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）※3
・衛星電話設備（携帯型）
・衛星電話設備（固定型）
・無線通信設備（携帯型）
・無線通信設備（固定型）
・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機及びＩＰ－ＦＡＸ）
・無線通信設備（屋外アンテナ）
・衛星通信装置
・衛星電話設備（屋外アンテナ）
・無線通信装置
・有線（建物内）（無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）
・有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に係るも

の）
・有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの）
・対策の検討に必要な資料
※３　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，ＳＰＤＳデータ収集サーバ，ＳＰＤＳ伝送サーバ及びＳＰＤＳデータ表示装置により構成される。

重大事故等に対処するために必要な数の要員を緊急時対策所内で収容するための手段がある。

必要な数の要員を収容するために必要な資機材は以下のとおり。
・放射線管理用資機材
・飲料水，食料等

緊急時対策所の電源として，代替交流電源設備からの給電を確保するための手段がある。

緊急時対策所の代替交流電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。
・緊急時対策所用発電機
・可搬ケーブル
・緊急時対策所　発電機接続プラグ盤
・緊急時対策所　低圧母線盤
・緊急時対策所用燃料地下タンク
・タンクローリ
・ホース
・緊急時対策所用発電機～緊急時対策所　低圧母線盤[電路]

(b)　重大事故等対処設備，自主対策設備及び資機材

審査基準及び基準規則に要求される緊急時対策所，緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁），緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ），緊急時対策所正圧化装置（配管・弁），緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁，酸素濃度計，差圧計，可搬式エリア放射線モニタ，可搬式モニタリング・ポスト，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ），無線通信設備（携帯型），無線通信設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），衛星電話設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ－電話機及びＩＰ－ＦＡＸ），無線通信設備（屋外アンテナ），衛星電話設備（屋外アンテナ），無線通信装置，衛星通信装置，有線（建物内）（無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの），有線（建物内）（安全パラメータ表示シス

テム（ＳＰＤＳ）に係るもの）及び有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの）は，重大事故等対処設備として位置付ける。

二酸化炭素濃度は，酸素濃度同様，居住性に関する重要な制限要素であることから，二酸化炭素濃度計は重大事故等対処設備として位置付ける。

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，緊急時対策所の代替交流電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち，緊急時対策所用発電機，可搬ケーブル，緊急時対策所　発電機接続プラグ盤，緊急時対策所　低圧母線盤，緊急時対策所用燃料地下タンク，タンクローリ，ホース及び緊急時対策所用発電機～緊急時対策所　低圧母線盤[電路]は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

以上の重大事故等対処設備において，発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能であることから，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。併せて，その理由を示す。

・所内通信連絡設備（警報装置を含む。）
・電力保安通信用電話設備
・衛星電話設備（社内向）
・テレビ会議システム（社内向）
・専用電話設備
・局線加入電話設備

上記の設備は，基準地震動Ｓｓによる地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所内外の通信連絡を行うための手段として有効である。

対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，飲料水，食料等については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

ｂ．手順等

上記のａ．により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，本部長※4，復旧班※5，放射線管理班※6及び支援班※7の対応として，「原子力災害対策手順書」等に定める。（第1.18－1表）

また，事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第1.18－2表，第1.18－3表）

通信連絡設備において給電が必要となる設備は，「1.19　通信連絡に関する手順等」にて整備する。

本部長が持っている権限のうち，その一部をあらかじめ復旧統括※8，技術統括※9，支援統括※10に委譲している。

また，通常時における，原子力災害対策活動に必要な資料，放射線管理用資機材，飲料水，食料等の管理，運用については，技術部課長（技術），廃止措置・環境管理部課長（放射線管理）及び総務課長※11にて実施する。

※４　本部長：重大事故等発生時の原子力防災管理者（発電所長）又は代行者をいう。本部長にはそれを補佐する本部員を置く。

※５　復旧班：緊急時対策要員のうち復旧班の班員をいう。

※６　放射線管理班：緊急時対策要員のうち放射線管理班の班員をいう。

※７　支援班：緊急時対策要員のうち支援班の班員をいう。

※８　復旧統括：緊急時対策要員のうち復旧班の業務を統括する者をいう。

※９　技術統括：緊急時対策要員のうち技術班，放射線管理班の業務を統括する者をいう。

※10　支援統括：緊急時対策要員のうち支援班，警備班の業務を統括する者をいう。

※11　技術部課長（技術），廃止措置・環境管理部課長（放射線管理）及び総務課長：通常時の発電所組織における各課の長をいう。

（添付資料 1.18.4　添付 4－1）

1.18.2　重大事故等時の手順等

1.18.2.1　居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を７日間で100mSvを超えないようにするために必要な対応手段として，緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット，緊急時対策所用発電機，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により，緊急時対策所にとどまるために必要な居住性を確保する。

環境に放射性物質等が放出された場合，屋外に設置する可搬式モニタリング・ポストにより，緊急時対策所に向かって放出される放射性物質による放射線量を測定及び監視し，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）により希ガス等の放射性物質の侵入を防止することで，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護する。

また，万が一，希ガス等の放射性物質が緊急時対策所内に侵入した場合においても，可搬式エリア放射線モニタにて測定及び監視し，対策をとることにより，緊急時対策所への放射性物質の侵入を低減する。

緊急時対策所内が事故対策のための活動に支障がない酸素濃度及び二酸化炭素濃度の範囲にあることを把握する。

これらを踏まえ事故状況の進展に応じた手順とする。

(1)　緊急時対策所立ち上げの手順

重大事故等が発生するおそれがある場合等※12，緊急時対策所を使用し，緊急時対策本部を設置するための準備として，緊急時対策所を立ち上げるための手順を整備する。

※12　緊急時体制が発令され，緊急時対策本部が設置される場合として，運転時の異常な過渡変化，設計基準事故も含める。

ａ．緊急時対策所空気浄化送風機運転手順

緊急時体制が発令された場合，緊急時対策要員及び自衛消防隊は，緊急時対策所を拠点として活動を開始する。緊急時対策所で活動する緊急時対策要員及び自衛消防隊の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため，緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

全交流動力電源喪失時は，代替交流電源設備からの給電により，緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

緊急時対策所空気浄化送風機を接続，起動し，必要な換気を確保するとともに，緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを通気することにより放射性物質の侵入を低減するための手順を整備する。

（添付資料1.18.2　添付2－2）

(a)　手順着手の判断基準

緊急時対策所を立ち上げる場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所立ち上げ時の緊急時対策所空気浄化送風機の運転手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（プルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化）を第1.18－2図に，緊急時対策所空気浄化送風機運転手順のタイムチャートを第1.18－3図に，緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の設置場所を第1.18－4図に示す。

① 復旧統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班長に緊急時対策所空気浄化送風機の起動を指示する。

② 復旧班は，使用側の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト及び電源を接続する。

③ 復旧班は，緊急時対策所常用換気空調系給気隔離ダンパを閉止し，使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを調整開とする。

④ 復旧班は，緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて使用側の緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

⑤ 復旧班は，緊急時対策所空気浄化送風機からの流量指示値を確認し，必要により使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパにて流量を調整する。

⑥ 復旧班は，緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし，緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧100Pa以上，緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。

⑦ 復旧班は，待機側の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト及び電源を接続し，待機側を待機させる。

(c)　操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所付近において，復旧班２名で行い，作業開始を判断してから緊急時対策所空気浄化送風機起動完了まで45分以内，一連の作業完了まで１時間30分以内で可能である。

円滑に作業できるように，アクセスルートを確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

ｂ．緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

緊急時対策所の使用を開始した場合，緊急時対策所の居住性確保の観点から，緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

（添付資料1.18.2　添付2－3）

(a)　手順着手の判断基準

緊急時対策所の使用を開始した場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順の概要は以下のとおり。測定箇所を第1.18－5図に示す。

①　復旧統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班長に緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。

②　復旧班は，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。

(c)　操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所内において，復旧班１名で行う。室内での測定のみであるため，速やかに対応が可能である。

(2)　「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象発生時の手順

ａ．可搬式エリア放射線モニタの設置手順

原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出された場合に，緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため，緊急時対策所内に可搬式エリア放射線モニタを設置する手順を整備する。

さらに，緊急時対策所に設置した可搬式エリア放射線モニタは，緊急時対策所内への放射性物質等の侵入量を微量のうちに検知し，正圧化の判断を行うために使用する。

なお，可搬式モニタリング・ポスト等についても，緊急時対策所を加圧するための判断の一助とする。

(a)　手順着手の判断基準

２号当直副長が，「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生したと判断した場合。

(b)　操作手順

可搬式エリア放射線モニタを設置する手順の概要は以下のとおり。可搬式エリア放射線モニタ設置手順のタイムチャートを第1.18－6図に示す。

①　技術統括は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班長に緊急時対策所内への可搬式エリア放射線モニタの設置を指示する。

②　放射線管理班は，可搬式エリア放射線モニタを設置し，起動する。

(c)　操作の成立性

上記の対応は，放射線管理班１名で行い，作業開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能である。

b．緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による空気供給準備手順

緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成を行い，漏えい等がないことを確認し，切替えの準備を行う手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

２号当直副長が，原災法該当事象が発生したと判断した場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による空気供給準備の手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（プルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化）を第1.18－2図に，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による空気供給準備手順のタイムチャートを第1.18－7図に示す。

①　復旧統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班長に緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成（緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から出口止め弁まで）を指示する。

②　復旧班は，緊急時対策所正圧化装置可搬型配管を接続する。

③　復旧班は，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成（緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から出口止め弁まで）を行い，各部の漏えい等がないことを確認する。

(c)　操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所付近において，復旧班２名で行い，作業開始を判断してから緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急

時対策所内の加圧に必要な系統構成完了まで２時間以内で可能である。

円滑に作業できるように，アクセスルートを確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

また，ヘッドライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

c．その他の手順項目にて考慮する手順

可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定手順は，「1.17　監視測定等に関する手順等」で整備する。

(3)　重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

重大事故等が発生した場合，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等を防護し，居住性を確保するための手順を整備する。

a．緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員及び運転員について

プルーム通過中においても，緊急時対策所にとどまる緊急時対策要員及び運転員は，休憩及び仮眠をとるための交替要員を考慮して，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員46名と，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員23名のうち中央制御室待避室にとどまる運転員５名を除く18名の合計64名と想定している。

プルーム放出のおそれがある場合，本部長は，この要員数を目安とし，最大収容可能人数（約150名）の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

（添付資料1.18.4　添付4－2）

b．緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順

格納容器ベントを実施する場合に備え，緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）に切り替えることにより，緊急時対策所への外気の流入を遮断する手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化判断のフローチャートは第1.18－8図に示すとおりであり，以下の①，②のいずれかの場合。

①　以下の【条件1-1】及び【条件1-2】が満たされた場合

【条件1-1】：２号炉の炉心損傷[※13]及び格納容器破損の評価に必要なパラメータの監視不可

【条件1-2】：可搬式モニタリング・ポストの指示値が上昇し30mGy/h

となった場合※14又は可搬式エリア放射線モニタの指示値が上昇し0.1mSv/hとなった場合

② 以下の【条件2-1-1】又は【条件2-1-2】，及び【条件2-2-1】又は【条件2-2-2】が満たされた場合

【条件2-1-1】：２号炉にて炉心損傷※13後にサプレッション・プール水位が通常水位＋約1.2mに到達した場合

【条件2-1-2】：２号炉にて炉心損傷※13後に格納容器破損徴候が発生した場合

【条件2-2-1】：格納容器ベント実施判断基準であるサプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m到達の約20分前

【条件2-2-2】：可搬式モニタリング・ポストの指示値が上昇し30mGy/h※14となった場合又は可搬式エリア放射線モニタの指示値が上昇し0.1mSv/hとなった場合

※13 格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

（添付資料1.18.2　添付2－1）

※14 格納容器破損防止の有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（残留熱代替除去系を使用しない場合）において想定するプルーム通過時の敷地内の線量率よりも十分に低い値として30mGy/hを設定。

(b) 操作手順

緊急時対策所にとどまる必要のない要員が発電所外へ一時退避し，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧開始，緊急時対策所空気浄化送風機を停止する手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（プルーム通過中：緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化）を第1.18－9－1図に，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧手順のタイムチャートを第1.18－10図に示す。

また，緊急時対策所の見取り図を第1.18－11図に示す。

① 本部長は，技術班が実施する事象進展予測等から，格納容器ベントに備え，緊急時対策所にとどまる現場要員の移動及びとどまる必要のない要員の発電所からの一時退避に関する判断を行う※15。

※15 ・技術班が実施する事象進展予測から，炉心損傷※13後の格納容器ベントの実施予測時刻が５時間後以内になると判明した場合。

・技術班が実施する事象進展予測から，炉心損傷※13後の格納

容器ベントより先に格納容器内の水素濃度・酸素濃度が可燃限界に近づき，水素ガス・酸素ガスの放出の実施予測時刻が５時間後以内になると判明した場合で，放出される放射性物質量，風向き等から本部長が退避を必要と判断した場合。

・事象進展の予測ができず，炉心損傷※13後の格納容器ベントに備え，本部長が退避を必要と判断した場合。

・不測の事態が発生し，放射性物質の放出に備え，本部長が退避を必要と判断した場合。

※13　格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

（添付資料1.18.2　添付2－1）

② 本部長は，プルーム放出中に緊急時対策所にとどまる要員と，発電所から一時退避する要員とを明確にする。

③ 本部長は，発電所から一時退避する要員の退避に係る体制，連絡手段，移動手段を確保させ，緊急時対策所への現場要員の移動に併せて，放射性物質による影響の少ないと想定される場所（原子力事業所災害対策支援拠点等）への退避を指示する。

④ 本部長は，手順着手の判断基準に基づき，復旧統括へ緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧開始及び緊急時対策所空気浄化送風機の停止を指示する。

⑤ 本部長は，格納容器ベント実施の前には，緊急時対策所にとどまる要員がすべて緊急時対策所に戻って来ていることの確認を行う。

⑥ 復旧統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班長に緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急時対策所内の加圧を指示する。

⑦ 復旧班は，緊急時対策所内に設置されている緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の２次圧力調節弁入口弁を開とし，流量調節弁にて流量を調整する。

⑧ 復旧班は，緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパを緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧時の開度まで閉（調整開）とするとともに緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを閉とする。

⑨ 復旧班は，緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて緊急時対策所空気浄化送風機を停止する。

⑩ 復旧班は，緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊

急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし，緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧100Pa以上，緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所において，復旧班５名で行い，作業開始を判断してから一連の作業完了まで５分以内で可能である。

c．緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順

周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合にプルーム通過後の緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

可搬式モニタリング・ポスト又は可搬式エリア放射線モニタの線量率の指示値が上昇した後に，減少に転じ，更に線量率が安定な状態になり，周辺環境中の放射性物質が十分減少し，可搬式モニタリング・ポストの値が0.5mGy/h※16を下回った場合。

※16 保守的に0.5mGy/hを0.5mSv/hとして換算し，仮に７日間被ばくし続けたとした場合の被ばく線量は84mSv（0.5mSv/h×168h）となる。これは，100mSvに対して余裕があり，また，緊急時対策所の居住性評価における1.7mSvに加えた場合でも100mSvを超えることのない値として設定。

(b) 操作手順

緊急時対策所の正圧化について，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による給気から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（プルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化）を第1.18－2図に，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順のタイムチャートを第1.18－12図に示す。

① 復旧統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班長に緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替えを指示する。

② 復旧班は，緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

③ 復旧班は，緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを調整開とし，流量を調整する。

④ 復旧班は，緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし，緊急時対策本部圧力を大

気圧から正圧100Pa以上，緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。

⑤ 復旧班は，緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の２次圧力調節弁入口弁を閉とする。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所において，復旧班５名で行い，作業開始を判断してから一連の作業完了まで５分以内で可能である。

1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等

重大事故等が発生した場合において，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が，緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（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) 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）によるプラントパラメータ等の監視手順

重大事故等が発生した場合，緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちＳＰＤＳ伝送サーバ及びＳＰＤＳデータ表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する手順を整備する。

（添付資料1.18.3 添付3－1）

ａ．手順着手の判断基準

緊急時対策所を立ち上げる場合。

ｂ．操作手順

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）のうちＳＰＤＳ伝送サーバ及びＳＰＤＳデータ表示装置によりプラントパラメータを監視する手順の概要は以下のとおり。必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備系統概要図を第1.18－13図に示す。

なお，ＳＰＤＳ伝送サーバについては，常時伝送が行われており，操作

は必要ない。

① プラント監視班は，手順着手の判断基準に基づき，ＳＰＤＳデータ表示装置の接続を確認する。

② プラント監視班は，ＳＰＤＳデータ表示装置にて，各パラメータを監視する。

ｃ．操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所内においてプラント監視班１名で行う。室内でのＳＰＤＳデータ表示装置の接続確認等のみであるため，短時間での対応が可能である。

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備

重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に配備し，資料が更新された場合には資料の差替えを行い，常に最新となるよう通常時から維持，管理する。

（添付資料1.18.3　添付3－2）

(3) 通信連絡に関する手順等

重大事故等時において，緊急時対策所の通信連絡設備により，中央制御室，屋内外の作業場所，本社，国，自治体，その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。

重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧を第1.18－4表に，必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備系統概要図を第1.18－13図に示す。

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用方法等，必要な手順の詳細は，「1.19　通信連絡に関する手順等」にて整備する。

1.18.2.3　必要な数の要員の収容に係る手順等

緊急時対策所には，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員として，92名を収容する。

なお，プルーム通過中において，緊急時対策所にとどまる要員は64名である。

要員の収容にあたっては，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員との輻輳を避けるレイアウトとなるように考慮する。また，要員の収容が適切に行えるようにトイレや休憩スペース等を整備するとともに，収容する要員に必要な放射線管理を行うための資機材，飲料水，食料等を整備し，維持，管理する。

（添付資料1.18.4　添付4－3）

(1)　放射線管理

a．放射線管理用資機材の維持管理等

緊急時対策所には，７日間外部からの支援がなくとも重大事故等に対処する要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服，個人線量計，全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに，通常時から維持，管理し，重大事故等時には，防護具等の使用及び管理を適切に運用し，十分な放射線管理を行う。

放射線管理班長は，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の被ばく線量管理を行うため，個人線量計を常時装着させるとともに線量評価を行う。また，作業に必要な放射線管理用資機材を用いて作業現場の線量率測定等を行う。

（添付資料1.18.4　添付4－4）

b．チェンジングエリアの設営及び運用手順

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

チェンジングエリアには，防護具を脱衣する脱衣エリア，放射性物質による要員や物品の汚染を確認するためのサーベイエリア，汚染が確認された際に除染を行う除染エリアを設け，放射線管理班が汚染検査及び除染を行うとともに，チェンジングエリアの汚染管理を行う。

除染エリアは，サーベイエリアに隣接して設置されており，除染はウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが，拭き取りにて除染ができない場合は，簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は，必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。

チェンジングエリアは，速やかな設営作業を可能とするよう，平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくとともに運用に必要となる資機材を配備しておく。

(a)　手順着手の判断基準

２号当直副長が，原災法該当事象が発生したと判断した後，技術統括が，事象進展の状況（炉心損傷を判断した場合※13等），参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して，チェンジングエリアの設営を行うと判断した場合。

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

超えた場合，又は格納容器雰囲気放射線モニタ（ＣＡＭＳ）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

（添付資料1.18.2　添付2－1）

(b)　操作手順

チェンジングエリアを設営するための手順の概要は以下のとおり。チェンジングエリア設営のタイムチャートを第1.18－14図に示す。

①　技術統括は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班長に緊急時対策所の出入口付近に，チェンジングエリアの設営を指示する。

②　放射線管理班は，チェンジングエリア用資機材の設置状態，床・壁の養生状態を確認し，必要に応じて補修する。

③　放射線管理班は，粘着マットの保護シートの剥離及び装備回収箱へポリ袋の取り付けを行う。

④　放射線管理班は，ＧＭ汚染サーベイ・メータを設置する。

（添付資料1.18.4　添付4－5）

(c)　操作の成立性

上記の対応は，放射線管理班１名で行い，作業開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能である。

ｃ．緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，７日間は交換なしで連続使用できる設計であるが，故障する等，緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合に，待機側を起動し，切替えを実施する手順を整備する。

緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットは，緊急時対策所に２系統設置しており，故障等を考慮しても，切替え等を行うことにより，数ヶ月間使用可能とする。

なお，使用済緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が高い場合は，フィルタ交換による被ばくを避けるため，放射線量が減衰して下がるまで，適切な遮蔽が設置されているその場所で一時保管する。

(a)　手順着手の判断基準

運転中の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットが故障する等，切替えが必要となった場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニ

ットを待機側に切り替える手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所換気空調設備系統概要図（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの待機側への切替え）を第1.18－9－2図に，緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順のタイムチャートを第1.18－15図に示す。

① 復旧統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班長に緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替えを指示する。

② 復旧班は，緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて待機側の緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

③ 復旧班は，待機側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを調整開とし，流量を調整する。

④ 復旧班は，使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを閉とする。

⑤ 復旧班は，緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて使用側の緊急時対策所空気浄化送風機を停止する。

⑥ 復旧班は，緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし，緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧100Pa以上，緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所内において，復旧班３名で行い，作業開始を判断してから一連の作業完了まで６分以内で可能である。

円滑に作業ができるように，アクセスルートを確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

(2) 飲料水，食料等の維持管理

重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後，少なくとも外部からの支援なしに７日間，活動するために必要な飲料水，食料等を備蓄するとともに，通常時から維持，管理する。

（添付資料1.18.4　添付4－6）

支援班長は，重大事故等が発生した場合には，飲料水，食料等の支給を適切に運用する。

放射線管理班長は，緊急時対策所内での飲食等の管理として，適切な頻度で緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度の測定を行い，飲食しても問題ない環境であることを確認する。

ただし，緊急時対策所内の空気中放射性物質濃度が目安（1×10^{-3} Bq/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。

また，重大事故等が発生した場合，緊急時対策所内の室温・湿度が維持できるよう予備のエアコン等を保管し，管理を適切に行う。

1.18.2.4　代替交流電源設備からの給電手順

(1)　緊急時対策所用発電機による給電

ａ．緊急時対策所用発電機準備手順

緊急時対策所用発電機を起動するための準備として，可搬ケーブルの接続を行う手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

緊急時対策所を立ち上げる場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所と緊急時対策所用発電機を可搬ケーブルにて接続する手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所給電系統概要図を第1.18－16図に，緊急時対策所用発電機準備手順のタイムチャートを第1.18－17図に示す。

① 復旧統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班長に緊急時対策所用発電機の準備を指示する。

② 復旧班は，緊急時対策所用発電機と緊急時対策所　発電機接続プラグ盤間に可搬ケーブルを敷設し，可搬ケーブル接続を行い，絶縁抵抗測定により電路の健全性を確認する。これらは２台共に実施する。可搬ケーブル接続後，緊急時対策所　発電機接続プラグ盤の遮断器を「入」操作する。

③ 復旧班は，給電する電路に異常がないことを確認する。

(c)　操作の成立性

上記の対応は，復旧班３名で行い，作業開始を判断してから一連の作業完了まで40分以内で可能である。

円滑に作業できるように，アクセスルートを確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

また，ヘッドライトを用いることで，暗闇における作業性についても確保している。

ｂ．緊急時対策所用発電機起動手順

緊急時体制が発令された場合，緊急時対策要員及び自衛消防隊は，緊急時対策本部を拠点として活動を開始する。

緊急時対策所の必要な負荷は，２号炉の非常用低圧母線より受電される

が，同母線より受電できない場合は，代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機から給電する。

緊急時対策所で，代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機による給電手順を整備する。

（添付資料1.18.5　添付5－1）

(a)　手順着手の判断基準

外部電源，常用母線及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により２号炉の非常用低圧母線より受電できない場合で，早期の電源回復が不能の場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所用発電機により電源を給電する手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所給電系統概要図を第1.18－16図に，緊急時対策所用発電機起動手順のタイムチャートを第1.18－18図に示す。

①　復旧統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班長に緊急時対策所用発電機の起動を指示する。

②　復旧班は，緊急時対策所用発電機の配備場所まで移動し，燃料油量を確認した上で，緊急時対策所用発電機を起動する。

③　復旧班は，緊急時対策所　低圧母線盤まで移動し，緊急時対策所　低圧母線盤のすべての遮断器を「切」にし，緊急時対策所用発電機からの受電遮断器を「入」にする。

④　復旧班は，給電した緊急時対策所低圧母線の電圧確認を行う。

⑤　復旧班は，緊急時対策所　低圧母線盤の必要な負荷への遮断器を「入」とし，給電を開始する。

(c)　操作の成立性

上記の対応は，復旧班３名で行い，作業開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能である。

円滑に作業できるように，アクセスルートを確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

ｃ．緊急時対策所用発電機の切替え手順

２号炉の非常用低圧母線より受電できない場合において，早期の電源回復が不能の場合で，緊急時対策所用発電機を運転した際は，燃料給油のため緊急時対策所用発電機を切り替える必要があり，その手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

燃料給油等のため，運転中の緊急時対策所用発電機の停止が必要となった場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所用発電機の切替え手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所用発電機の切替え手順のタイムチャートを第1.18－19図に示す。

①　復旧統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班長に緊急時対策所用発電機の切替えを指示する。

②　復旧班は，緊急時対策所（通信・電気室）又は緊急時対策所用発電機の設置場所へ移動し，待機側の緊急時対策所用発電機を起動する。

③　復旧班は，緊急時対策所（通信・電気室）又は緊急時対策所用発電機の設置場所で使用側の緊急時対策所用発電機を停止する。

④　復旧班は，待機側の緊急時対策所用発電機の起動確認を実施する。

(c)　操作の成立性

上記の対応は，復旧班２名で行い，作業開始を判断してから一連の作業完了まで20分以内で可能である。

円滑に作業できるように，アクセスルートを確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

d．緊急時対策所用発電機への燃料給油手順

２号炉の非常用低圧母線より受電できない場合において，早期の電源回復が不能の場合で，緊急時対策所用発電機を運転した際は，燃料給油が必要となる。

緊急時対策所用発電機には，緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへ燃料を補給し，緊急時対策所用発電機に給油する。

緊急時対策所用発電機へ給油する手順を整備する。

また，重大事故等時７日間運転を継続するために必要な燃料の備蓄量として，緊急時対策所用燃料地下タンク（約45m^3）を管理する。

(a)　手順着手の判断基準

緊急時対策所用発電機を運転した場合において，緊急時対策所用発電機の燃料油量を確認した上で運転開始後，負荷運転時における燃料給油手順着手時間※17に達した場合。

※17　緊急時対策所の必要な負荷運転時における燃料給油作業着手時間及び給油間隔の目安は以下のとおり。

・運転開始後18時間（その後約36時間ごとに給油）

(b)　操作手順

緊急時対策所用発電機への燃料給油手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所用発電機への燃料給油概要図を第1.18－20図に，緊急時対策所用発電機への燃料給油手順のタイムチャートを第1.18－21図に示す。

①　復旧統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班長に緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリによる緊急時対策所用発電機への燃料給油を指示する。

②　復旧班は，緊急時対策所用燃料地下タンクから緊急時対策所用発電機への燃料給油作業の準備を行う。

③　復旧班は，タンクローリを保管エリアから緊急時対策所用燃料地下タンク近傍に移動させ，燃料の補給を行う。

④　復旧班は，タンクローリを緊急時対策所用発電機の近傍に移動させ，緊急時対策所用発電機への燃料給油を実施する。

⑤　復旧班は，緊急時対策所用発電機の燃料油量を確認し，負荷運転時の燃料給油間隔を目安に，以降③，④を繰り返し燃料の給油を実施する。

(c)　操作の成立性

上記の対応は，復旧班２名で行い，作業開始を判断してから１回の燃料給油に係る一連の作業完了まで２時間50分以内で可能である。なお，タンクローリに残油がある場合には，30分以内で可能である。

緊急時対策所用発電機の燃料消費率は，実負荷にて起動から燃料の枯渇までの時間を42時間以上と想定しており，枯渇までに燃料給油を実施する。

（添付資料1.18.5　添付5－1）

円滑に作業できるように，アクセスルートを確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

e．緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順

緊急時対策所用発電機を運転した場合で，緊急時対策所用発電機が２台損傷した際は，緊急時対策所用発電機（予備）との切替えが必要となる。緊急時対策所用発電機が２台損傷した場合の緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順を整備する。

(a)　手順着手の判断基準

緊急時対策所用発電機を運転した場合で，緊急時対策所用発電機２台の損傷のため緊急時対策所用発電機（予備）への切替えが必要となった場合。

(b)　操作手順

緊急時対策所用発電機を予備に切り替える手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順のタイムチャートを第1.18－22図に示す。

①　復旧統括は，手順着手の判断基準に基づき，復旧班長に緊急時対策所用発電機（予備）への切替えを指示する。

②　復旧班は，使用中の緊急時対策所用発電機設置場所へ移動し，当該電源設備が起動不可であることを確認する。

③　復旧班は，緊急時対策所用発電機（予備）の保管場所へ移動し，緊急時対策所用発電機（予備）の外観点検を実施する。

④　復旧班は，緊急時対策所用発電機（予備）を緊急時対策所北側へ移動する。

⑤　復旧班は，緊急時対策所用発電機（予備）と緊急時対策所　発電機接続プラグ盤間に可搬ケーブルを敷設し，可搬ケーブル接続を行う。

⑥　復旧班は，絶縁抵抗測定により電路の健全性を確認し，遮断器の「入」操作を実施する。

⑦　復旧統括は，「1.18.2.4(1)ｃ．緊急時対策所用発電機の切替え手順」の手順着手の判断基準に基づき，緊急時対策所用発電機（予備）からの給電を実施する。

(c)　操作の成立性

上記の対応は，復旧班３名で行い，作業開始を判断してから一連の作業完了まで３時間15分以内で可能である。

円滑に作業できるように，アクセスルートを確保し，防護具，照明及び通信連絡設備を整備する。

第1.18－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	－	居住性の確保	緊急時対策所 緊急時対策所遮蔽 緊急時対策所空気浄化送風機 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット 緊急時対策所正圧化装置（配管・弁） 緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁 緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁） 緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ） 可搬式エリア放射線モニタ 可搬式モニタリング・ポスト※1 酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 差圧計	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「緊急時対策所空気浄化装置運転」 「緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定」 「緊急時対策本部内可搬式エリア放射線モニタ設置手順」 「緊急時対策所空気ボンベ加圧設備による空気供給準備」 「緊急時対策所空気浄化装置から緊急時対策所空気ボンベ加圧設備への切替」 「緊急時対策所空気ボンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置への切替」 緊急時対策所運用手順書
	－	必要な指示及び通信連絡	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） 衛星電話設備（携帯型）※2 衛星電話設備（固定型）※2 無線通信設備（携帯型）※2 無線通信設備（固定型）※2 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備※2 無線通信設備（屋外アンテナ）※2 衛星通信装置※2 衛星電話設備（屋外アンテナ）※2 無線通信装置※2 有線（建物内）（無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）※2 有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に係るもの） 有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの）※2	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）によるプラントパラメータ等の監視」 「重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備」
			所内通信連絡設備（警報装置を含む。）※2 電力保安通信用電話設備※2 衛星電話設備（社内向）※2 テレビ会議システム（社内向）※2 専用電話設備※2 局線加入電話設備※2	自主対策設備	
			対策の検討に必要な資料※3	資機材	
	－	必要な数の要員の収容	放射線管理用資機材※3 飲料水，食料等※3	資機材	原子力災害対策手順書 「放射線管理用資機材の維持管理等」 「緊急時対策所チェンジングエリアの設営及び運用」 「緊急時対策所空気浄化装置の待機側への切替」 緊急時対策所運用手順書
	緊急時対策所全交流動力電源	代替交流電源設備からの給電	緊急時対策所用発電機 可搬ケーブル 緊急時対策所　発電機接続プラグ盤 緊急時対策所　低圧母線盤 緊急時対策所用燃料地下タンク タンクローリ ホース 緊急時対策所用発電機～緊急時対策所　低圧母線盤[電路]	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「緊急時対策所用発電機準備」 「緊急時対策所用発電機起動」 「緊急時対策所用発電機の切替」 「緊急時対策所用発電機への燃料給油」 「緊急時対策所用発電機（予備）の切替」

※1：手順は「1.17　監視測定等に関する手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.19　通信連絡に関する手順等」にて整備する。
※3：「対策の検討に必要な資料」，「放射線管理用資機材」及び「飲料水，食料等」については資機材であるため，重大事故等対処設備としない。

第1.18－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1／2)

対応手段	重大事故等の対応に必要となる監視項目		監視パラメータ（計器）
1.18.2.1　居住性を確保するための手順等			
(1)緊急時対策所立ち上げの手順 a．緊急時対策所空気浄化送風機運転手順	判断基準	－	－
	操作	緊急時対策所空気浄化送風機運転	空気浄化設備系空気浄化設備給気風量 差圧計
(1)緊急時対策所立ち上げの手順 b．緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	判断基準	－	－
	操作	緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
(2)「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象発生時の手順 a．可搬式エリア放射線モニタの設置手順	判断基準	－	－
	操作	緊急時対策所内の空間線量率	可搬式エリア放射線モニタ
(3)重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 b．緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順	判断基準	緊急時対策所内の空間線量率	可搬式エリア放射線モニタ
		緊急時対策所周辺の空間線量率	可搬式モニタリング・ポスト
		サプレッション・プール水位	サプレッション・プール水位（ＳＡ）
		原子炉格納容器内のガンマ線線量率	Ａ－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） Ｂ－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） Ａ－格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） Ｂ－格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）
		原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
	操作	緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧	緊急時対策所換気空調系空気ボンベ加圧設備空気供給流量 差圧計
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
(3)重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 c．緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順	判断基準	緊急時対策所内の空間線量率	可搬式エリア放射線モニタ
		緊急時対策所周辺の空間線量率	可搬式モニタリング・ポスト
	操作	緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え	空気浄化設備系空気浄化設備給気風量 差圧計
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計

第1.18－2表　重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(2／2)

対応手段		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ（計器）
1.18.2.3　必要な数の要員の収容に係る手順等			
(1)放射線管理 ｃ．緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順	判断基準	－	－
	操作	緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え	空気浄化設備系空気浄化設備給気風量 差圧計
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
1.18.2.4　代替交流電源設備からの給電手順			
(1)緊急時対策所用発電機による給電 ｂ．緊急時対策所用発電機起動手順	判断基準	緊急時対策所電源	緊急時対策所母線電圧
	操作	緊急時対策所用発電機の起動	緊急時対策所用発電機燃料油量 緊急時対策所用発電機電圧 緊急時対策所用発電機電流 緊急時対策所用発電機周波数
		緊急時対策所電源	緊急時対策所母線電圧
(1)緊急時対策所用発電機による給電 ｃ．緊急時対策所用発電機の切替え手順	判断基準	－	－
	操作	緊急時対策所用発電機の切替え	緊急時対策所用発電機電圧 緊急時対策所用発電機電流 緊急時対策所用発電機周波数
		緊急時対策所電源	緊急時対策所母線電圧
(1)緊急時対策所用発電機による給電 ｄ．緊急時対策所用発電機への燃料給油手順	判断基準	緊急時対策所用発電機の燃料残量	緊急時対策所用発電機燃料油量
	操作	緊急時対策所用発電機への燃料給油	緊急時対策所用発電機燃料油量

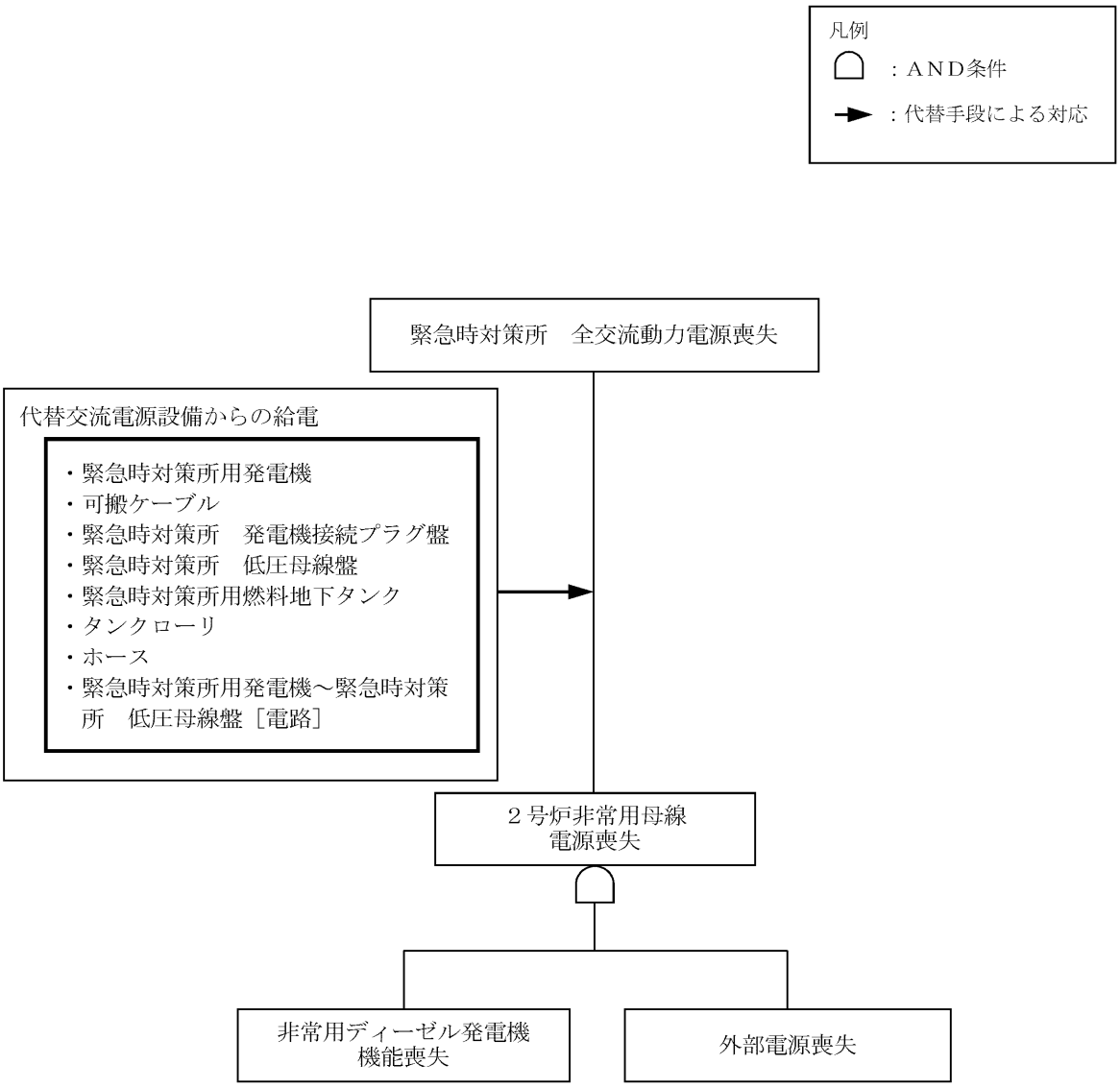
第1.18－3表　審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備※	給電元 給電母線
【1.18】 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	緊急時対策所空気浄化送風機	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	衛星電話設備（固定型）	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	無線通信設備（固定型）	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	ＳＰＤＳ伝送サーバ	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	ＳＰＤＳデータ表示装置	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線

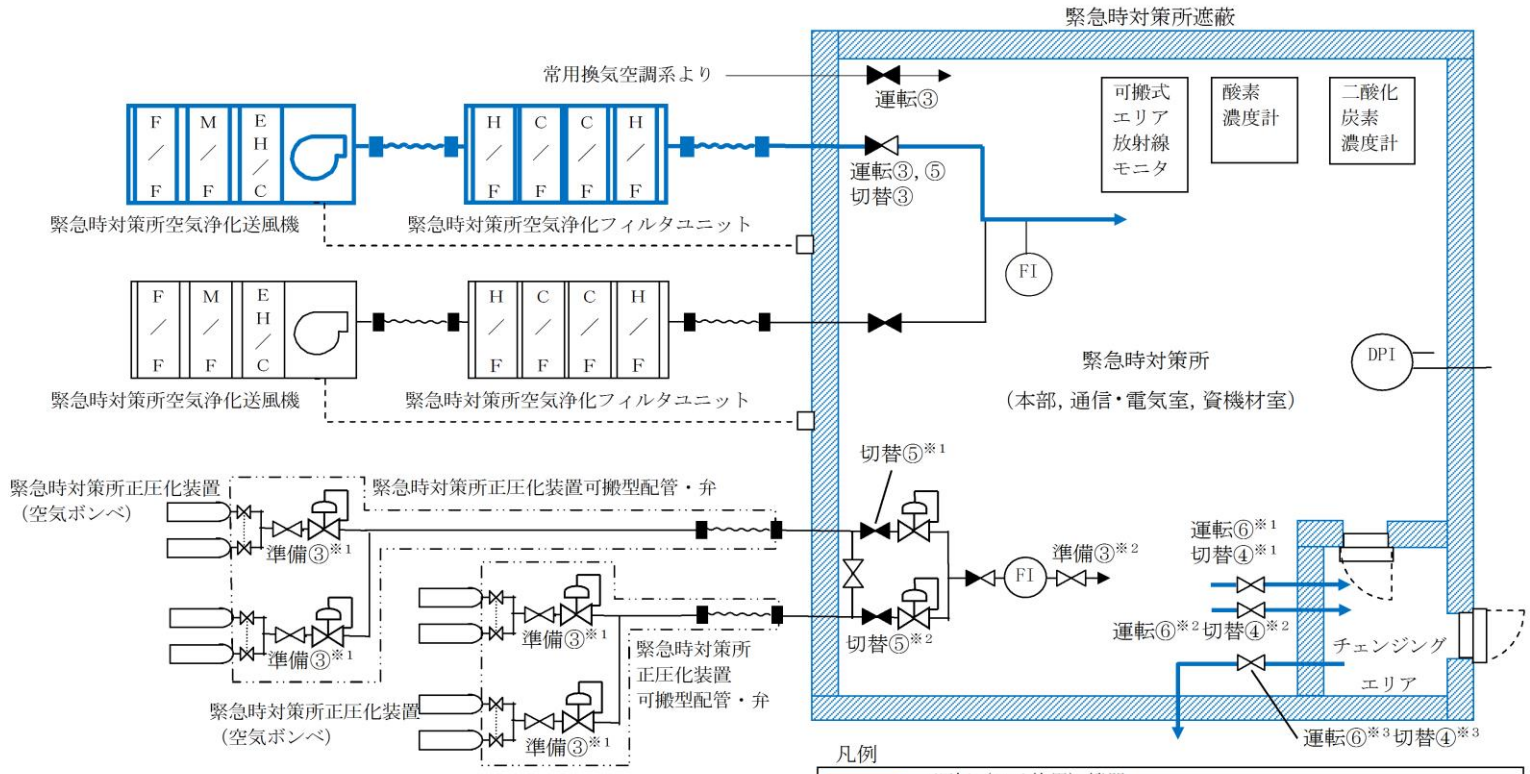
※　通信連絡設備における給電対象設備は「1.19　通信連絡に関する手順等」にて整備する。

第1.18－4表　重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧

対応設備	
無線通信設備	無線通信設備（携帯型）
	無線通信設備（固定型）
衛星電話設備	衛星電話設備（携帯型）
	衛星電話設備（固定型）
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	テレビ会議システム
	ＩＰ－電話機
	ＩＰ－ＦＡＸ



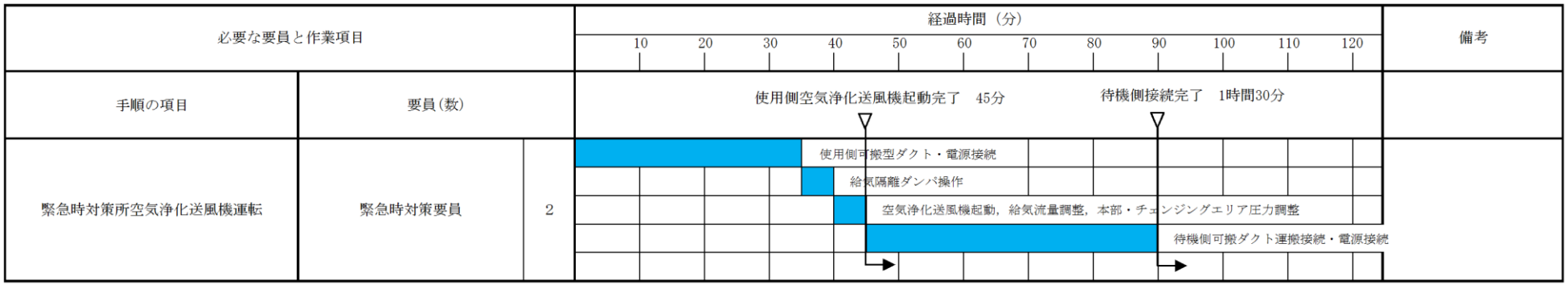
第1.18－1図　機能喪失原因対策分析



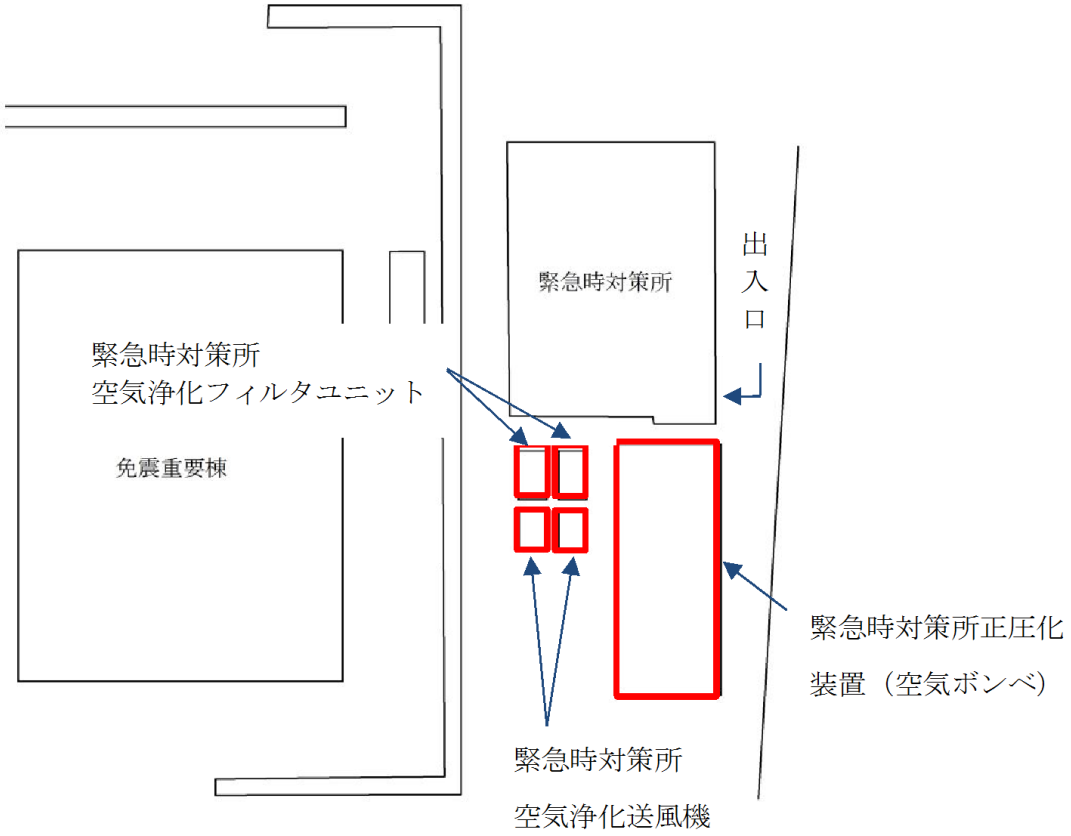
操作手順	名称
運転③	緊急時対策所常用換気空調系給気隔離ダンパ
運転③, ⑤切替③	緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパ（B）
運転⑥※1切替④※1	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ（A）
運転⑥※2切替④※2	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ（B）
運転⑥※3切替④※3	緊急時対策所排気隔離ダンパ
準備③※1	１次圧力調節弁（１）前弁　～　１次圧力調節弁（１８）前弁 （括弧内番号は緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）番号を示す。）
準備③※2	出口止め弁
切替⑤※1	２次圧力調節弁入口弁（A）
切替⑤※2	２次圧力調節弁入口弁（B）

第1.18－2図　緊急時対策所換気空調設備　系統概要図

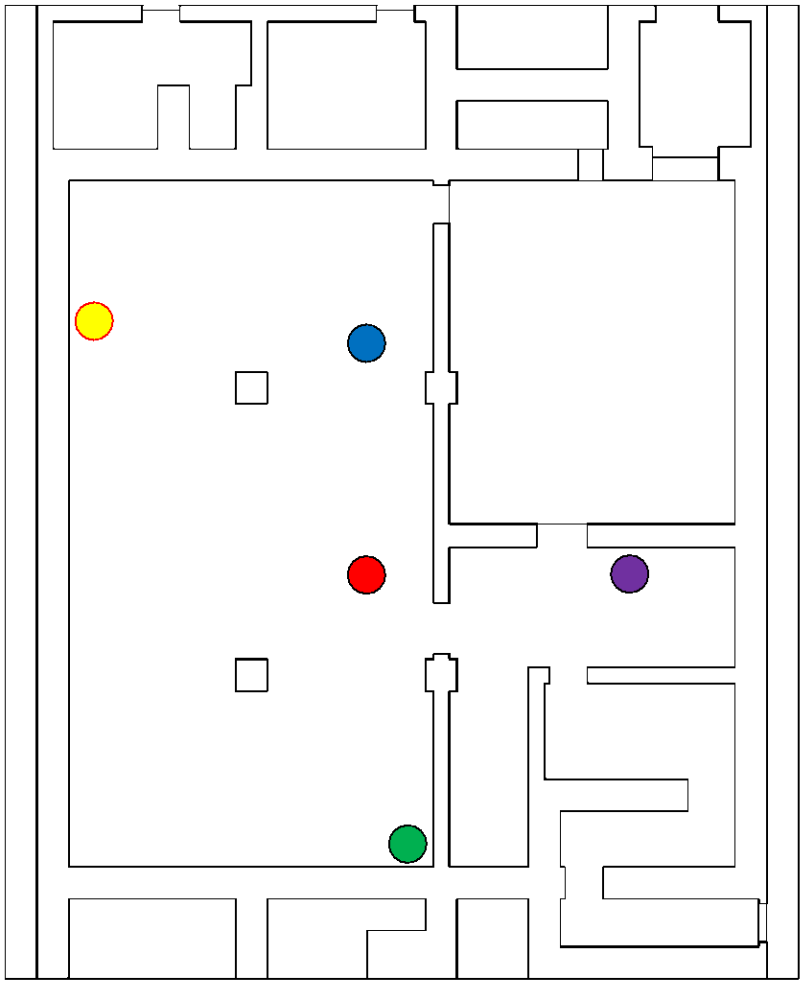
（プルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化）



第1.18－3図　緊急時対策所空気浄化送風機運転　タイムチャート



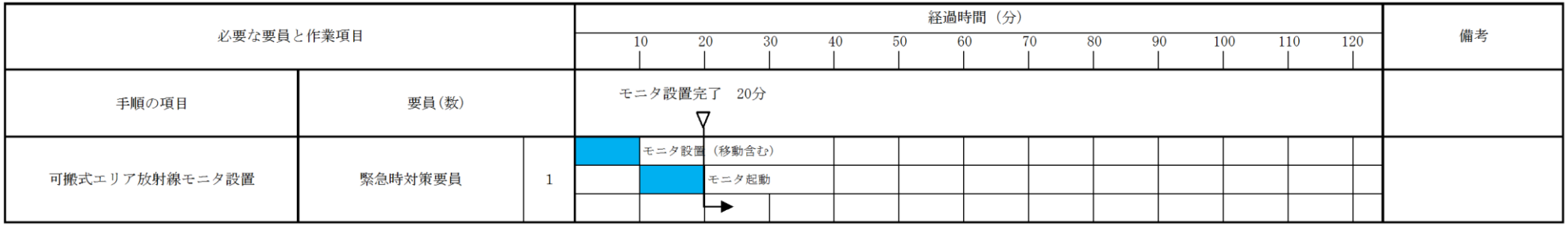
第1.18－4図　緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所空気浄化フィルタユニット及び緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）設置場所



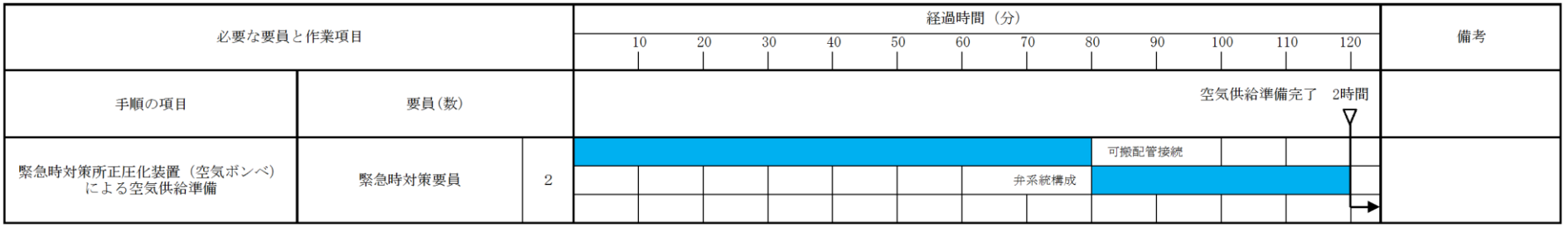
緊急時対策所平面図

【凡例】
- ：酸素濃度計，二酸化炭素濃度計　保管場所
- ：可搬式エリア放射線モニタ　保管場所
- ：酸素濃度，二酸化炭素濃度　測定箇所
- ：可搬式エリア放射線モニタ　測定箇所
- ：差圧計　設置箇所

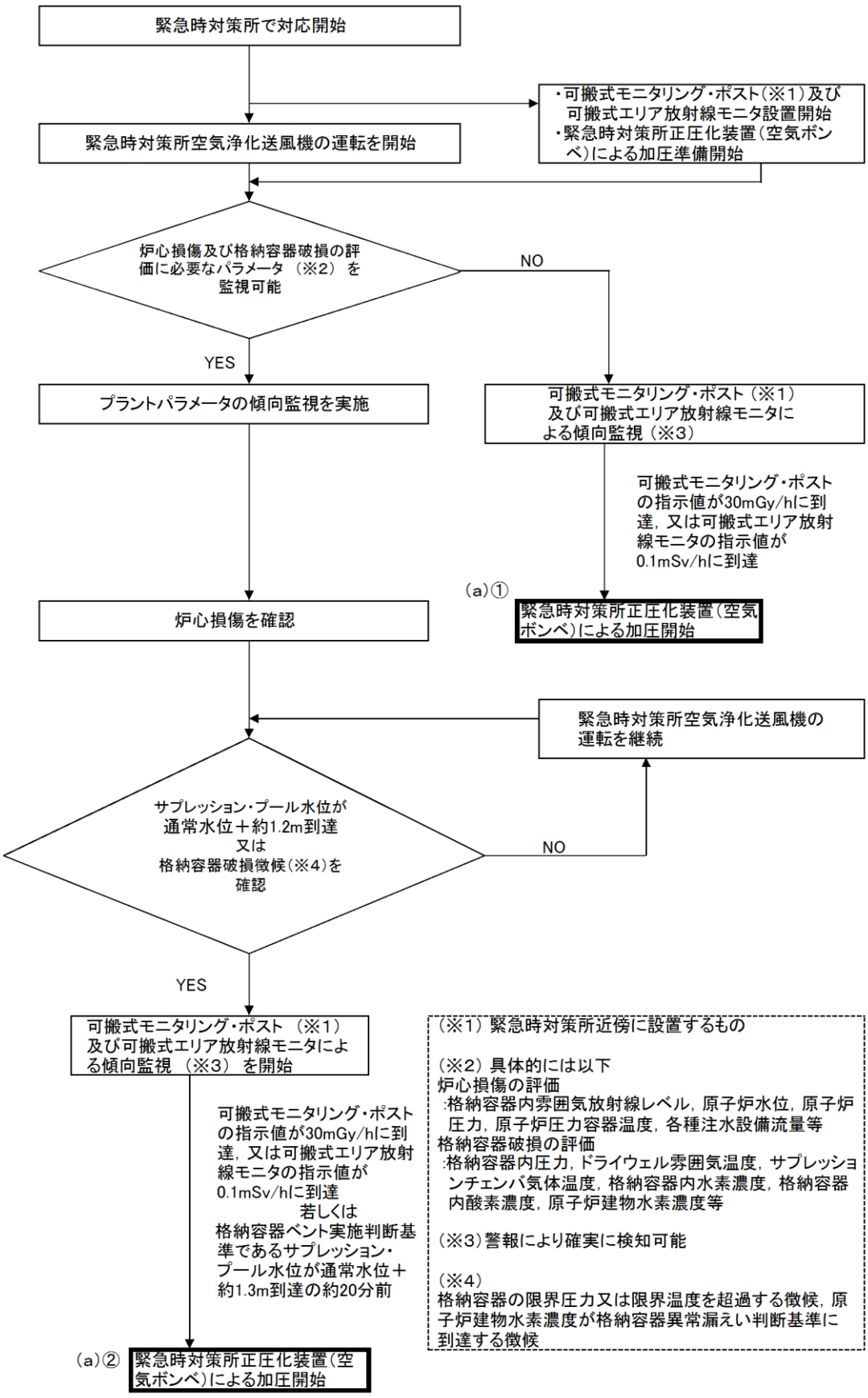
第1.18－5図　緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定点



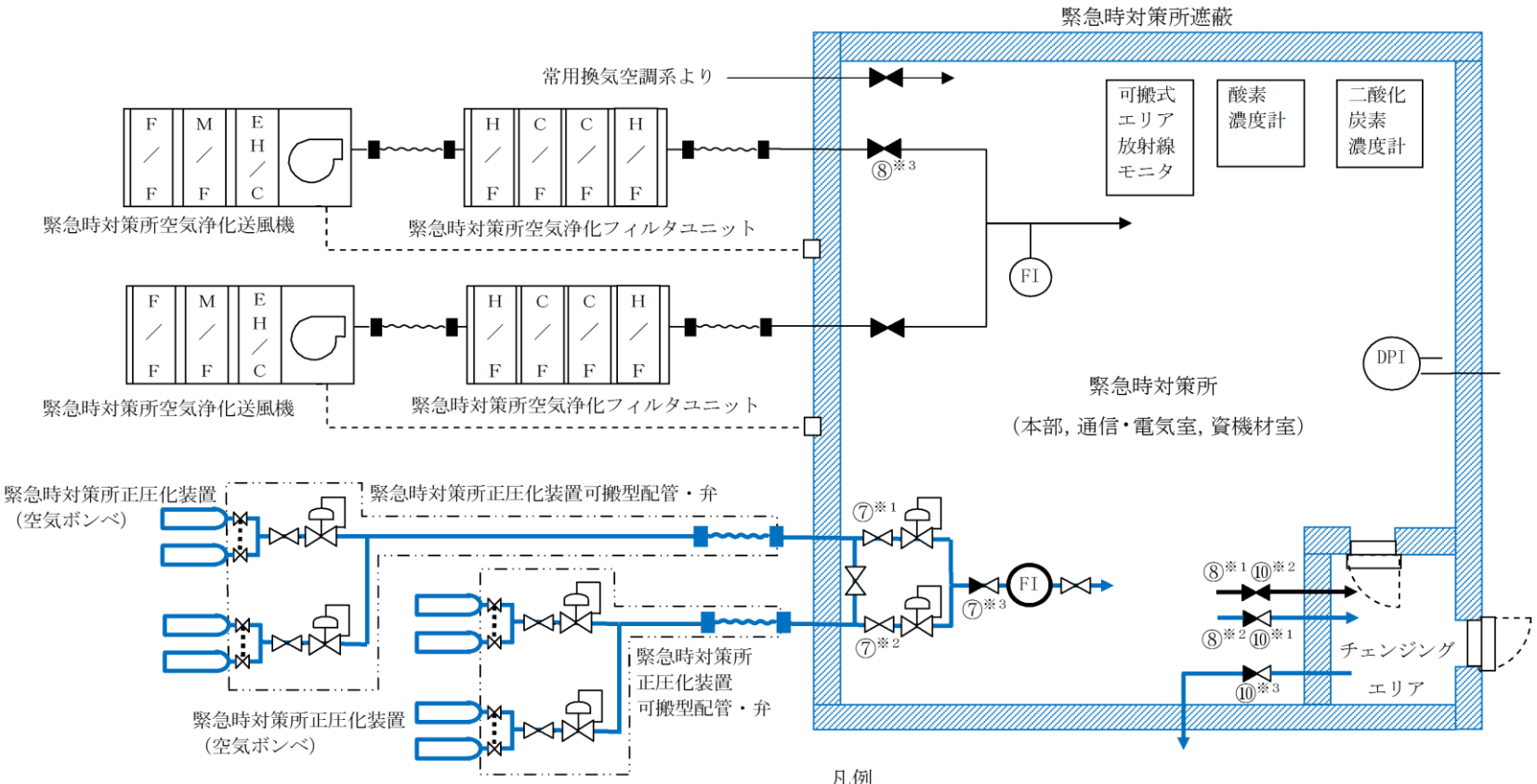
第1.18－6図　可搬式エリア放射線モニタ設置　タイムチャート



第1.18－7図　緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による空気供給準備　タイムチャート



第1.18－8図　緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化判断のフローチャート



操作手順	名称
⑦※1	２次圧力調節弁入口弁（A）
⑦※2	２次圧力調節弁入口弁（B）
⑦※3	流量調節弁
⑧※1 ⑩※2	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ（A）
⑧※2 ⑩※1	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ（B）
⑧※3	緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパ（B）
⑩※3	緊急時対策所排気隔離ダンパ

凡例

：運転（又は使用）機器

：緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト，
緊急時対策所正圧化装置可搬型配管のうちフレキシブルホース
（どちらも設備使用時に接続）

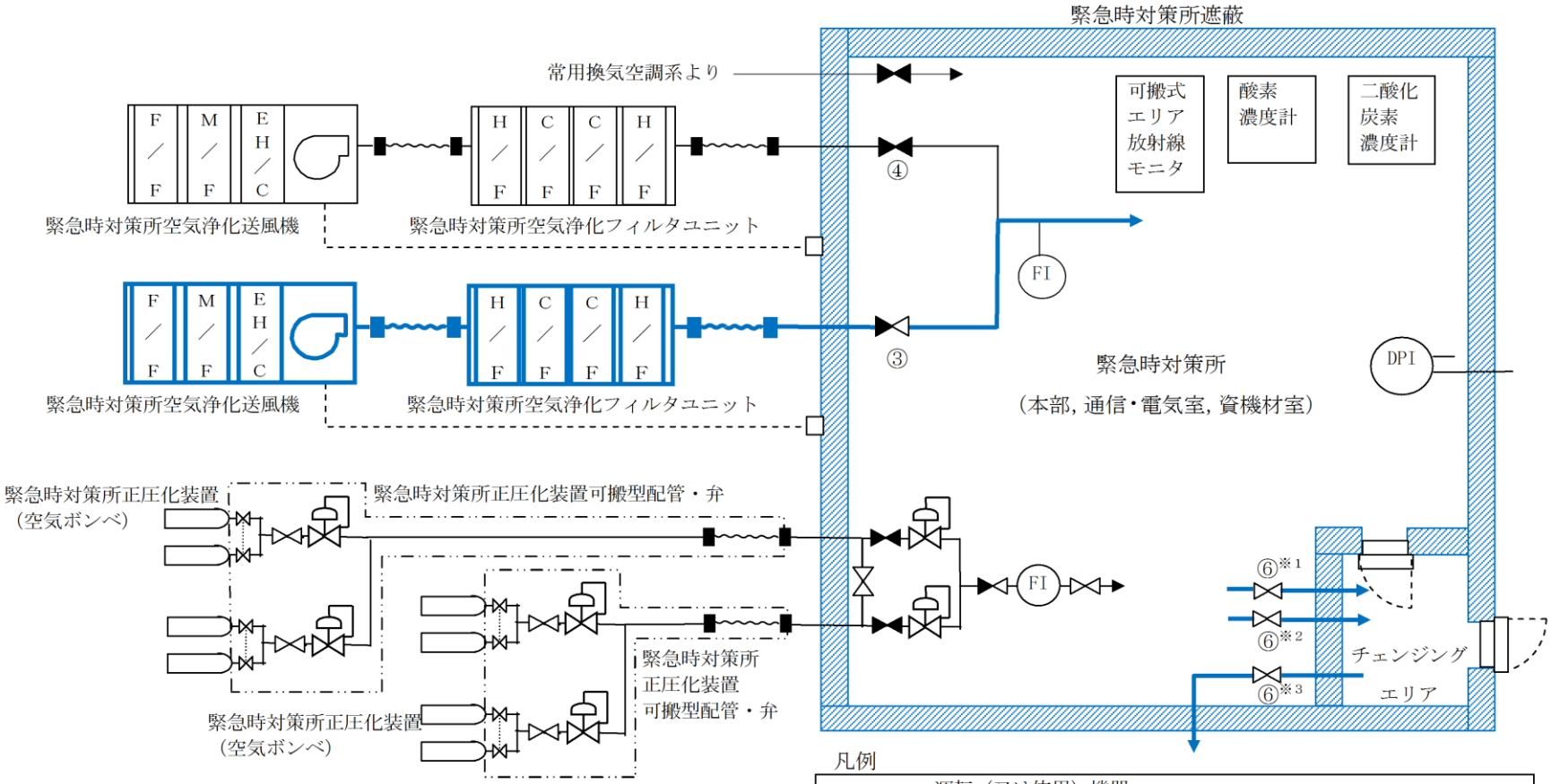
：電源（設備使用時に接続）

F／F　：平型フィルタ　　M／F　：中性能フィルタ
EH／C　：電気ヒータ　　H／F　：粒子用フィルタ
C／F　：よう素用フィルタ

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象機器が有る場合，その実施順を示す。

第 1.18－9－1 図　緊急時対策所換気空調設備　系統概要図

（プルーム通過中：緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化）

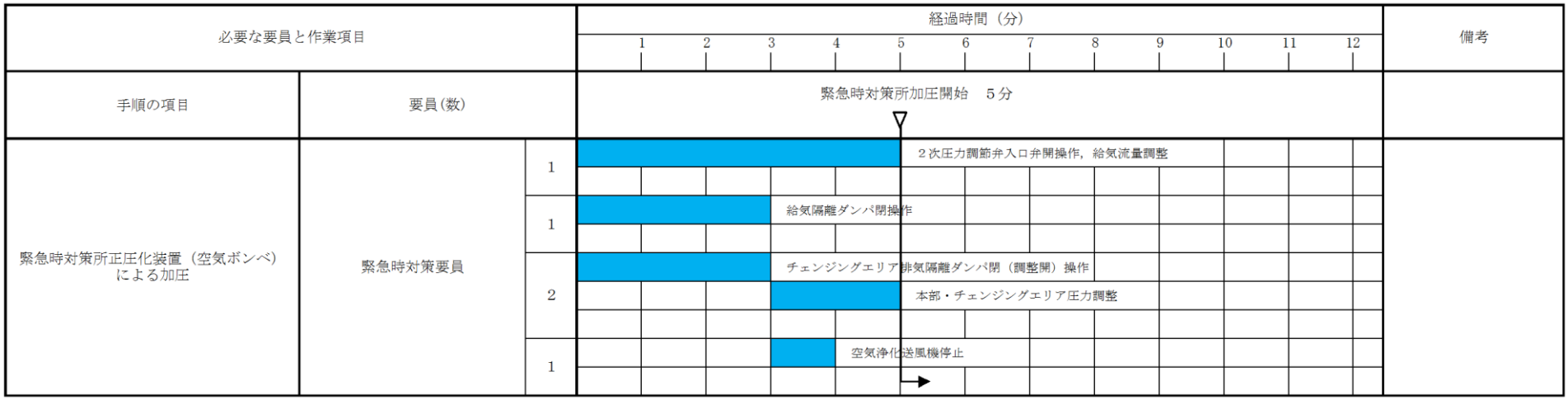


操作手順	名称
③	緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパ（A）
④	緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパ（B）
⑥※1	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ（A）
⑥※2	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ（B）
⑥※3	緊急時対策所排気隔離ダンパ

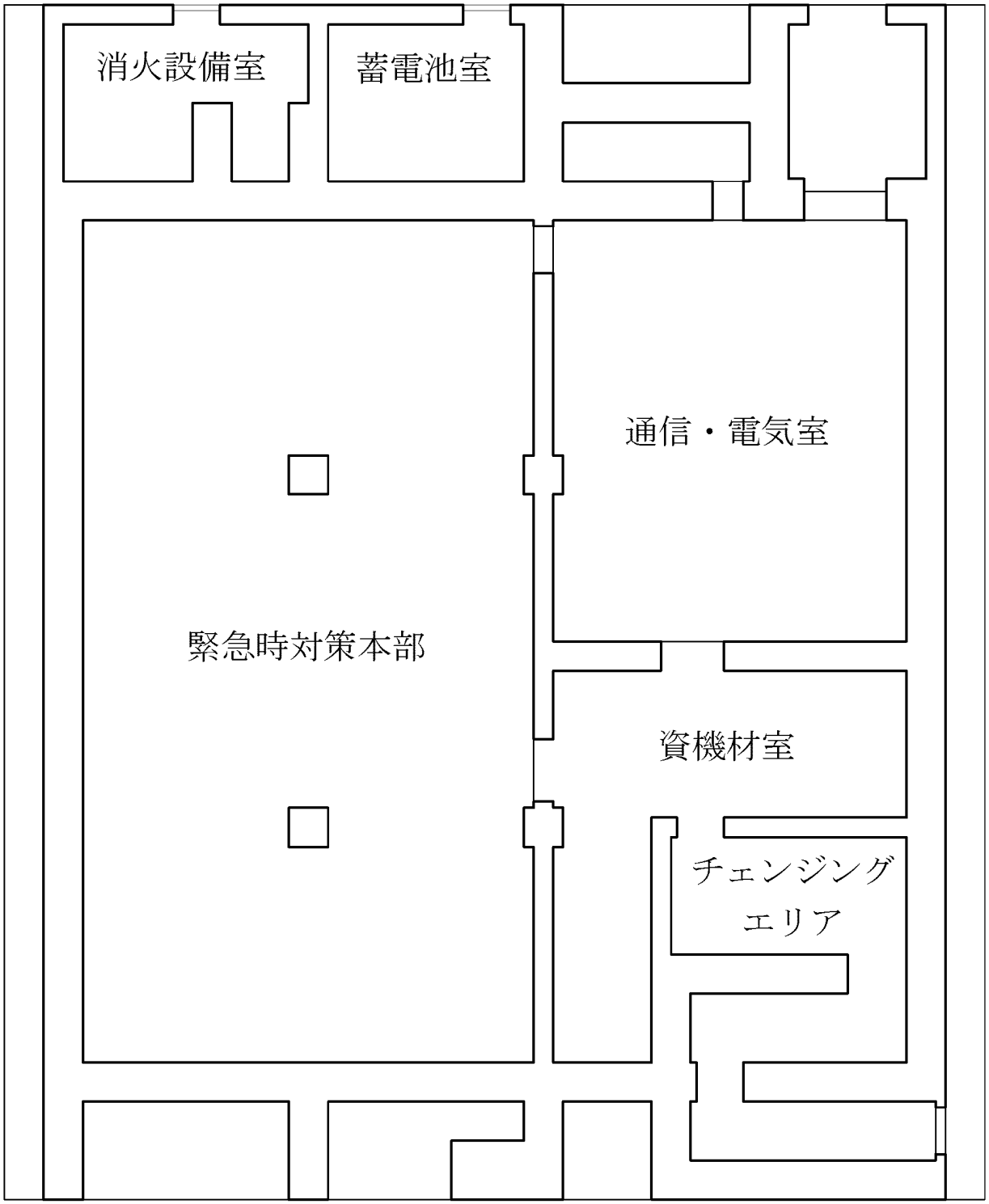
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象機器が有る場合，その実施順を示す。

第1.18－9－2図　緊急時対策所換気空調設備　系統概要図

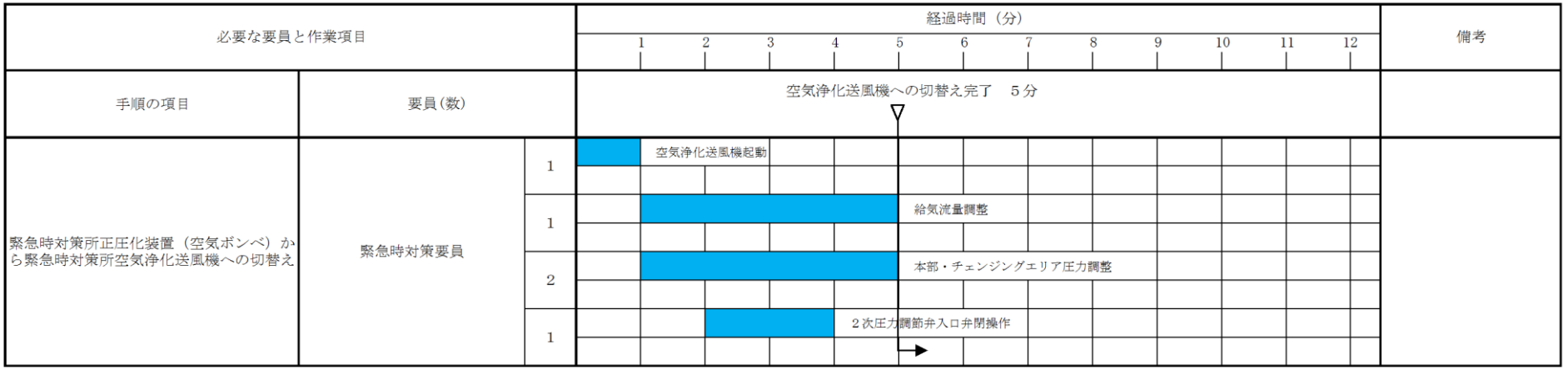
（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの待機側への切替え）



第1.18－10図　緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧　タイムチャート

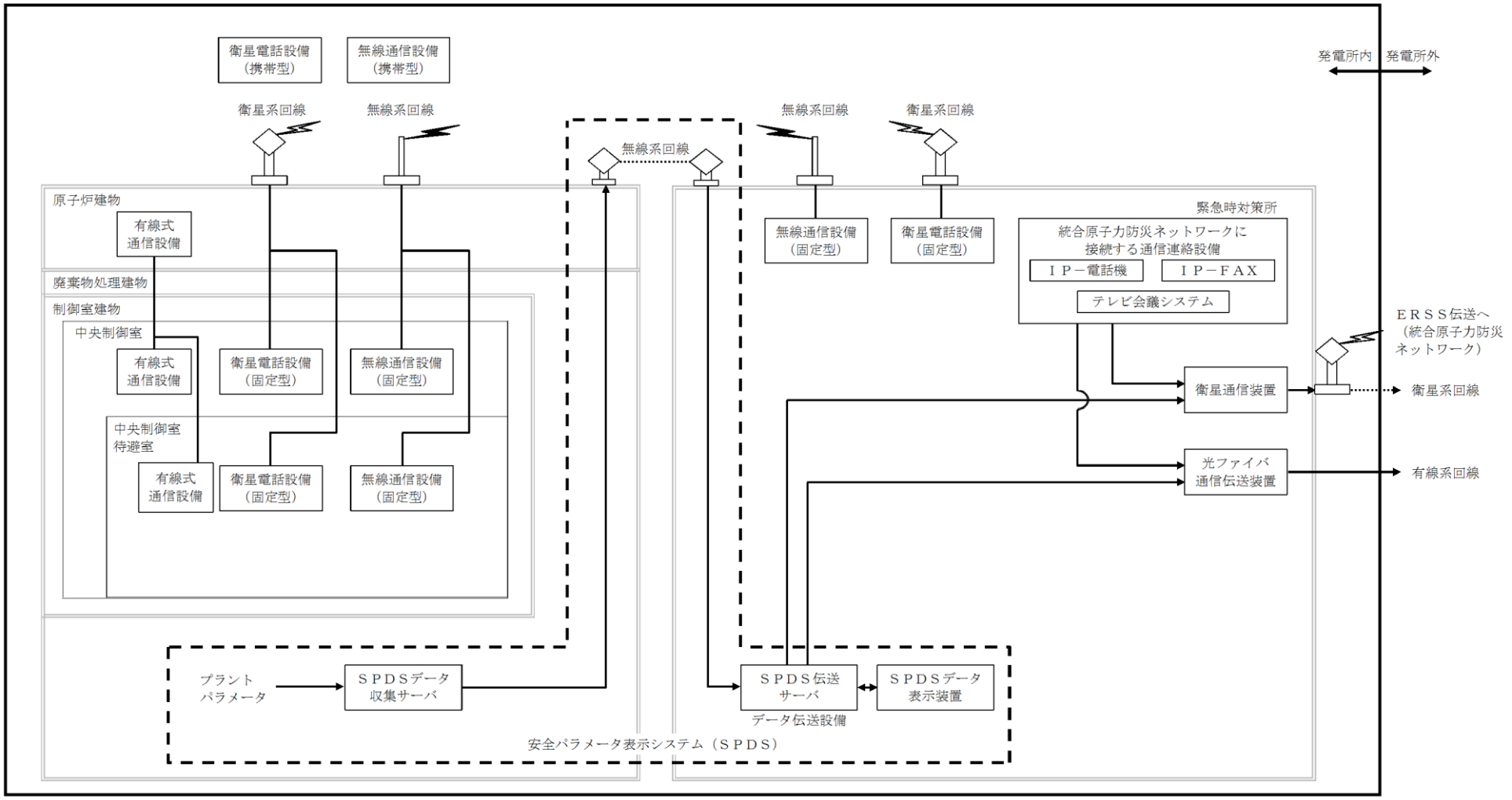


第1.18－11図　緊急時対策所　見取り図

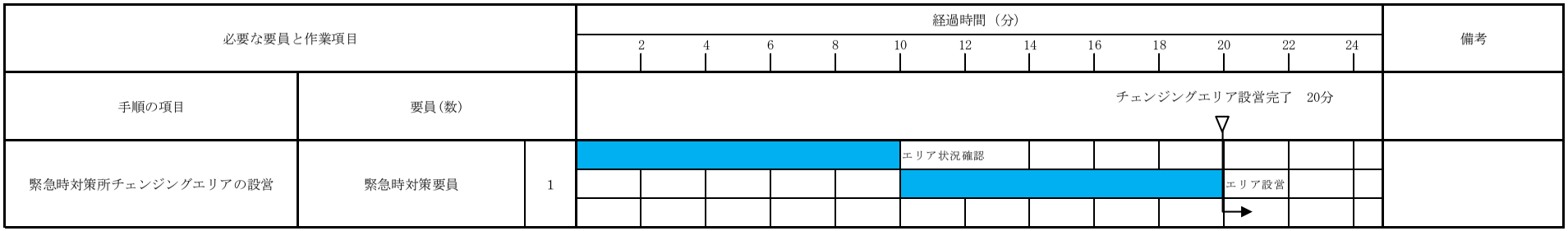


第 1.18－12 図　緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え

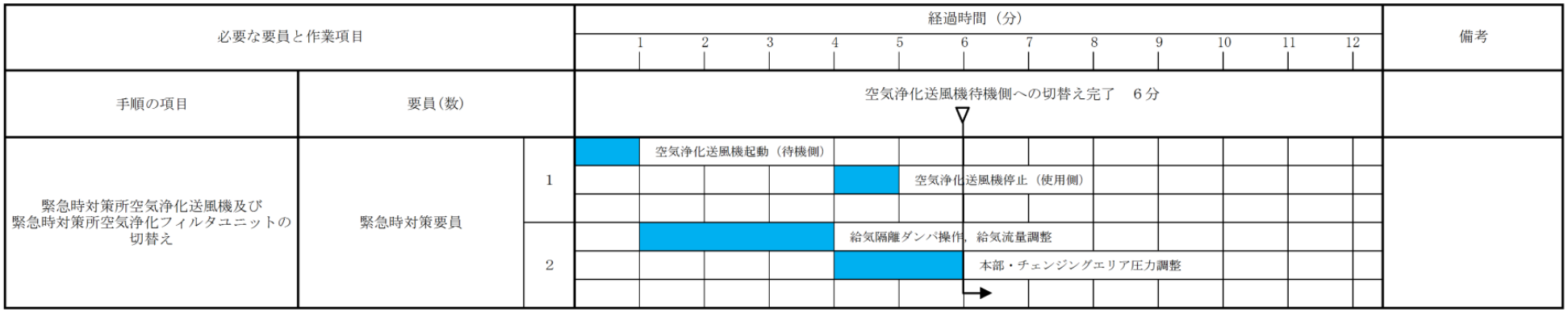
タイムチャート



第1.18－13図　必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備　系統概要図

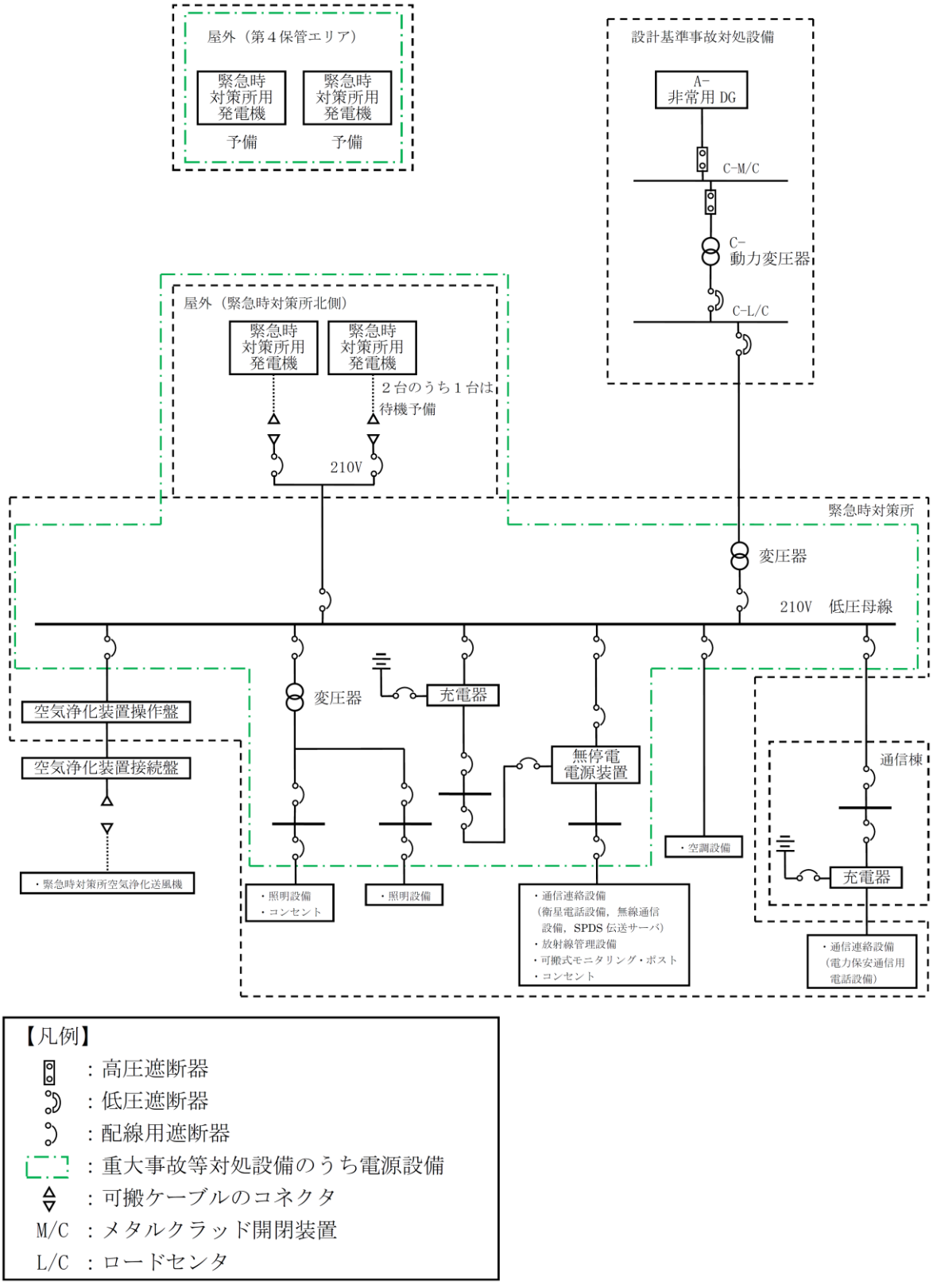


第1.18－14図　緊急時対策所チェンジングエリアの設営　タイムチャート

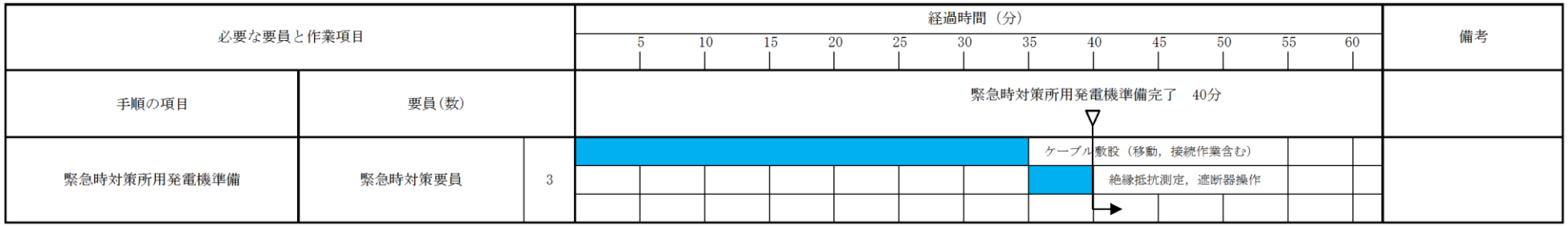


第 1.18－15 図　緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え

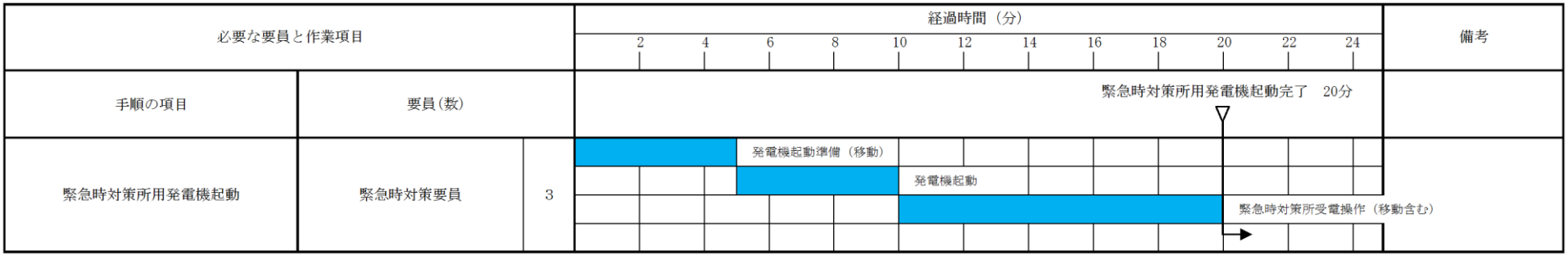
タイムチャート



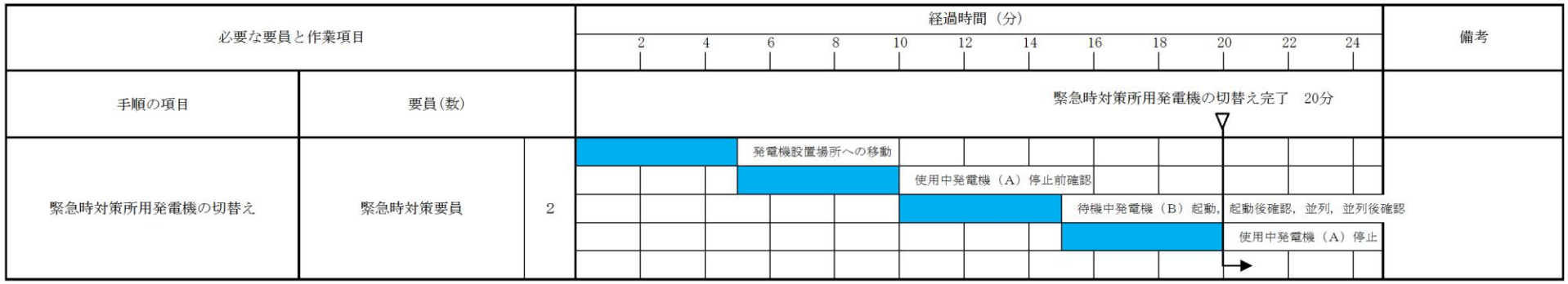
第1.18－16図　緊急時対策所　給電系統概要図



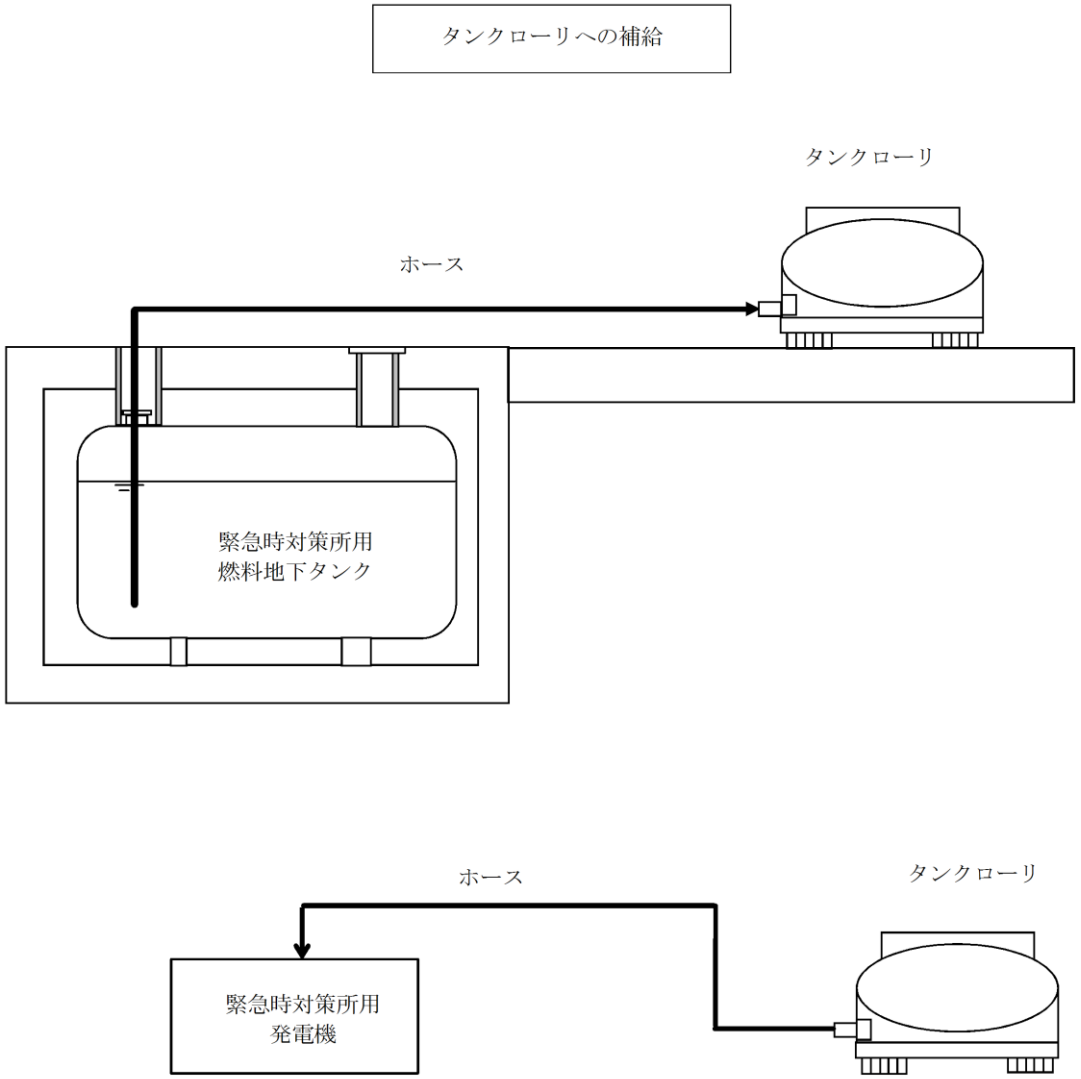
第1.18－17図　緊急時対策所用発電機準備　タイムチャート



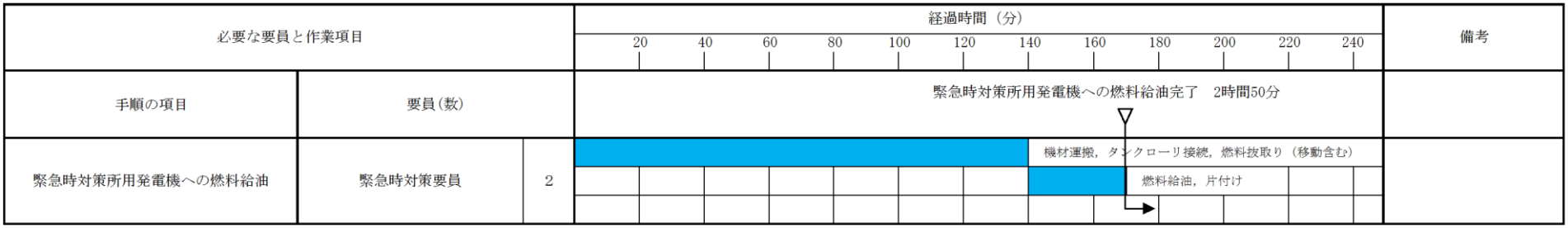
第1.18－18図　緊急時対策所用発電機起動　タイムチャート



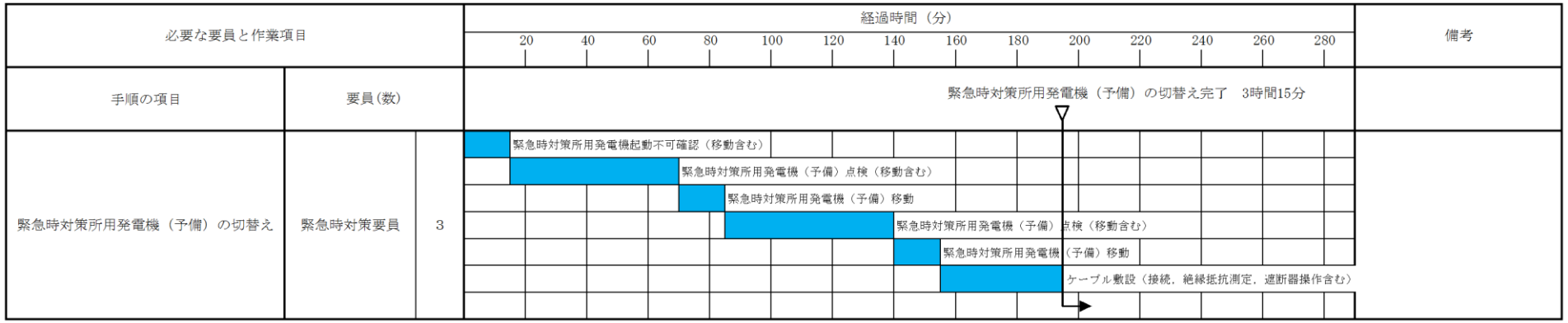
第1.18－19図　緊急時対策所用発電機の切替え　タイムチャート



第1.18－20図　緊急時対策所用発電機への燃料給油　概要図



第1.18－21図　緊急時対策所用発電機への燃料給油　タイムチャート



第1.18－22図　緊急時対策所用発電機（予備）の切替え　タイムチャート

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（１／６）

技術的能力審査基準（1.18）	番号	設置許可基準規則（六十一条）	技術基準規則（七十六条）	番号
【本文】 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。	本文	【本文】 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。	【本文】 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。	本文
【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。	－	【解釈】 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。	【解釈】 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）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。	①	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。	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。	①
		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。	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。	②

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（２／６）

技術的能力審査基準（1.18）	番号	設置許可基準規則（六十一条）	技術基準規則（七十六条）	番号
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。	③	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。	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。	③
		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。	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。	④
		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交替要員体制，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。	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で評価すること。 ③交替要員体制，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。	⑤
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。	⑥			
d）資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。	⑦			
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。	⑧			
		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。	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。	⑨
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。	－	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。	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。	－

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（３／６）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設新設	解釈対応番号	機能	機器名称	常設可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
居住性の確保	緊急時対策所	新設	本文 ① ② ④ ⑤	－	－	－	－	－	－
	緊急時対策所遮蔽	新設							
	緊急時対策所空気浄化送風機	新設							
	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	新設							
	緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁）	新設							
	緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト	新設							
	緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）	新設							
	緊急時対策所正圧化装置（配管・弁）	新設							
	緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁	新設							
	酸素濃度計	新設							
	二酸化炭素濃度計	新設							
	差圧計	新設							
	可搬式エリア放射線モニタ	新設							
	可搬式モニタリング・ポスト	新設							
代替電源設備からの給電の確保	緊急時対策所用発電機	新設	本文 ① ② ③	－	－	－	－	－	－
	可搬ケーブル	新設							
	緊急時対策所　発電機接続プラグ盤	新設							
	緊急時対策所　低圧母線盤	新設							
	緊急時対策所用燃料地地下タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	ホース	新設							
	緊急時対策所用発電機～緊急時対策所　低圧母線盤[電路]	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（４／６）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設新設	解釈対応番号	機能	機器名称	常設可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
必要な指示及び通信連絡	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	新設	本文 ① ②	必要な指示及び通信連絡	所内通信連絡設備（警報装置を含む）	常設	－	－	－
	無線通信設備（携帯型）	新設			電力保安通信用電話設備	常設／可搬	－	－	－
	無線通信設備（固定型）	新設			衛星電話設備（社内向）	常設	－	－	－
	衛星電話設備（携帯型）	新設			テレビ会議システム（社内向）	常設	－	－	－
	衛星電話設備（固定型）	新設			専用電話設備	常設	－	－	－
	無線通信設備（屋外アンテナ）	新設			局線加入電話設備	常設	－	－	－
	衛星電話設備（屋外アンテナ）	新設							
	無線通信装置	新設							
	衛星通信装置	新設							
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	新設							
	有線（建物内）（無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）	新設							
	有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に係るもの）	新設							
	有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの）	新設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（５／６）

基準解釈対応手順			
機能	機器名称	基準解釈対応	備考
必要な指示及び通信連絡	1.18.2.2(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	本文 ⑦	
必要な要員の収容	1.18.2.3(1) b．チェンジングエリアの設営及び運用手順	本文 ⑥ ⑧ ⑨	
	1.18.2.3(2)　飲料水，食料等の維持管理		

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（６／６）

技術的能力審査基準(1.18)	適合方針
【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。	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設計とするとともに，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及び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に必要な設備を設置又は保管する。また，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。 また，緊急時対策所に配備する設備により必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，必要な手順を整備する。 発電用原子炉施設の内外と通信連絡するために必要な手順を整備する。
【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。	重大事故が発生した場合においても換気設備等を用いた放射線防護措置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。
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。	緊急時対策所用の電源は，代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機からの給電を行うための手順を整備する。
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。	資機材等（放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材）により十分な放射線管理を行える手順等を整備する。
d）資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。	資機材等（対策の検討に必要な資料）を整備する。
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。	資機材等（飲料水，食料等）を備蓄する。
2　「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。	緊急時対策所にとどまる要員は，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員 46 名と，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な要員 23 名のうち中央制御室待避室にとどまる運転員５名を除く 18 名の合計 64 名とする。

居住性を確保するための手順等の説明について

添付２－１　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燃料棒有効長頂部（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。

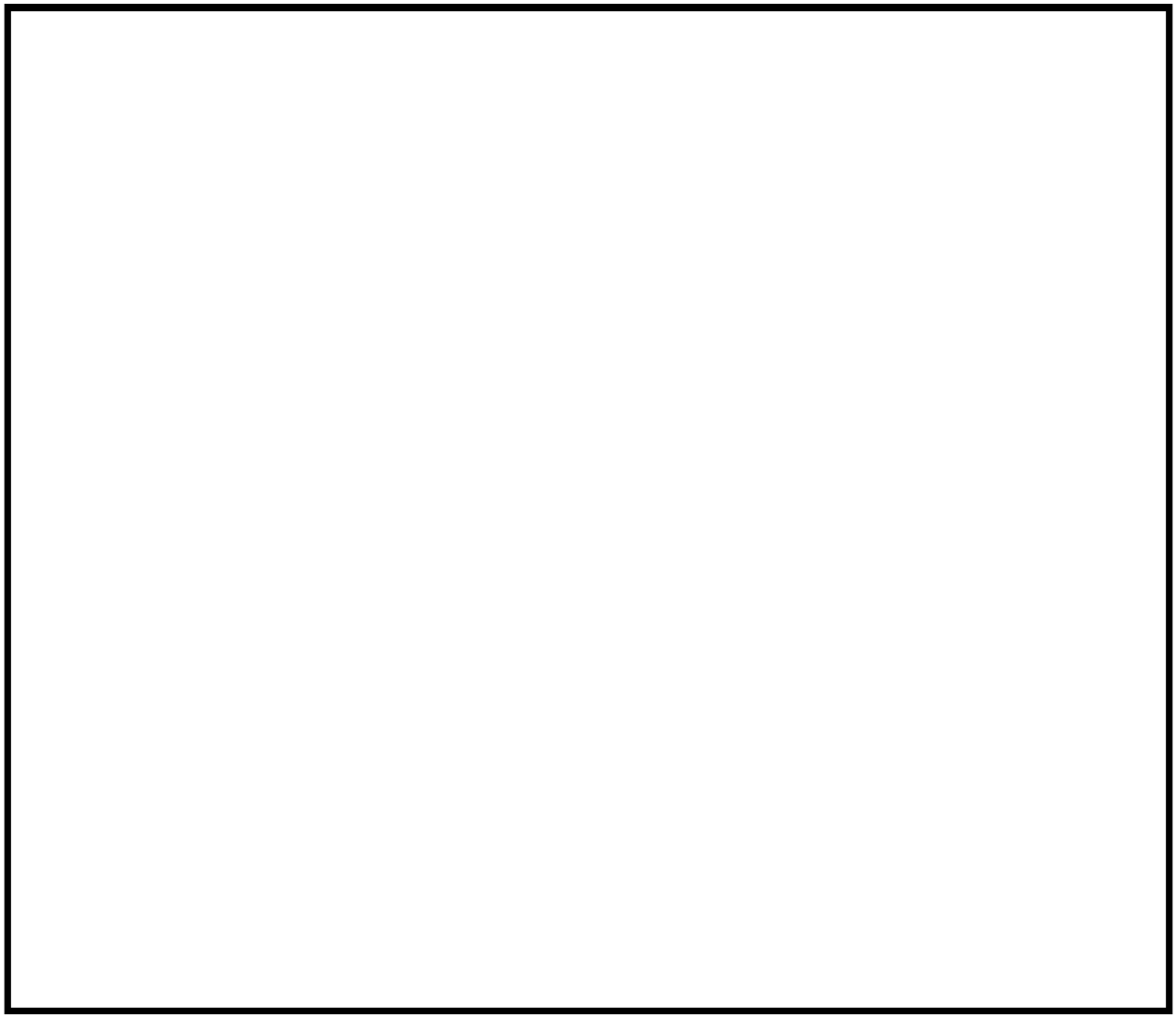
事故時操作要領書（徴候ベース）では，原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がＴＡＦ未満となった際に,格納容器雰囲気放射線モニタを用いて,ドライウェル内又はサプレッション･チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し,第１図及び第２図に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合を，炉心損傷開始の判断としている。

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原子炉格納容器内に流入する事象進展を踏まえて，原子炉格納容器内のガンマ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，東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故時に原子炉水位計，格納容器雰囲気放射線モニタ等の計装設備が使用不能となり,炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み,格納容器雰囲気放射線モニタ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，格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は，「原子炉圧力容器温度：300℃以上（１点以上)」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する。なお，300℃以上の判断に当たっては，近接の原子炉圧力容器温度との比較，炉心への注水状況により，計器の単一故障による指示値の上昇でないことを確認する。

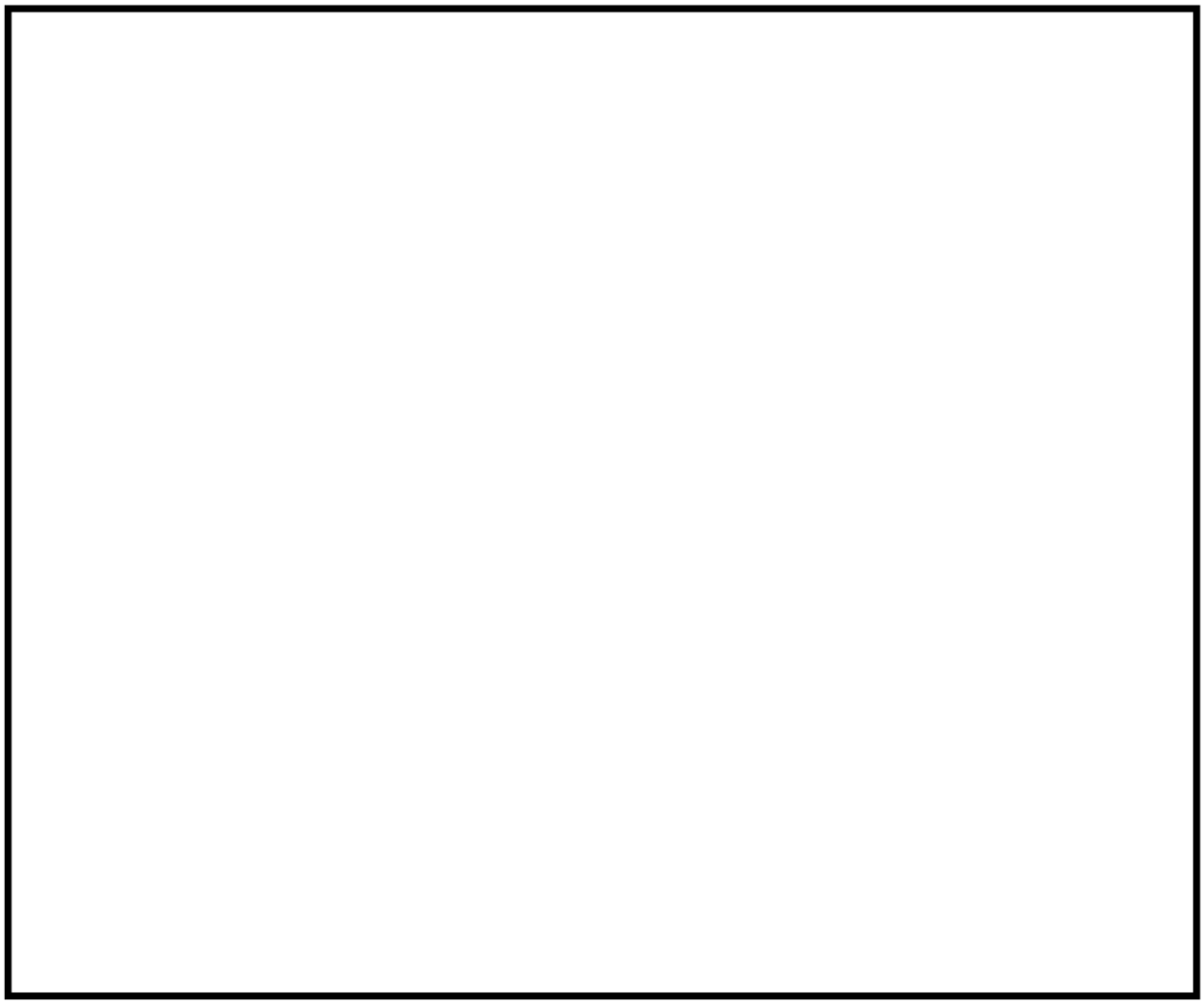
原子炉圧力容器温度は，炉心が冠水している場合には，逃がし安全弁の動作圧力（安全弁機能の最大8.35MPa［gage］）における飽和温度約299℃を超えることはなく，300℃以上にはならない。一方，原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり,温度は飽和温度を超えて上昇するため,300℃以上になると考えられる。上記より，炉心損傷の判断基準を300℃以上としている。

なお,炉心損傷判断は格納容器雰囲気放射線モニタが使用可能な場合は，当該の計装設備にて判断を行う。



第１図　ドライウェルのガンマ線線量率

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第２図　サプレッション・チェンバのガンマ線線量率

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

添付2－2　緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の運転操作について

1.　操作概要

緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを通気することにより放射性物質の侵入を低減し，必要な換気を確保するため，緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

また，プルーム通過時においては，緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）に切り替えることにより，緊急時対策所への外気の流入を遮断し，要員の被ばくを低減する。

2.　必要要員数及び所要時間

(1)　必要要員数：

（緊急時対策所空気浄化送風機の起動）復旧班２名

（緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）への切替え）復旧班５名

(2)　所要時間：

（緊急時対策所空気浄化送風機の起動）

緊急時対策所空気浄化送風機起動完了まで 45 分以内※

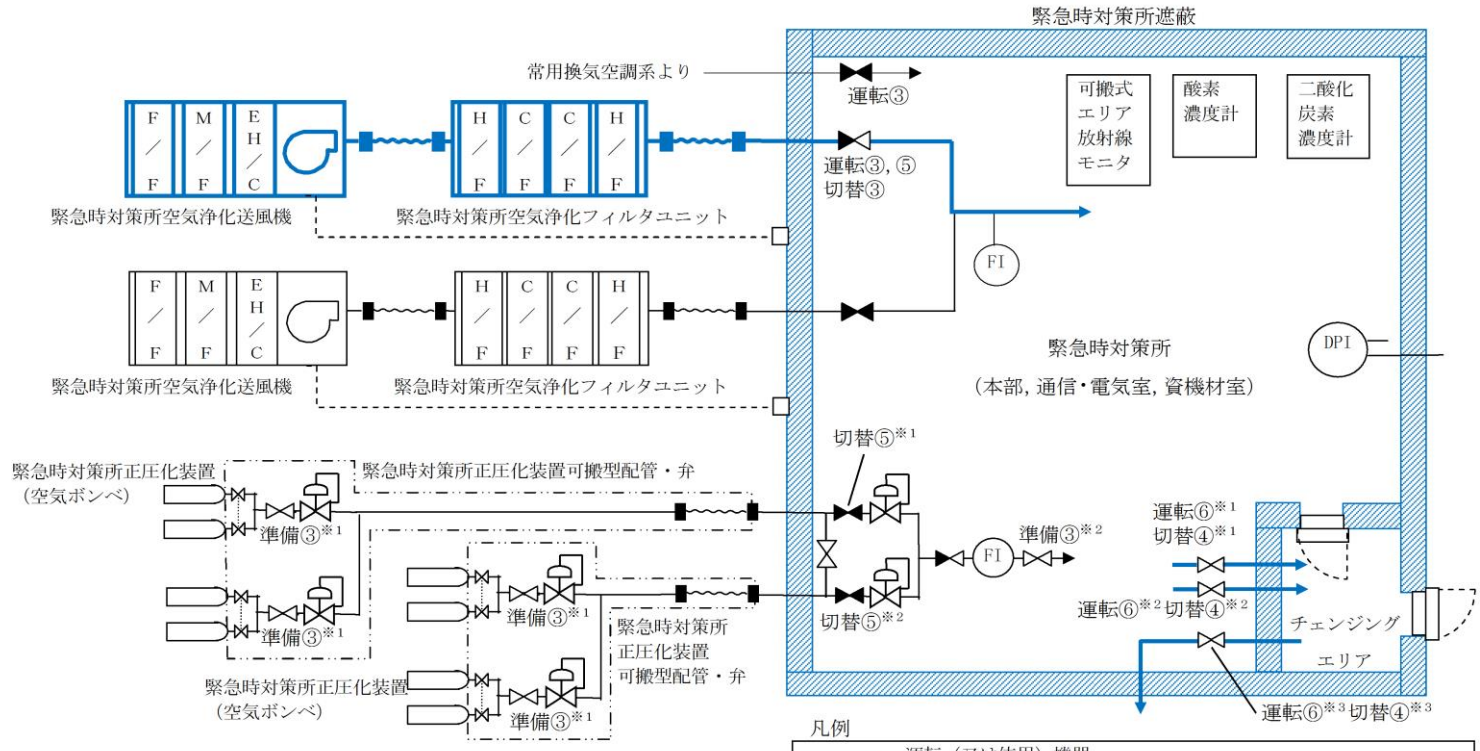
待機側接続完了まで１時間 30 分以内※

（緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）への切替え）５分以内※

※所要時間は机上検討等から算定。

3.　系統構成

プルーム通過前及び通過後の緊急時対策所換気空調設備の概要図を第１図に，プルーム通過中の緊急時対策所換気空調設備の概要図を第２図に示す。



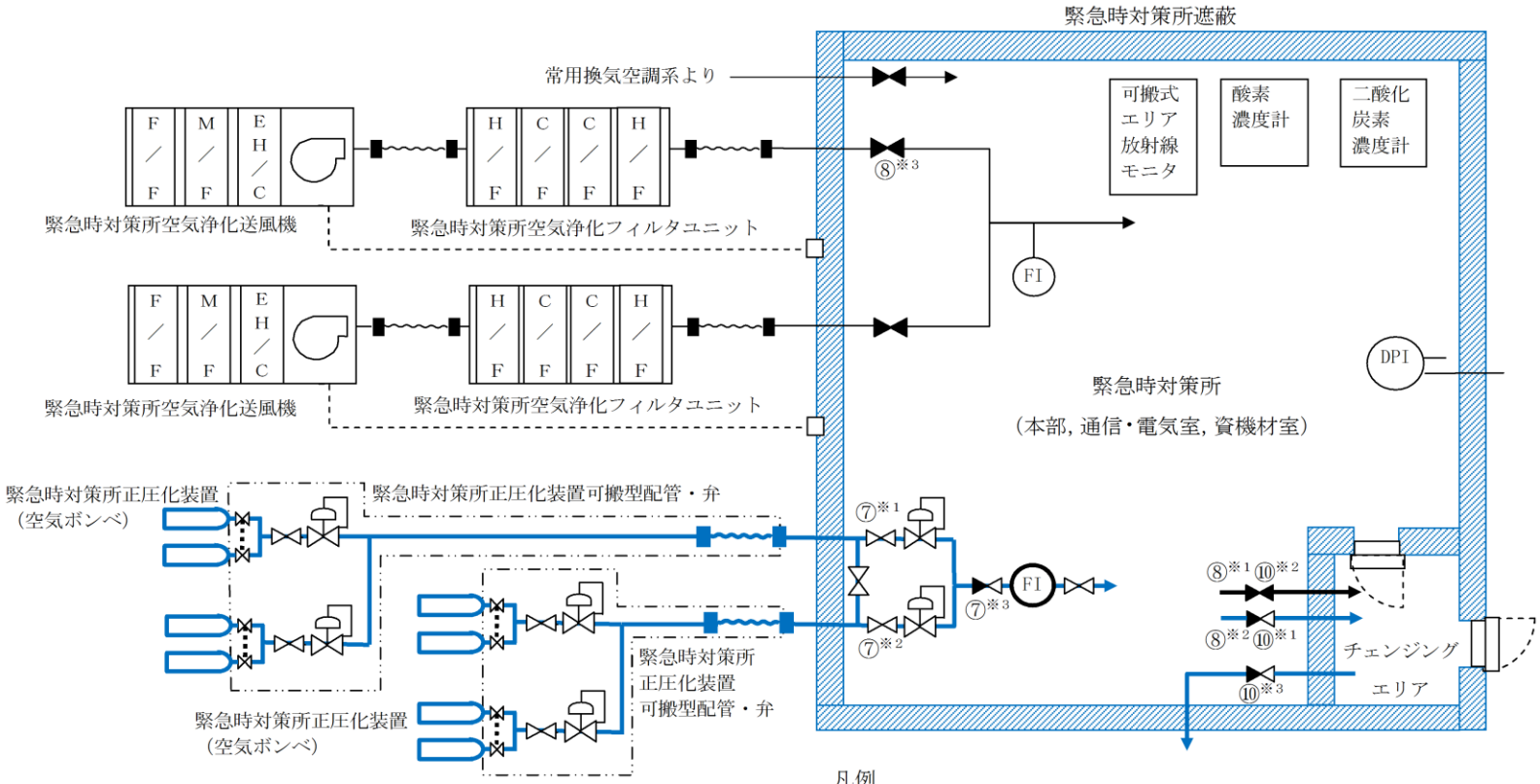
凡例

――	：運転（又は使用）機器
～～■	：緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト，緊急時対策所正圧化装置可搬型配管のうちフレキシブルホース（どちらも設備使用時に接続）
------□	：電源（設備使用時に接続）
F／F	：平型フィルタ　　M／F　：中性能フィルタ
EH／C	：電気ヒータ　　H／F　：粒子用フィルタ
C／F	：よう素用フィルタ

記載例　運転　：緊急時対策所空気浄化送風機運転手順
準備　：緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による空気供給準備手順
切替　：緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順
○　：操作手順番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象機器が有る場合，その実施順を示す。

操作手順	名称
運転③	緊急時対策所常用換気空調系給気隔離ダンパ
運転③, ⑤切替③	緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパ（B）
運転⑥※1切替④※1	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ（A）
運転⑥※2切替④※2	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ（B）
運転⑥※3切替④※3	緊急時対策所排気隔離ダンパ
準備③※1	１次圧力調節弁（１）前弁　～　１次圧力調節弁（１８）前弁（括弧内番号は緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）番号を示す。）
準備③※2	出口止め弁
切替⑤※1	２次圧力調節弁入口弁（A）
切替⑤※2	２次圧力調節弁入口弁（B）

第１図　緊急時対策所換気空調設備　概要図
（プルーム通過前及び通過後：緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化時）



操作手順	名称
⑦※1	２次圧力調節弁入口弁（A）
⑦※2	２次圧力調節弁入口弁（B）
⑦※3	流量調節弁
⑧※1⑩※2	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ（A）
⑧※2⑩※1	緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ（B）
⑧※3	緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパ（B）
⑩※3	緊急時対策所排気隔離ダンパ

凡例

：運転（又は使用）機器

：緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト，
緊急時対策所正圧化装置可搬型配管のうちフレキシブルホース
（どちらも設備使用時に接続）

：電源（設備使用時に接続）

F／F　：平型フィルタ　　M／F　：中性能フィルタ
EH／C　：電気ヒータ　　H／F　：粒子用フィルタ
C／F　：よう素用フィルタ

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象機器が有る場合，その実施順を示す。

第２図　緊急時対策所換気空調設備　概要図
（プルーム通過中：緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化時）

4. 手順

(1) 緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化時

① 使用側の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト及び電源を接続する。

② 緊急時対策所常用換気空調系給気隔離ダンパを閉止し，使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを調整開とする。

③ 緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて使用側の緊急時対策所空気浄化送風機を起動する。

④ 緊急時対策所空気浄化送風機からの流量指示値を確認し，必要により使用側の緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパにて流量を調整する。

⑤ 緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし，緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧100Pa以上，緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。

⑥ 待機側の緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットに緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト及び電源を接続し，待機側を待機させる。

(2) 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化時

① 緊急時対策所正圧化装置可搬型配管を接続する。

② 緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成（緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から出口止め弁まで）を行い，各部の漏えい等がないことを確認する。

③ 緊急時対策所内に設置されている緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の２次圧力調節弁入口弁を開とし，流量調節弁にて流量を調節する。

④ 緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパを緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧時の開度まで閉（調整開）するとともに緊急時対策所空気浄化設備系給気隔離ダンパを閉とする。

⑤ 緊急時対策所内に設置する空気浄化装置操作盤にて緊急時対策所空気浄化送風機を停止する。

⑥ 緊急時対策所チェンジングエリア排気隔離ダンパ及び緊急時対策所排気隔離ダンパを調整開とし，緊急時対策本部圧力を大気圧から正圧100Pa以上，緊急時対策所チェンジングエリア圧力を微正圧に調整する。

添付２－３　緊急時対策所の必要換気量について

1.　緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化時における緊急時対策所の空気供給量の設定

緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化時の評価条件別必要空気供給量を第１表に，緊急時対策所空気浄化送風機設備仕様を第２表に示す。緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化時の空気供給量は正圧維持，酸素濃度維持，二酸化炭素濃度抑制の全ての条件を満たす 958m^3/h に余裕をみた 1,500m^3/h に設定する。

第１表　緊急時対策所空気浄化送風機による正圧化時の評価条件別必要空気供給量

評価条件	必要空気供給量（m^3/h）
正圧維持	330
酸素濃度維持	334
二酸化炭素濃度抑制	958

第２表　緊急時対策所空気浄化送風機設備仕様

設備名称	数量	仕様
緊急時対策所空気浄化送風機	100%×１台 （＋予備２台）	風量：1,500m^3/h/台
緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	100%×１基 （＋予備２基）	風量：約1,500m^3/h/基 総合除去効率※ ・高性能粒子フィルタ※： 99.99%以上（0.7μm粒子） ・よう素用チャコールフィルタ※： 99.75%以上（有機よう素）99.99%以上（無機よう素）

※相対湿度 95%，温度 30℃における設備仕様

以下に，各条件の空気供給量の設定方法を示す。

(1)　正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所の設計漏えい量は，類似施設である免震重要棟で実施した気密試験結果の漏えい率 0.12 回/h（20Pa 正圧化時）を基に，正圧化圧力を 100Pa で換算した想定の設計漏えい率 0.15 回/h として算出した漏えい量 323m^3/h に余裕をみた 330m^3/h としている。

緊急時対策所体積×設計漏えい率＝設計漏えい量

2,150m^3×0.15 回/h=323m^3/h

上記の設計漏えい率は，緊急時対策所の漏えいの可能性のある箇所から算定した，合計漏えい量を上回っていることを以下のとおり確認している。

〈漏えいの可能性のある箇所〉

ａ．屋外への扉（２箇所）

扉の合計面積 8.12m^2

（2.0w×2.8h+1.2w×2.1h）

扉面積あたりのリーク量：20m^3/h・m^2

（JIS A4702：A-4 等級の扉で差圧を 100Pa）

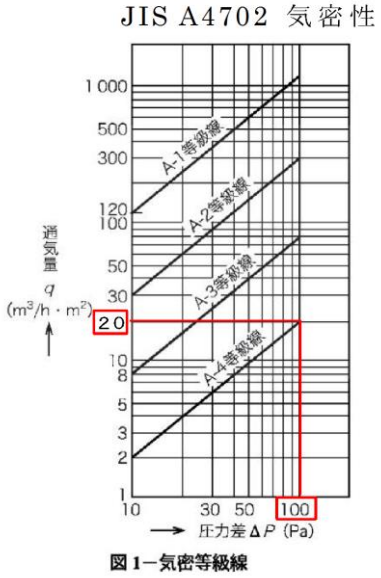


図 1－気密等級線

屋外への扉（２箇所）の合計リーク量：162.4m^3/h

（扉面積 8.12m^2×扉面積あたりのリーク量 20m^3/h・m^2）

ｂ．配管及びケーブルの屋外への貫通部（250 箇所※）

当該貫通部の穴仕舞は気密性を確保するよう施工しており，漏えいの可能性は低いが，仮に１箇所あたり５mm^{2}の穴があることで計算する。

※　約 200 箇所に余裕をみた 250 箇所として計算する。なお，ケーブルについては保守的に，ケーブルトレイ内にまとめて敷設されるケーブルも１本ずつ貫通部としている。

$Qp = Ai \times \sqrt{(2 \times \Delta p \div \rho \div \zeta)} \times 3,600$

（空気調和・衛生工学便覧の管出口局部抵抗の算定式を展開）

Qp：リーク量（m^3/h）

ζ：開口部抵抗係数（0.88：空気調和・衛生工学便覧（管出口）の値とする）

Ai：開口部面積（0.000005m^2（保守的に５mm^{2}とする））

Δｐ：圧力差（100Pa）

ρ ：空気の比重（1.18kg/m^3）

上記を計算の結果 0.250m^3/h/箇所となり，貫通部 250 箇所の合計漏えい量は 62.5m^3/h となる。

①＋②の合計漏えい量 224.9m^3/h を上回る,設計漏えい率 0.15 回/h を用いた場合の設計漏えい量 330m^3/h を保守的に適用している。

(2)　酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は 18%以上（「労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則」を準拠),収容人数は 150 名，酸素消費量は成人の呼吸量（歩行時）とし，許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

・収容人数　　：n＝150 名
・吸気酸素濃度：a＝20.95%（空気調和・衛生工学便覧）
・許容酸素濃度：b＝18%（労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則）
・成人の呼吸量：c＝1.44m^3/h/名（空気調和・衛生工学便覧の歩行時程度の呼吸量）
・乾燥空気換算呼気酸素濃度：d＝16.4%（空気調和・衛生工学便覧）
・必要換気量：Q_2＝c×(a－d)×n÷(a－b)m^3/h（空気調和・衛生工学便覧の酸素濃度基準必要換気量）

Q_2＝1.44×(20.95-16.4)×150÷(20.95-18.0)≒334m^3/h

(3)　二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は 0.5%以下（「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則」」を準拠),空気中の二酸化炭素量は 0.03%,収容人数 150 名の二酸化炭素吐出量は，空気調和・衛生工学便覧の軽作業の作業程度の量とし，許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

・収容人数：n＝150 名
・許容二酸化炭素濃度：C＝0.5%（JEAC4622-2009）
・大気二酸化炭素濃度：C_0＝0.03%（空気調和・衛生工学便覧）
・二酸化炭素発生量：M＝0.030m^3/h/名（空気調和・衛生工学便覧の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 CO_2 濃度基準必要換気量）

Q_1＝100×0.030×150÷(0.5－0.03)≒958m^3/h

2.　緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化時における緊急時対策所の空気供給量の設定

緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化時の評価条件別必要空気供給量を第３表に,緊急時対策所正圧化装置(空気ボンベ)設備仕様を第４表に示す。

緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化時の空気供給量は正圧維持，酸素濃度維持，二酸化炭素濃度抑制の全ての条件を満たす 330m^3/h に設定する。

第３表　緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による正圧化時の評価条件別必要空気供給量

評価条件	必要空気供給量（m^3/h）
正圧維持	330
酸素濃度維持	108
二酸化炭素濃度抑制	218

第４表　緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）設備仕様

設備名称	数量	仕様
緊急時対策所正圧化装置 （空気ボンベ）	454本 （＋予備86本）	・内容積：約50L/本 ・最高充填圧力： 19.6MPa(at35℃)

以下に，各条件の空気供給量の設定方法を示す。

(1)　正圧維持に必要な空気供給量

緊急時対策所の設計漏えい量は，類似施設である免震重要棟で実施した気密試験結果の漏えい率 0.12 回/h（20Pa 正圧化時）を基に，正圧化圧力を 100Pa で換算した想定の設計漏えい率 0.15 回/h として算出した漏えい量 323m^3/h に余裕をみた 330m^3/h としている。

緊急時対策所体積×設計漏えい率＝設計漏えい量

2,150m^3×0.15 回/h=323m^3/h

上記の設計漏えい率は，緊急時対策所の漏えいの可能性のある箇所から算定した，合計漏えい量を上回っていることを以下のとおり確認している。

〈漏えいの可能性のある箇所〉

ａ．屋外への扉（２箇所）

扉の合計面積 8.12m^2

（2.0w×2.8h+1.2w×2.1h）

扉面積あたりのリーク量：20m^3/h・m^2

（JIS A4702：A-4 等級の扉で差圧を 100Pa）

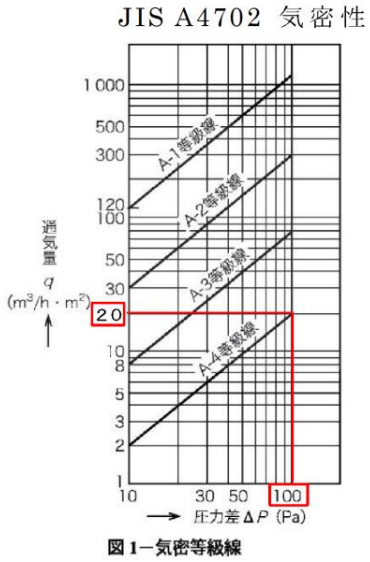


図1－気密等級線

屋外への扉（２箇所）の合計リーク量：162.4m^3/h
（扉面積 8.12m^2×扉面積あたりのリーク量 20m^3/h・m^2）

ｂ．配管及びケーブルの屋外への貫通部（250 箇所※）

当該貫通部の穴仕舞は気密性を確保するよう施工しており，漏えいの可能性は低いが，仮に１箇所あたり５mm^2 の穴があることで計算する。

※　約 200 箇所に余裕をみた 250 箇所として計算する。なお，ケーブルについては保守的に，ケーブルトレイ内にまとめて敷設されるケーブルも１本ずつ貫通部としている。

$Qp = Ai \times \sqrt{(2 \times \Delta p \div \rho \div \zeta)} \times 3{,}600$

（空気調和・衛生工学便覧の管出口局部抵抗の算定式を展開）

Qp：リーク量（m^3/h）

ζ：開口部抵抗係数（0.88：空気調和・衛生工学便覧（管出口）の値とする）

Ai：開口部面積（0.000005m^2（保守的に５mm^2 とする））

Δｐ：圧力差（100Pa）

ρ：空気の比重（1.18kg/m^3）

上記を計算の結果 0.250m^3/h/箇所となり，貫通部 250 箇所の合計漏えい量は 62.5m^3/h となる。

①＋②の合計漏えい量 224.9m^3/h を上回る，設計漏えい率 0.15 回/h を用いた場合の設計漏えい量 330m^3/h を保守的に適用している。

(2)　酸素濃度維持に必要な空気供給量

許容酸素濃度は 19%以上（「鉱山保安法施行規則」を準拠），収容人数は 96 名，酸素消費量は成人の呼吸量（静座時）とし，許容酸素濃度以上に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

・収容人数　　：n＝96 名

・吸気酸素濃度：a＝20.95％（空気調和・衛生工学便覧）
・許容酸素濃度：b＝19％（鉱山保安法施行規則）
・成人の呼吸量：c＝0.48m^3/h/名（空気調和・衛生工学便覧の静座時の呼吸量）
・乾燥空気換算呼気酸素濃度：d＝16.4％（空気調和・衛生工学便覧）
・必要換気量：Q_2＝c×(a－d)×n÷(a－b)m^3/h（空気調和・衛生工学便覧の酸素濃度基準必要換気量）

Q_2＝0.48×(20.95－16.4)×96÷(20.95－19.0)≒108m^3/h

(3)　二酸化炭素濃度抑制に必要な空気供給量

許容二酸化炭素濃度は 1.0％以下（「鉱山保安法施行規則」を準拠），空気中の二酸化炭素量は 0.03％，収容人数 96 名の二酸化炭素吐出量は，空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の量とし，許容二酸化炭素濃度以下に維持できる空気供給量は以下のとおりである。

・収容人数：n＝96 名
・許容二酸化炭素濃度：C＝1.0％（鉱山保安法施行規則）
・大気二酸化炭素濃度：C_0＝0.03％（空気調和・衛生工学便覧）
・二酸化炭素発生量：M＝0.022m^3/h/名（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 CO_2 濃度基準必要換気量）

Q_1＝100×0.022×96÷(1.0－0.03)≒218m^3/h

3.　緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）の必要本数について

(1)　緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）必要本数の算定時間は，プルーム放出時間の10時間に１時間の余裕をもたせた，11時間とする。

(2)　ボンベ供給可能空気量は，８m^3/本（at０℃）とする。

(3)　緊急時対策所を11時間にわたり正圧維持等する場合に必要な本数は，下記計算のとおり454本となり，これに余裕をもたせた540本を配備する。

・ボンベ初期充填圧力　　：19.6MPa(at35℃)
・ボンベ内容積　　：50L
・圧力調整弁最低制御圧力：1.0MPa
・ボンベ供給可能空気量　：８m^3/本(at０℃)

計算式：330m^3/h÷８m^3/本×11時間≒454本

必要な情報を把握するための手順等の説明について

添付 3－1　ＳＰＤＳデータ表示装置にて確認できるパラメータについて

緊急時対策所に設置するＳＰＤＳ伝送サーバは，廃棄物処理建物に設置するＳＰＤＳデータ収集サーバからデータを収集し，ＳＰＤＳデータ表示装置にて確認できる設計とする。

緊急時対策所に設置するＳＰＤＳ伝送サーバに入力されるパラメータ（ＳＰＤＳパラメータ）は，緊急時対策所において，データを確認することができる。

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，緊急時対策所に設置するＳＰＤＳ伝送サーバから伝送する設計とする。

通常のデータ伝送ラインである有線系回線が使用できない場合，緊急時対策所に設置するＳＰＤＳ伝送サーバは，主なＥＲＳＳ伝送パラメータ※をバックアップ伝送ラインである無線系回線により廃棄物処理建物に設置するＳＰＤＳデータ収集サーバからデータを収集し，ＳＰＤＳデータ表示装置にて確認できる設計とする。

※　一部の「環境の状態確認」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データ表示装置で確認できる。

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）等のデータ伝送の概要を第１図に示す。

各パラメータは，ＳＰＤＳ伝送サーバに２週間分（１分周期）のデータが保存され，ＳＰＤＳデータ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。

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 中央制御室（運転員）を支援する観点から行う「炉心反応度の状態確認」，「炉心冷却の確認」，「格納容器内の状態確認」，「放射能隔離の状態確認」，「環境の状態確認」，「非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等確認」，「燃料プールの状態確認」，「水素爆発による格納容器の破損防止確認」及び「水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認」。

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①，②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

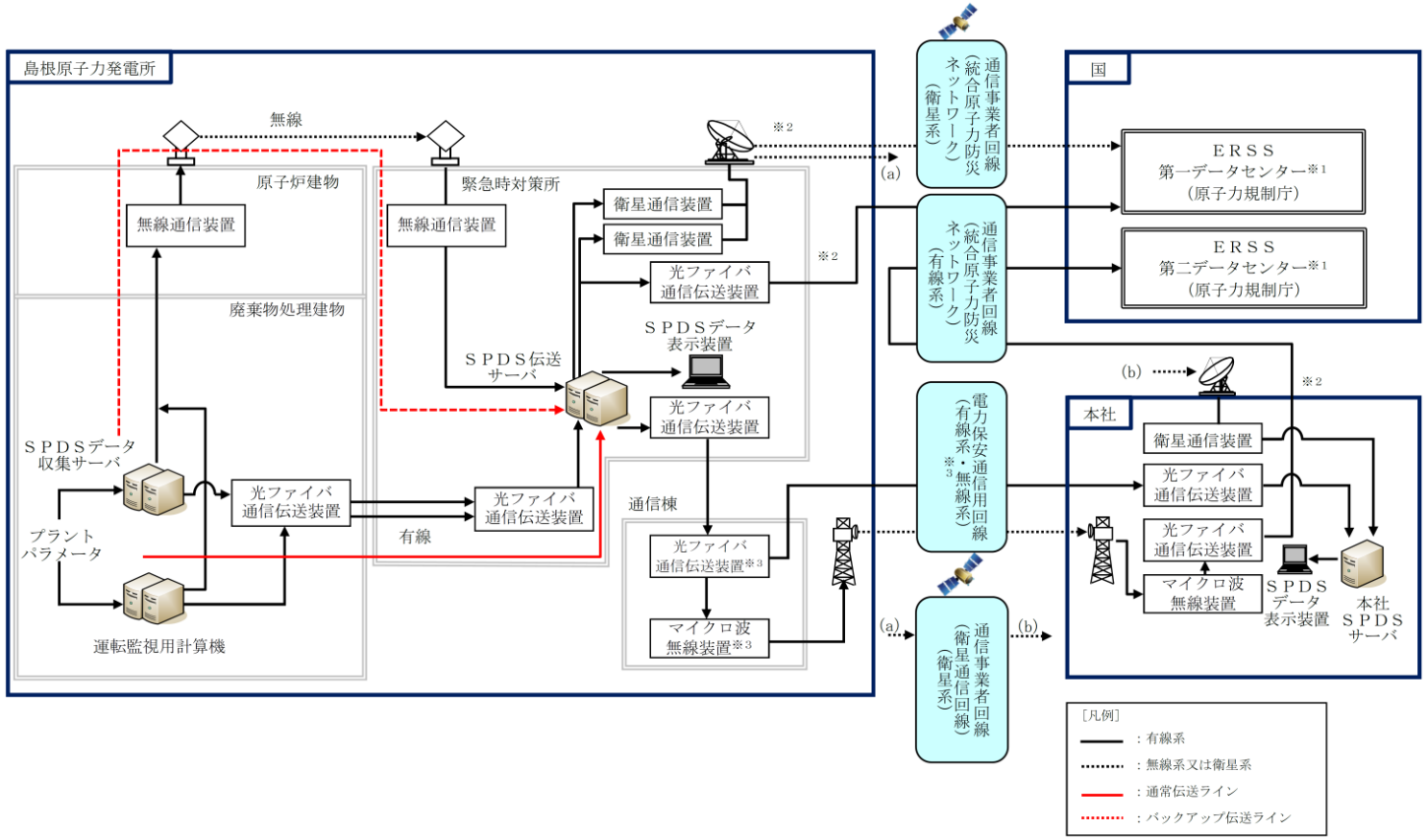
等についての情報が必要な場合には,通信連絡設備を用いて中央制御室(運転員)に確認する。

(例:中央制御室にて低圧原子炉代替注水系操作を行った場合,緊急時対策所においては,原子炉水位・代替注水流量(常設)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確認」,「水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認」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データ表示装置において確認できる設計とする。

ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータを第１表に示す。

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,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に接続する通信連絡設備(テレビ会議システム,ＩＰ－電話機及びＩＰ－ＦＡＸ)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：国の緊急時対策支援システム。緊急時対策所のＳＰＤＳ伝送サーバから第一データセンターへ，緊急時対策所のＳＰＤＳ伝送サーバから本社経由で第二データセンターへ伝送する。

※２：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。

※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者所掌となる。

第１図　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）等のデータ伝送の概要

第１表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ（１／６）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ※1	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）	○	○	○
	平均出力領域計装　ＣＨ１	○	－	○
	平均出力領域計装　ＣＨ２	○	－	○
	平均出力領域計装　ＣＨ３	○	－	○
	平均出力領域計装　ＣＨ４	○	－	○
	平均出力領域計装　ＣＨ５	○	－	○
	平均出力領域計装　ＣＨ６	○	－	○
	中性子源領域計装　ＣＨ21	○	○	○
	中性子源領域計装　ＣＨ22	○	○	○
	中性子源領域計装　ＣＨ23	○	○	○
	中性子源領域計装　ＣＨ24	○	○	○
	ＩＲＭレベル　ＣＨ11	○	○	○
	ＩＲＭレベル　ＣＨ12	○	○	○
	ＩＲＭレベル　ＣＨ13	○	○	○
	ＩＲＭレベル　ＣＨ14	○	○	○
	ＩＲＭレベル　ＣＨ15	○	○	○
	ＩＲＭレベル　ＣＨ16	○	○	○
	ＩＲＭレベル　ＣＨ17	○	○	○
	ＩＲＭレベル　ＣＨ18	○	○	○
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力	○	○	○
	Ａ－原子炉圧力	○	－	○
	Ｂ－原子炉圧力	○	－	○
	原子炉圧力（ＳＡ）	○	－	○
	原子炉水位（広帯域）	○	○	○
	Ａ－原子炉水位（広帯域）	○	－	○
	Ｂ－原子炉水位（広帯域）	○	－	○
	原子炉水位（燃料域）	○	○	○
	Ａ－原子炉水位（燃料域）	○	－	○
	Ｂ－原子炉水位（燃料域）	○	－	○
	原子炉水位（狭帯域）	○	○	○
	原子炉水位（ＳＡ）	○	－	○
	Ａ　ＳＲ弁　開	○	○	○
	Ｂ　ＳＲ弁　開	○	○	○
	Ｃ　ＳＲ弁　開	○	○	○
	Ｄ　ＳＲ弁　開	○	○	○
	Ｅ　ＳＲ弁　開	○	○	○
	Ｆ　ＳＲ弁　開	○	○	○
	Ｇ　ＳＲ弁　開	○	○	○
	Ｈ　ＳＲ弁　開	○	○	○
	Ｊ　ＳＲ弁　開	○	○	○
	Ｋ　ＳＲ弁　開	○	○	○
	Ｌ　ＳＲ弁　開	○	○	○
	Ｍ　ＳＲ弁　開	○	○	○

※１　ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第１表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ（２／６）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ※1	バックアップ対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	○
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	○	－	○
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	○
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	○	－	○
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	○	○
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	○	－	○
	高圧原子炉代替注水流量	○	－	○
	Ａ－残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○
	Ｂ－残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○
	Ｃ－残留熱除去ポンプ出口流量	○	○	○
	Ａ－残留熱除去ポンプ出口圧力	○	－	○
	Ｂ－残留熱除去ポンプ出口圧力	○	－	○
	Ｃ－残留熱除去ポンプ出口圧力	○	－	○
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	○	－	○
	Ａ－残留熱除去系熱交換器入口温度	○	－	○
	Ｂ－残留熱除去系熱交換器入口温度	○	－	○
	Ａ－残留熱除去系熱交換器出口温度	○	－	○
	Ｂ－残留熱除去系熱交換器出口温度	○	－	○
	Ａ－残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	－	○
	Ｂ－残留熱除去系熱交換器冷却水流量	○	－	○
	6.9KV 系統電圧（Ａ）	○	○	○
	6.9KV 系統電圧（Ｂ）	○	○	○
	6.9KV 系統電圧（Ｃ）	○	○	○
	6.9KV 系統電圧（Ｄ）	○	○	○
	6.9KV 系統電圧（ＨＰＣＳ）	○	○	○
	Ａ－Ｄ／Ｇ受電しゃ断器閉	○	○	○
	Ｂ－Ｄ／Ｇ受電しゃ断器閉	○	○	○
	Ａ－原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	○	－	○
	Ｂ－原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	○	－	○
	Ａ－低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	○	－	○
	Ｂ－低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	○	－	○
	Ａ－低圧原子炉代替注水流量	○	○	○
	Ｂ－低圧原子炉代替注水流量	○	○	○
	Ａ－低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	○	○	○
	Ｂ－低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	○	○	○
	低圧原子炉代替注水槽水位	○	－	○
	ＨＰＣＳ－Ｄ／Ｇ受電しゃ断器閉	○	○	○
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧	○	○	○
	ＳＡ－Ｌ／Ｃ電圧	○	○	○
	Ａ－再循環ポンプ入口温度	○	○	○
	Ｂ－再循環ポンプ入口温度	○	○	○
原子炉格納容器内の状態確認	Ａ－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	○	○	○
	Ｂ－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	○	○	○
	Ａ－格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	○	○	○
	Ｂ－格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	○	○	○

※１　ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第１表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ（３／６）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ※1	バックアップ対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	ドライウェル圧力（広域）	○	○	○
	Ａ－ドライウェル圧力（ＳＡ）	○	－	○
	Ｂ－ドライウェル圧力（ＳＡ）	○	－	○
	Ａ－サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	○	－	○
	Ｂ－サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	○	－	○
	サプレッション・プール水位	○	○	○
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	○	－	○
	Ａ－サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	○	－	○
	Ｂ－サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	○	－	○
	サプレッション・プール水温度（ＭＡＸ）	○	○	○
	Ａ－サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	○	－	○
	Ｂ－サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	○	－	○
	Ａ－格納容器水素濃度	○	○	○
	Ｂ－格納容器水素濃度	○	○	○
	格納容器水素濃度（ＳＡ）	○	－	○
	Ａ－格納容器酸素濃度	○	○	○
	Ｂ－格納容器酸素濃度	○	○	○
	格納容器酸素濃度（ＳＡ）	○	－	○
	Ａ－ＣＡＭＳドライウェル選択	○	○	○
	Ｂ－ＣＡＭＳドライウェル選択	○	○	○
	ドライウェル温度（トップヘッド部）	○	○	○
	Ａ－ドライウェル温度（ＳＡ）（上部）	○	－	○
	Ｂ－ドライウェル温度（ＳＡ）（上部）	○	－	○
	Ａ－ドライウェル温度（ＳＡ）（中部）	○	－	○
	Ｂ－ドライウェル温度（ＳＡ）（中部）	○	－	○
	Ａ－ドライウェル温度（ＳＡ）（下部）	○	－	○
	Ｂ－ドライウェル温度（ＳＡ）（下部）	○	－	○
	ペデスタル水位（コリウムシールド上表面　＋0.1m）	○	－	○
	ペデスタル水位（コリウムシールド上表面　＋1.2m）	○	－	○
	Ａ－ペデスタル水位（コリウムシールド上表面　＋2.4m）	○	－	○
	Ｂ－ペデスタル水位（コリウムシールド上表面　＋2.4m）	○	－	○
	代替注水流量（常設）	○	○	○
	Ａ－格納容器代替スプレイ流量	○	○	○
	Ｂ－格納容器代替スプレイ流量	○	○	○
	Ａ－ペデスタル代替注水流量	○	○	○
	Ｂ－ペデスタル代替注水流量	○	○	○
	Ａ－ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	○	○	○
	Ｂ－ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	○	○	○
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	○	－	○
	Ａ－ペデスタル温度（ＳＡ）	○	－	○
	Ｂ－ペデスタル温度（ＳＡ）	○	－	○
	Ａ－ペデスタル水温度（ＳＡ）	○	－	○
	Ｂ－ペデスタル水温度（ＳＡ）	○	－	○
	Ａ－残留熱代替除去ポンプ出口圧力	○	－	○
	Ｂ－残留熱代替除去ポンプ出口圧力	○	－	○
	ドライウェル水位（格納容器底面　－３ｍ）	○	－	○
	ドライウェル水位（格納容器底面　－１ｍ）	○	－	○
	ドライウェル水位（格納容器底面　＋１ｍ）	○	－	○

※１　ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

第１表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ（４／６）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ※1	バックアップ対象パラメータ
放射能隔離の状態確認	排気筒高レンジモニタ	○	○	○
	排気筒低レンジモニタ（Ａｃｈ）	○	○	○
	排気筒低レンジモニタ（Ｂｃｈ）	○	○	○
	主蒸気管放射線異常高トリップＡ１	○	○	○
	主蒸気管放射線異常高トリップＢ１	○	○	○
	主蒸気管放射線異常高トリップＡ２	○	○	○
	主蒸気管放射線異常高トリップＢ２	○	○	○
	格納容器内側隔離	○	○	○
	格納容器外側隔離	○	○	○
	Ａ－主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	○
	Ｂ－主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	○
	Ｃ－主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	○
	Ｄ－主蒸気内側隔離弁全閉	○	○	○
	Ａ－主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	○
	Ｂ－主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	○
	Ｃ－主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	○
	Ｄ－主蒸気外側隔離弁全閉	○	○	○
環境の状態確認	Ａ-ＳＧＴ自動起動	○	○	○
	Ｂ-ＳＧＴ自動起動	○	○	○
	ＳＧＴＳ高レンジモニタ	○	○	○
	ＳＧＴＳ低レンジモニタ（Ａｃｈ）	○	○	○
	ＳＧＴＳ低レンジモニタ（Ｂｃｈ）	○	○	○
	Ａ－原子炉建物外気差圧	○	－	○
	Ｂ－原子炉建物外気差圧	○	－	○
	Ｃ－原子炉建物外気差圧	○	－	○
	Ｄ－原子炉建物外気差圧	○	－	○
	放水路水モニタ	○	○	○
	モニタリング・ポスト＃１Ｈ	○	○	－※2
	モニタリング・ポスト＃２Ｈ	○	○	－※2
	モニタリング・ポスト＃３Ｈ	○	○	－※2
	モニタリング・ポスト＃４Ｈ	○	○	－※2
	モニタリング・ポスト＃５Ｈ	○	○	－※2
	モニタリング・ポスト＃６Ｈ	○	○	－※2
	モニタリング・ポスト＃１Ｌ（10 分間平均）	○	○	－※2
	モニタリング・ポスト＃２Ｌ（10 分間平均）	○	○	－※2
	モニタリング・ポスト＃３Ｌ（10 分間平均）	○	○	－※2
	モニタリング・ポスト＃４Ｌ（10 分間平均）	○	○	－※2
	モニタリング・ポスト＃５Ｌ（10 分間平均）	○	○	－※2
	モニタリング・ポスト＃６Ｌ（10 分間平均）	○	○	－※2
	風向（28.5m－Ｕ）	○	○	○
	風向（130Ｍ－Ｄ，10 分間平均風向）	○	○	○
	風速（28.5m－Ｕ）	○	○	○
	風速（130Ｍ－Ｄ，10 分間平均風速）	○	○	○
	大気安定度（10 分間平均）	○	○	○

※１　ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

※２　バックアップ伝送ラインを経由せず，ＳＰＤＳデータ表示装置にて確認できる。

第１表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ（５／６）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ※1	バックアップ対象パラメータ
環境の状態確認	可搬式モニタリング・ポストNo.１	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.２	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.３	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.４	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.５	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.６	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.７	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.８	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.９	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.10	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.11	○	○	—※2
	可搬式モニタリング・ポストNo.12	○	○	—※2
	風向（可搬）	○	○	—※2
	風速（可搬）	○	○	—※2
	大気安定度（可搬）	○	○	—※2
非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等確認	Ａ－ＡＤＳ作動	○	○	○
	Ｂ－ＡＤＳ作動	○	○	○
	ＲＣＩＣポンプ作動	○	○	○
	ＨＰＣＳポンプ作動	○	○	○
	Ａ－ＲＨＲポンプ作動	○	○	○
	Ｂ－ＲＨＲポンプ作動	○	○	○
	Ｃ－ＲＨＲポンプ作動	○	○	○
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－４Ａ　全閉	○	○	○
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－４Ｂ　全閉	○	○	○
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－５Ａ　全閉	○	○	○
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－５Ｂ　全閉	○	○	○
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－５Ｃ　全閉	○	○	○
	全制御棒全挿入	○	○	○
	Ａ－給水流量	○	○	○
	Ｂ－給水流量	○	○	○
	ＬＰＣＳポンプ作動	○	○	○
	モードＳＷ運転	○	○	○
燃料プールの状態確認	燃料プール水位・温度（ＳＡ）（使用済燃料貯蔵ラック上端＋6,710 ㎜）	○	－	○
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）（使用済燃料貯蔵ラック上端＋5,800 ㎜）	○	－	○
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）（使用済燃料貯蔵ラック上端＋4,500 ㎜）	○	－	○
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）（使用済燃料貯蔵ラック上端＋2,000 ㎜）	○	－	○
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）（使用済燃料貯蔵ラック上端レベル）	○	－	○
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）（使用済燃料貯蔵ラック上端－1,000 ㎜）	○	－	○
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）（燃料プール温度）	○	－	○
	燃料プール水位（ＳＡ）	○	－	○
	燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（ＳＡ）	○	－	○
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（ＳＡ）	○	－	○

※１　ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

※２　バックアップ伝送ラインを経由せず，ＳＰＤＳデータ表示装置にて確認できる。

第１表　ＳＰＤＳデータ表示装置で確認できるパラメータ（６／６）

目的	対象パラメータ	ＳＰＤＳパラメータ	ＥＲＳＳ伝送パラメータ※1	バックアップ対象パラメータ
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	第１ベントフィルタ出口水素濃度	○	－	○
	Ａ－第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）	○	－	○
	Ｂ－第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）	○	－	○
	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）	○	－	○
	Ａ－スクラバ容器圧力	○	－	○
	Ｂ－スクラバ容器圧力	○	－	○
	Ｃ－スクラバ容器圧力	○	－	○
	Ｄ－スクラバ容器圧力	○	－	○
	Ａ１－スクラバ容器水位	○	－	○
	Ａ２－スクラバ容器水位	○	－	○
	Ｂ１－スクラバ容器水位	○	－	○
	Ｂ２－スクラバ容器水位	○	－	○
	Ｃ１－スクラバ容器水位	○	－	○
	Ｃ２－スクラバ容器水位	○	－	○
	Ｄ１－スクラバ容器水位	○	－	○
	Ｄ２－スクラバ容器水位	○	－	○
	Ａ－スクラバ容器温度	○	－	○
	Ｂ－スクラバ容器温度	○	－	○
	Ｃ－スクラバ容器温度	○	－	○
	Ｄ－スクラバ容器温度	○	－	○
水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認	Ａ－原子炉建物水素濃度（燃料取替階）	○	－	○
	Ｂ－原子炉建物水素濃度（燃料取替階）	○	－	○
	原子炉建物水素濃度（非常用ガス処理系吸込口）	○	－	○
	原子炉建物水素濃度（所員用エアロック室）	○	－	○
	原子炉建物水素濃度（ＳＲＶ補修室）	○	－	○
	原子炉建物水素濃度（ＣＲＤ補修室）	○	－	○
	原子炉建物水素濃度（トーラス室）	○	－	○
	Ｄ－静的触媒式水素処理装置入口温度	○	－	○
	Ｄ－静的触媒式水素処理装置出口温度	○	－	○
	Ｓ－静的触媒式水素処理装置入口温度	○	－	○
	Ｓ－静的触媒式水素処理装置出口温度	○	－	○

※１　ＥＲＳＳ伝送パラメータは既設ＳＰＤＳのＥＲＳＳ伝送パラメータ及び既設ＳＰＤＳから追加したパラメータのうち，プラント状態を把握する主要なパラメータをＥＲＳＳへ伝送する。原子力事業者防災業務計画の改定に合わせ，必要に応じ適宜見直していく。

添付 3－2　原子力災害対策活動で使用する主な資料

緊急時対策所に以下の資料を配備する。

資　　料　　名
1.　島根原子力発電所サイト周辺地図 ①　島根原子力発電所周辺地図（1/25,000） ②　島根原子力発電所周辺地図（1/50,000）
2.　島根原子力発電所サイト周辺航空写真パネル
3.　島根原子力発電所周辺環境モニタリング関係データ ①　空間線量モニタリング配置図 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
4.　島根原子力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
5.　島根原子力発電所原子炉設置（変更）許可申請書
6.　島根原子力発電所系統図及び配置図（各ユニット） ①　系統図 ②　プラント配置図
7.　島根原子力発電所防災関係規程類 ①　原子炉施設保安規定 ②　原子力事業者防災業務計画 ③　異常事象発生時の対応要領
8.　島根原子力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
9.　島根原子力発電所主要系統模式図（各ユニット）
10.　島根原子力発電所プラント主要設備概要（各ユニット）
11.　プラント関係プロセス及びエリア放射線計測配置図（各ユニット）
12.　原子炉安全保護系ロジック一覧表（各ユニット）
13.　事故時操作要領書

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 4－1　島根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

当社は東京電力株式会社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，さまざまな事故シーケンスやシビアアクシデントに至る事故を想定した緊急時対応訓練を繰り返し実施し，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，島根原子力発電所において組織している原子力防災組織について，以下に説明する。

1.　基本的な考え方

島根原子力発電所の原子力防災組織（参集要員招集後）を第１図に示す。

緊急時対策本部の体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

・機能ごとの整理

まず基本的な機能を以下の６つに整理し，機能ごとに責任者として「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　復旧対応
③　プラント監視対応
④　対外対応
⑤　情報管理
⑥　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」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

あらかじ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。

なお，各統括，班長が権限を持つ作業が人身安全を脅かす状態となる場合においては,本部長へ作業の可否判断を求めることとする。

・戦略の策定と対応方針の確認

技術統括は，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，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。

・申請号炉と廃止措置号炉への対応

廃止措置号炉である１号炉は，全ての使用済燃料が１号炉の燃料プール

に保管され，十分な期間にわたり冷却された状態であり，対応作業までに時間的な余裕があるため，監視や運転操作対応については，号炉ごとに確立した指揮命令系統のもと，中央制御室に常駐している運転員により対応にあたる。

また，可搬型設備により１号炉の燃料プールへ注水する操作については，平日の勤務時間帯においては発電所内に勤務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）においては，発電所外から参集した重大事故等に対処する要員で２号炉の対応を優先しつつ対応にあたる。

プラント監視対応：１号運転員及びプラント監視班員にて確認

復旧対応：復旧班員にて対応。復旧班長２名のうち１名が，必要な指示を実施

・復旧操作対応

原子力防災組織は，適切に緊急時対応ができるようにするため，緊急時対策本部内における機能ごとに責任者として「統括」（技術統括，復旧統括，プラント監視統括，広報統括，情報統括及び支援統括）を配置する。

・本部長の管理スパン

以上のように，統括を配置することで，本部長は１，２号炉の現場対応について，技術統括，復旧統括，プラント監視統括の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１号及び２号炉の管理をする。

・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，復旧統括の指揮下で活動する。

また，発電所全体を所管する放射線管理班は，技術統括配下に配置する。

2.　役割・機能（ミッション）

緊急時対策本部における各職位の役割・機能（ミッション）を，第１表に示す。

この中で，特に緊急時にプラントの復旧操作を担当するプラント監視班，復旧班，プラント監視統括及び復旧統括の役割・機能について，以下のとおり補足する。

○プラント監視班：プラント設備に関する運転操作について，運転員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，本部長から当直長にその実施権限が委譲されているため，プラント監視班から特段の指示がなくても，運転員が手順に従って自律的に実施し，プラント監視班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一，運転員の対応に疑義がある場合

には，プラント監視班長は運転員に助言する。

〇復旧班：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，復旧統括への状況の報告を行う。

〇プラント監視統括：運転員及びプラント監視班の実施するプラント運転操作に関する報告を踏まえて，プラント運転操作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運転操作については運転員及びプラント監視班にその実施権限が委譲されているため，プラント監視統括は万一対応に疑義がある場合に是正の指示を行う。

〇復旧統括：復旧班の実施するプラント復旧活動に関する報告を踏まえて，プラント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活動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，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

緊急時対策本部において，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，例えばプラント監視班と復旧班等，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。

あらかじめ定めた手順に従ってプラント監視班（２号当直副長）が行う運転操作や復旧操作については，２号当直副長の判断により自律的に実施し，プラント監視班に実施の報告が上がってくることになる。

なお，あらかじ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。

以上のような指揮命令及び情報の流れについて，具体例として以下の場合を示す。

（具体例）大量送水車による原子炉圧力容器への注水（定められた手順で対応が可能な場合の例：第２図）

・復旧統括の指示の下，復旧班が自律的に大量送水車による送水の準備を開始する。
・復旧班長は，復旧統括に大量送水車の準備状況を報告し，復旧統括はプラント監視統括に情報を共有する。

・２号当直副長の指示の下，当直が自律的に原子炉圧力容器への注水ラインを構成する。
・プラント監視班長は，プラント監視統括に状況を報告し，プラント監視統括は復旧統括に情報を共有する。
・復旧班は，２号当直副長の指示により，大量送水車の注水弁開操作を開始する。
・復旧班は，２号当直副長に注水弁開操作完了を報告する。
・２号当直副長は，原子炉圧力容器への注水が開始されたことをプラント監視班長に報告する。
・プラント監視班長は，プラント監視統括へ注水弁開操作完了した旨を報告し，プラント監視統括は，報告を受け本部内に情報を共有する。

4.　その他

(1)　夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については，初動対応に必要な要員を中心に宿日直体制をとり，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。

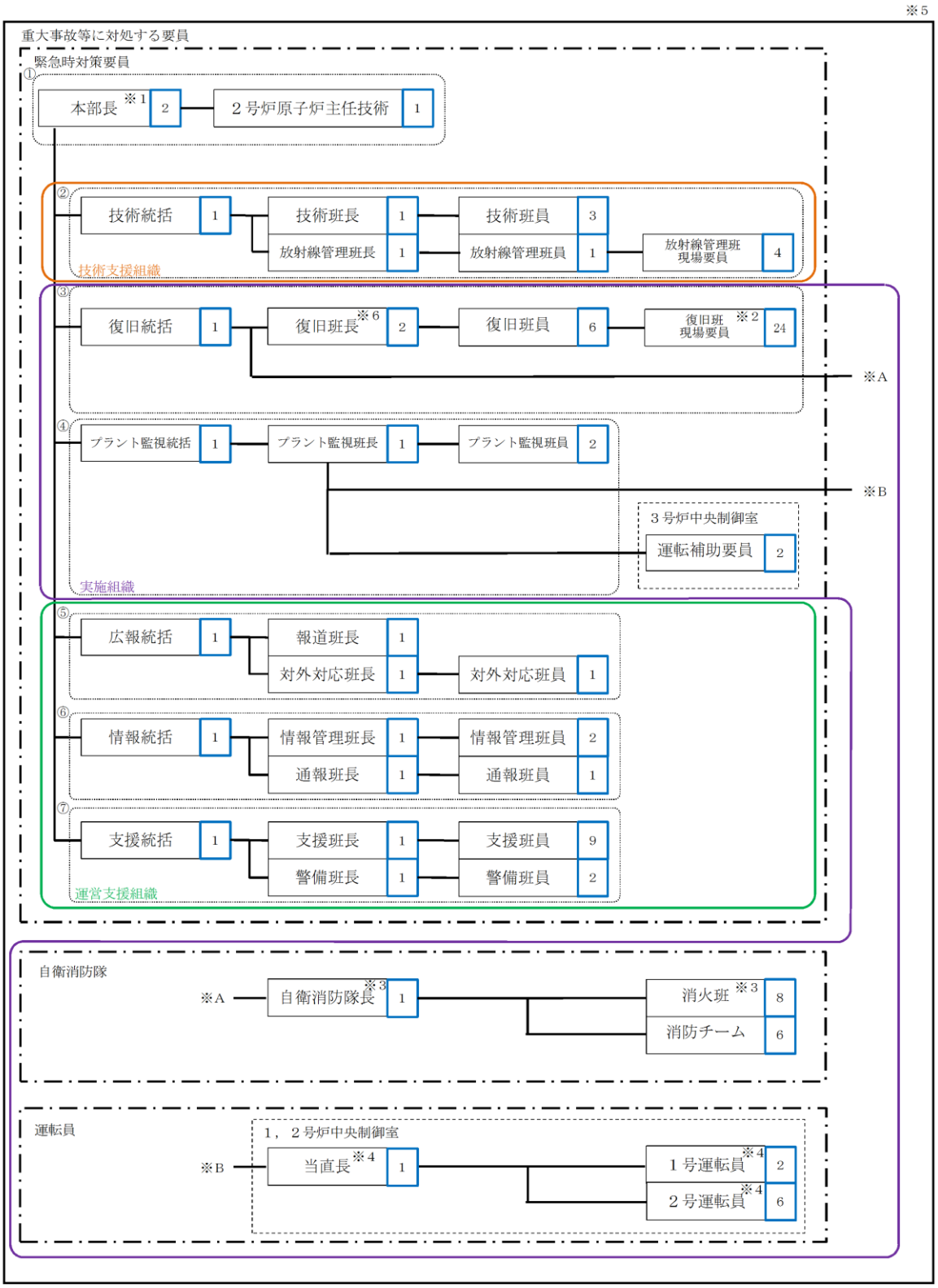
(2)　要員が負傷した際等の代行の考え方

特に夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷する等により役割が実行できなくなった場合には，平日の勤務時間帯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又は同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：連絡責任者が負傷した場合は，連絡担当者が代行する）。

具体的な代行者の選定については，上位職の者が決定する。

第１表　各職位のミッション

職　位	ミッション
本部長	・防災体制の発令，変更の決定 ・緊急時対策本部の指揮・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
技術統括	・原子炉の運転に関するデータの収集，分析及び評価の統括 ・原子炉の運転に関する具体的復旧方法，工程等作成の統括 ・発電所内外の放射線，放射性物質濃度の状況把握に係る測定の統括
技術班	・原子炉の運転に関するデータの収集，分析及び評価 ・原子炉の事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転に関する技術的措置 ・原子炉の運転に関する具体的復旧方法，工程等作成
放射線管理班	・発電所内外の放射線及び放射性物質濃度の状況把握に係る測定 ・放射性物質の影響範囲の推定 ・緊急時対策活動に係る立入禁止措置，退去措置，除染等の放射線管理 ・重大事故等に対処する要員・退避者の線量評価及び汚染拡大防止措置・除染
プラント監視統括	・事故状況の把握の統括 ・事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言
プラント監視班	・当直（運転員）からの重要パラメータの入手 ・事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供
当直（運転員）	・事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転操作
運転補助要員	・大規模損壊発生時の運転補助
復旧統括	・可搬型設備を用いた対応，不具合設備の復旧及び消火活動の統括
復旧班	・事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の準備と操作 ・不具合設備の応急措置のための復旧作業方法の作成及び復旧作業の実施
自衛消防隊	・消火活動
広報統括	・報道機関対応支援，対外対応活動の統括
報道班	・緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援
対外対応班	・自治体からの問合せ対応，自治体派遣者の支援
情報統括	・関係機関への通報連絡等，情報管理の統括
情報管理班	・情報の収集，共有等
通報班	・関係機関への通報連絡等
支援統括	・緊急時対策本部の運営支援，警備対応の統括
支援班	・緊急時対策本部の運営支援 ・重大事故等に対処する要員の人員把握 ・避難誘導 ・資機材及び輸送手段の確保 ・救出・医療活動
警備班	・出入り管理及び警備当局対応 ・緊急車両の誘導

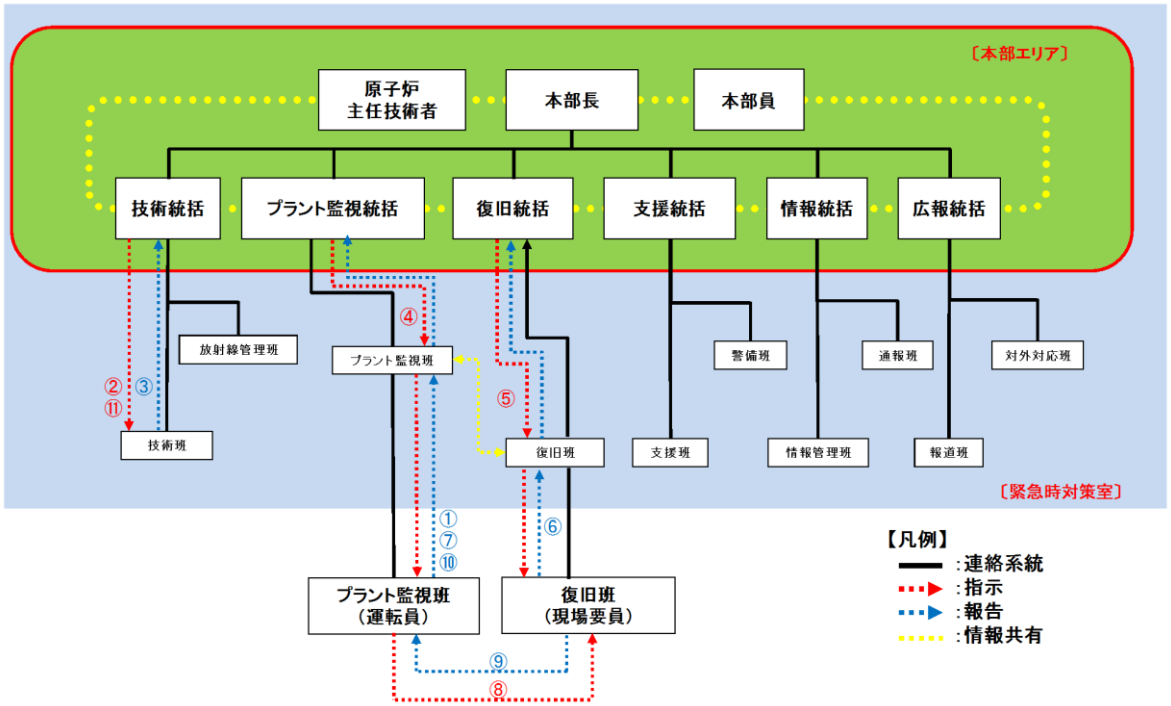


合計：１０１名

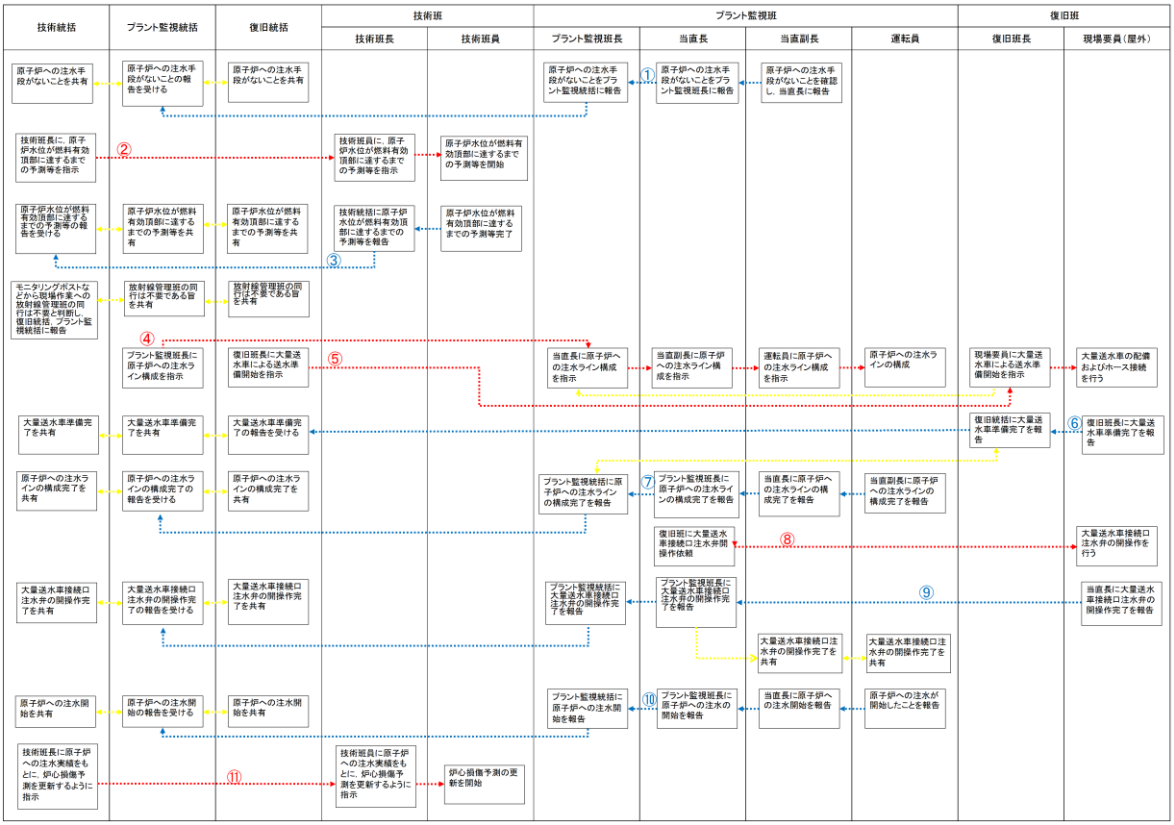
※1　本部員含む。
※2　役割に応じたチームを編成する。
※3　火災発生時以外は復旧班員として活動を行う。
※4　火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
※5　１，２号炉含め本体制にて対応するが，１号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため，２号炉対応を優先する。
※6　復旧班長２名のうち１名が，１号復旧対応を実施する際に，必要な指示を実施する。
□　は人数を示す

①：意思決定・指揮
②：情報収集・計画立案
③：復旧対応
④：プラント監視対応
⑤：対外対応
⑥：情報管理
⑦：ロジスティック・リソース管理

第１図　島根原子力発電所　原子力防災組織　体制図
（参集要員招集後）



指示・命令の流れ（例：大量送水車による２号炉への注水が必要となった場合）



第２図　大量送水車による原子炉圧力容器への注水が必要になった場合の情報の流れ（例）

添付4－2　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，休憩及び仮眠をとるための交替要員も考慮して，①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員46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質の拡散を抑制するために必要な要員23名のうち中央制御室待避室にとどまる運転員５名を除く18名の合計64 名を想定している。

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	緊急時対策本部を指揮・統括する本部長，本部員，技術統括，プラント監視統括，復旧統括，支援統括，情報統括，広報統括，原子炉主任技術者は，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。	９名	46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。	14名	
交替要員	上記，本部長，各統括，原子炉主任技術者及び本部員の交替要員については９名，各班長，班員の交替要員については，14名を確保する。	23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要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・過温破損），水素燃焼）を参考とし，重大事故対応に加え，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。

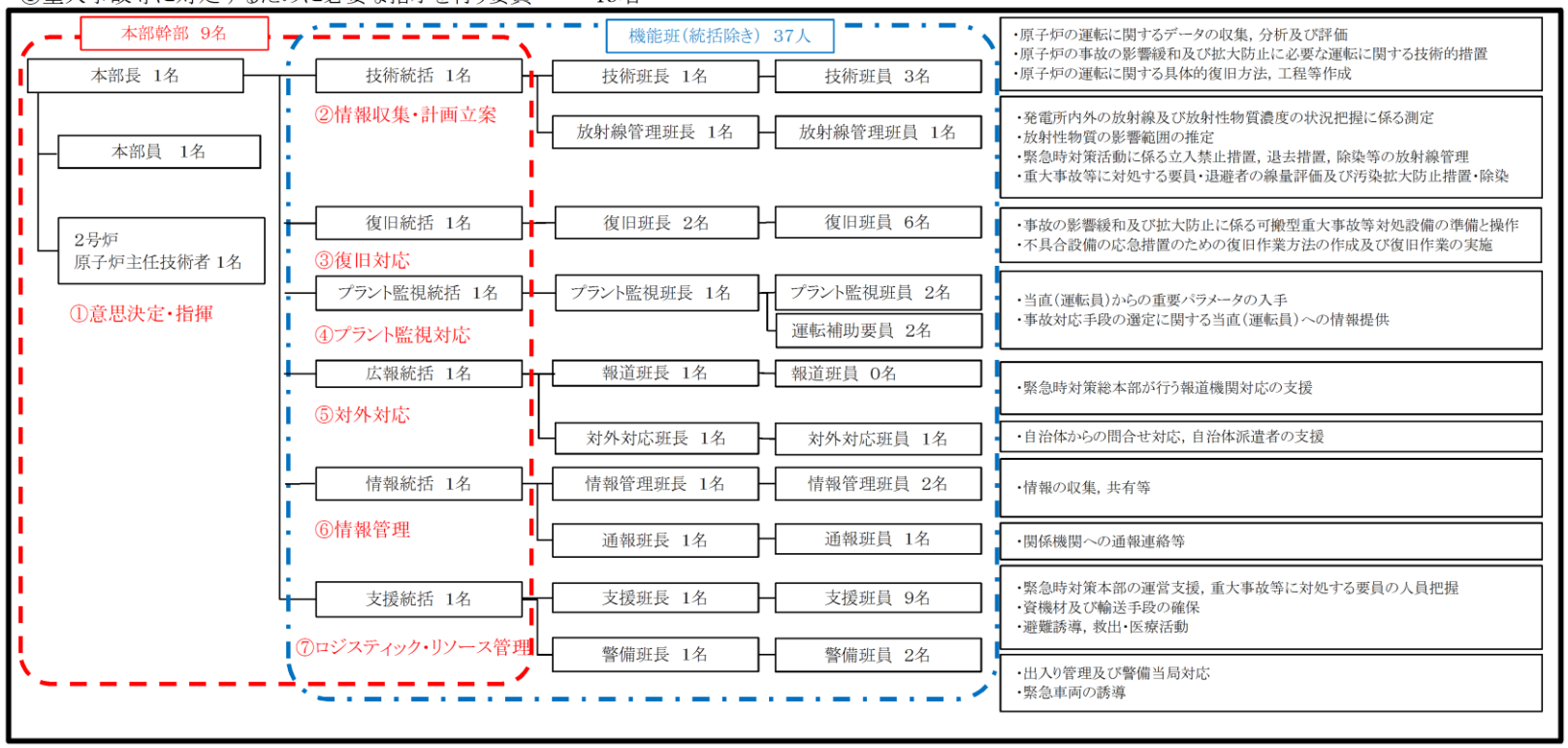
交替要員については，順次，構外に待機している要員を当てる。

要員	作業項目		作業に必要な人数	合計
運転員 （当直）	ベント成功時は，中央制御室待避室に５名※1の要員がとどまり，４名※2の要員は緊急時対策所に待避する。 なお，中央制御室待避室が使用できない場合，５名の運転員も緊急時対策所に待避する。 ※1　当直長１名，２号当直副長１名，２号当直主任又は２号運転士１名，２号補助運転士２名 ※2　２号当直主任又は２号運転士１名，２号補助運転士１名，１号当直主任１名，１号補助運転士１名		９名	９名
復旧班要員	事故後の設備操作，補給作業等	放射性物質の拡散を抑制するために必要な放水砲の放水再開，大型送水ポンプ車の運転操作	４名	12 名
		燃料タンクからタンクローリへの軽油抜取り，大量送水車等への燃料補給（交替要員含む。）	６名	
		大量送水車等による低圧原子炉代替注水槽への給水	２名	
放射線管理班要員	作業現場モニタリング		２名	２名

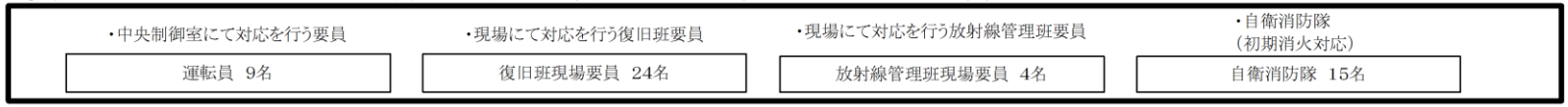
※　要員数については，今後の訓練等の結果より人数を見直す可能性がある。

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。

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員　　49名



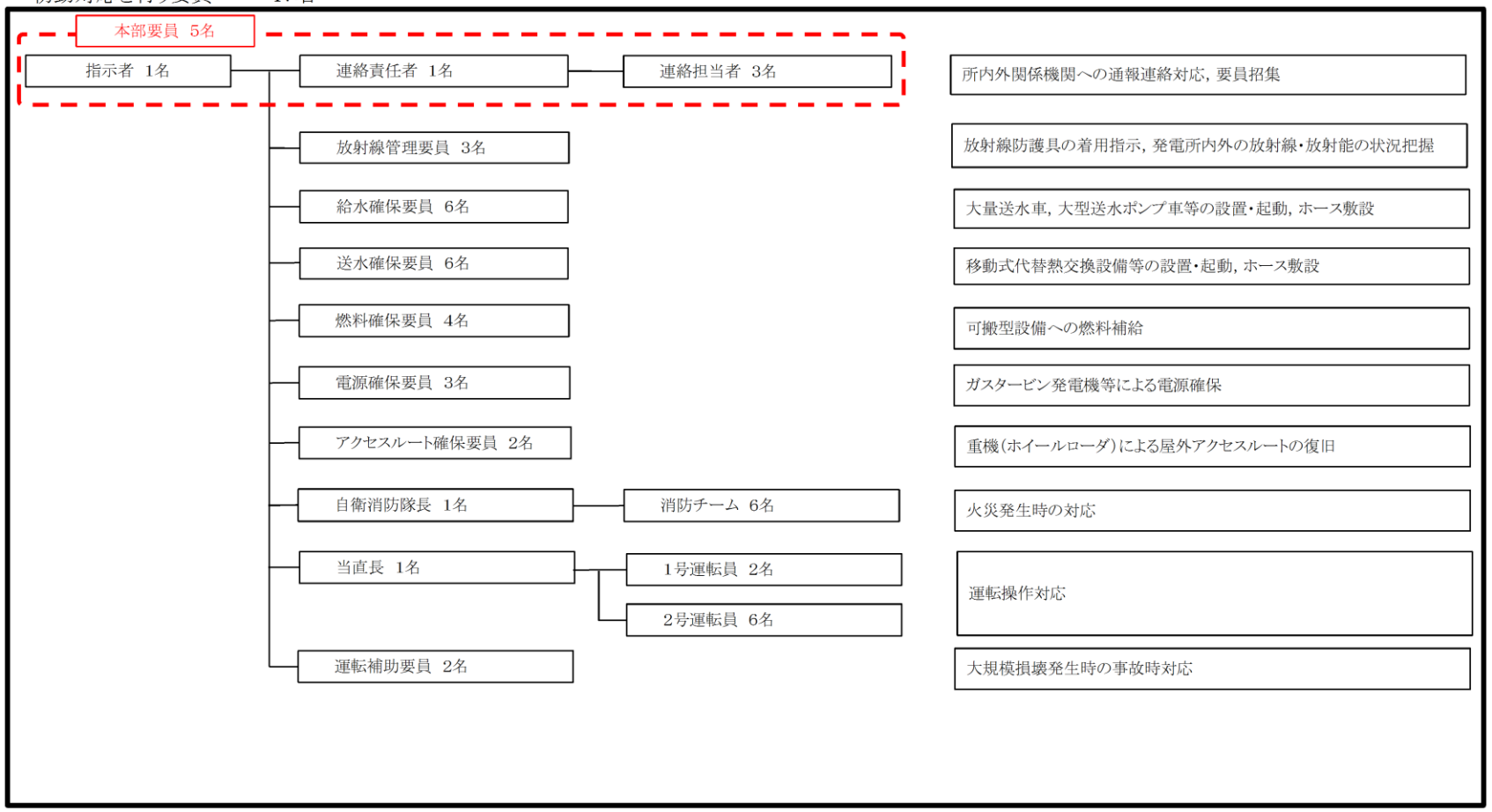
②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員　　52名



※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替要員を招集し，順次交替させる。
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（要員参集後　緊急時対策所，中央制御室，自衛消防隊，対応要員）

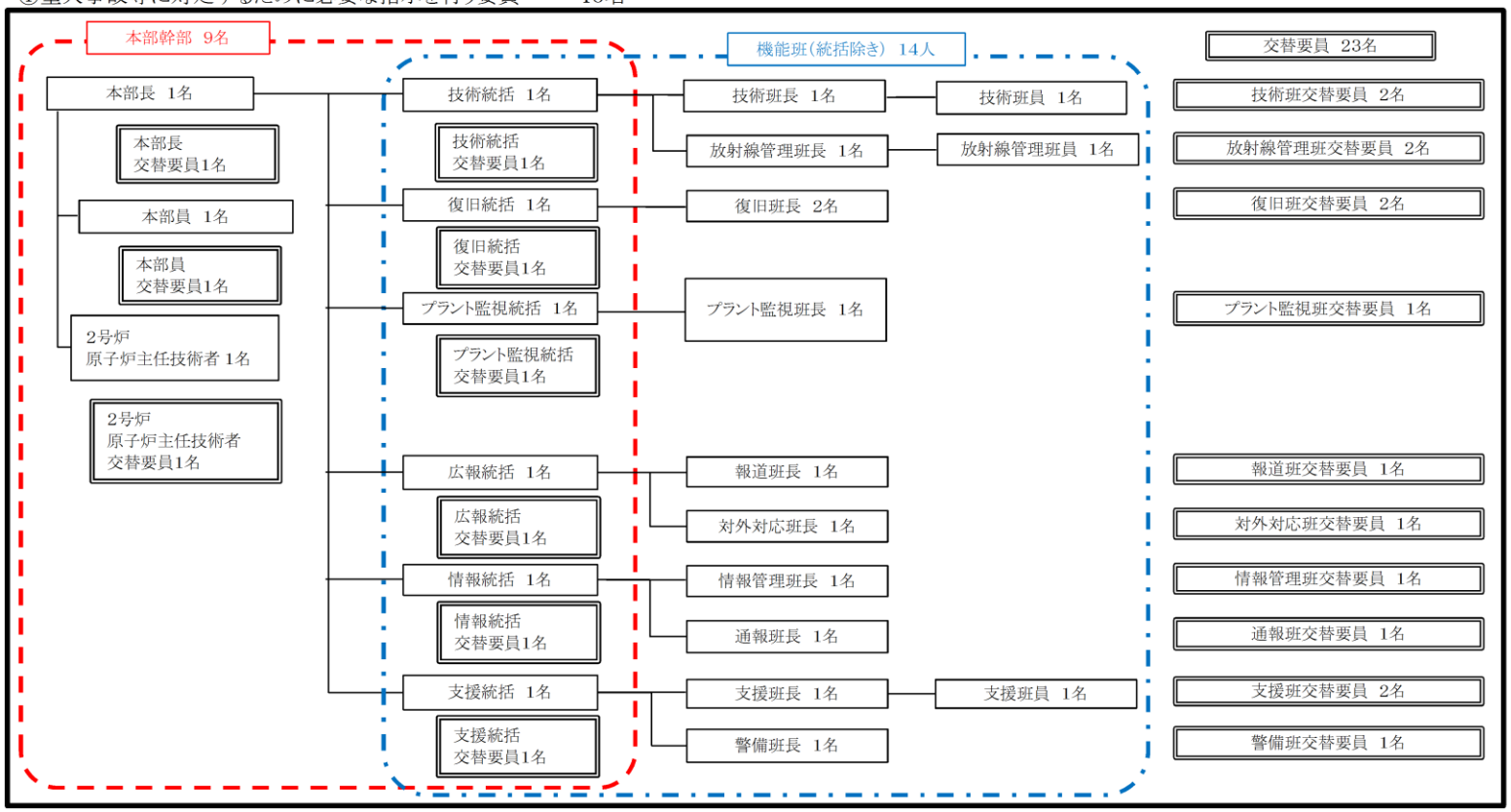
初動対応を行う要員　　47名



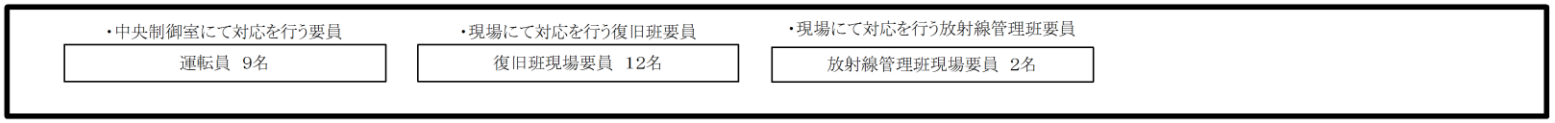
※上記の要員については，長期的な対応に備え，所外に待機させた交替要員を招集し，順次交替させる。
今後の訓練等の結果により，人数を見直す可能性がある。

原子力防災組織の要員（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外））

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員　　46名

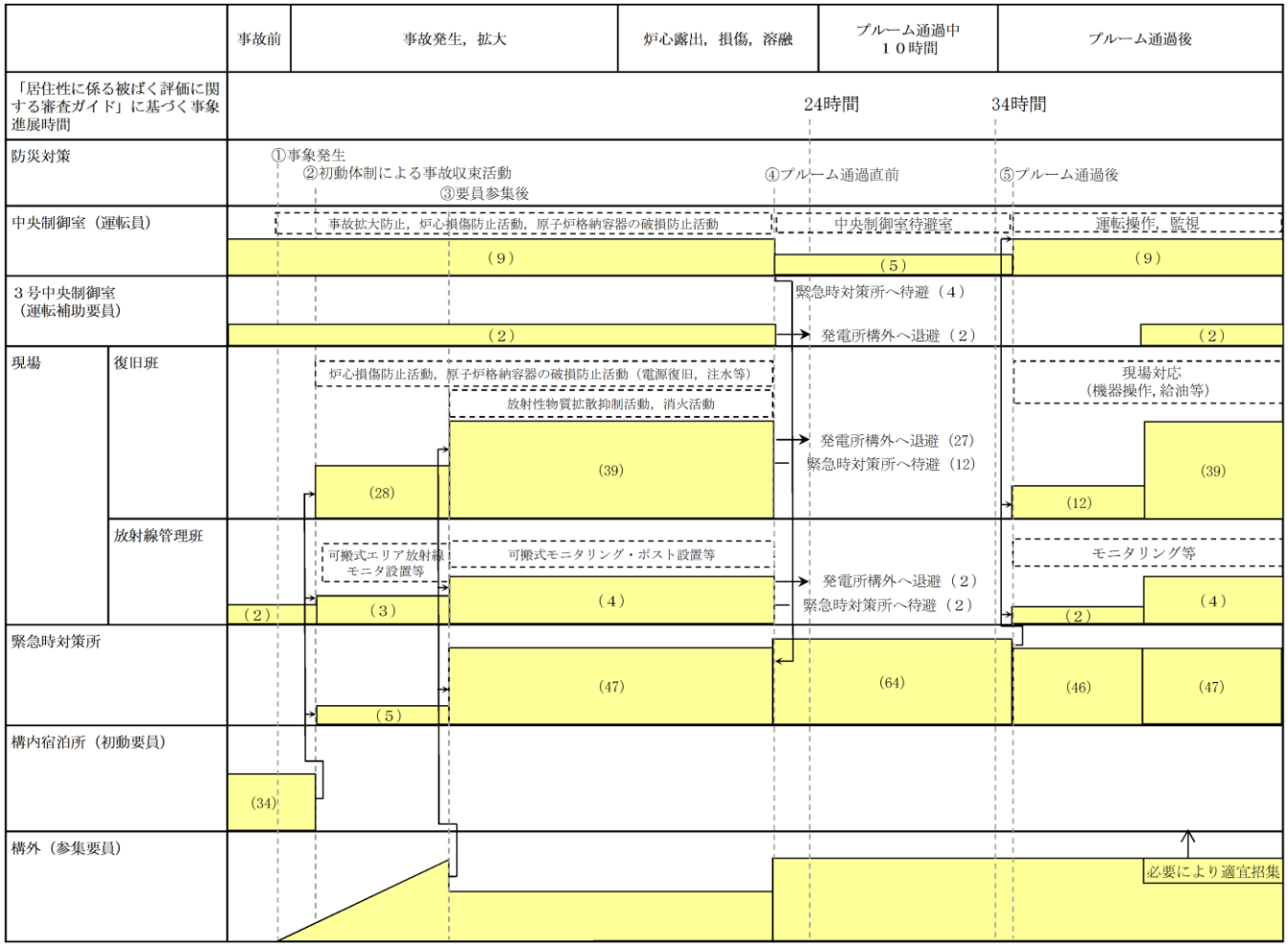


②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員　23名



※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　緊急時対策所及び中央制御室にとどまる要員



※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。

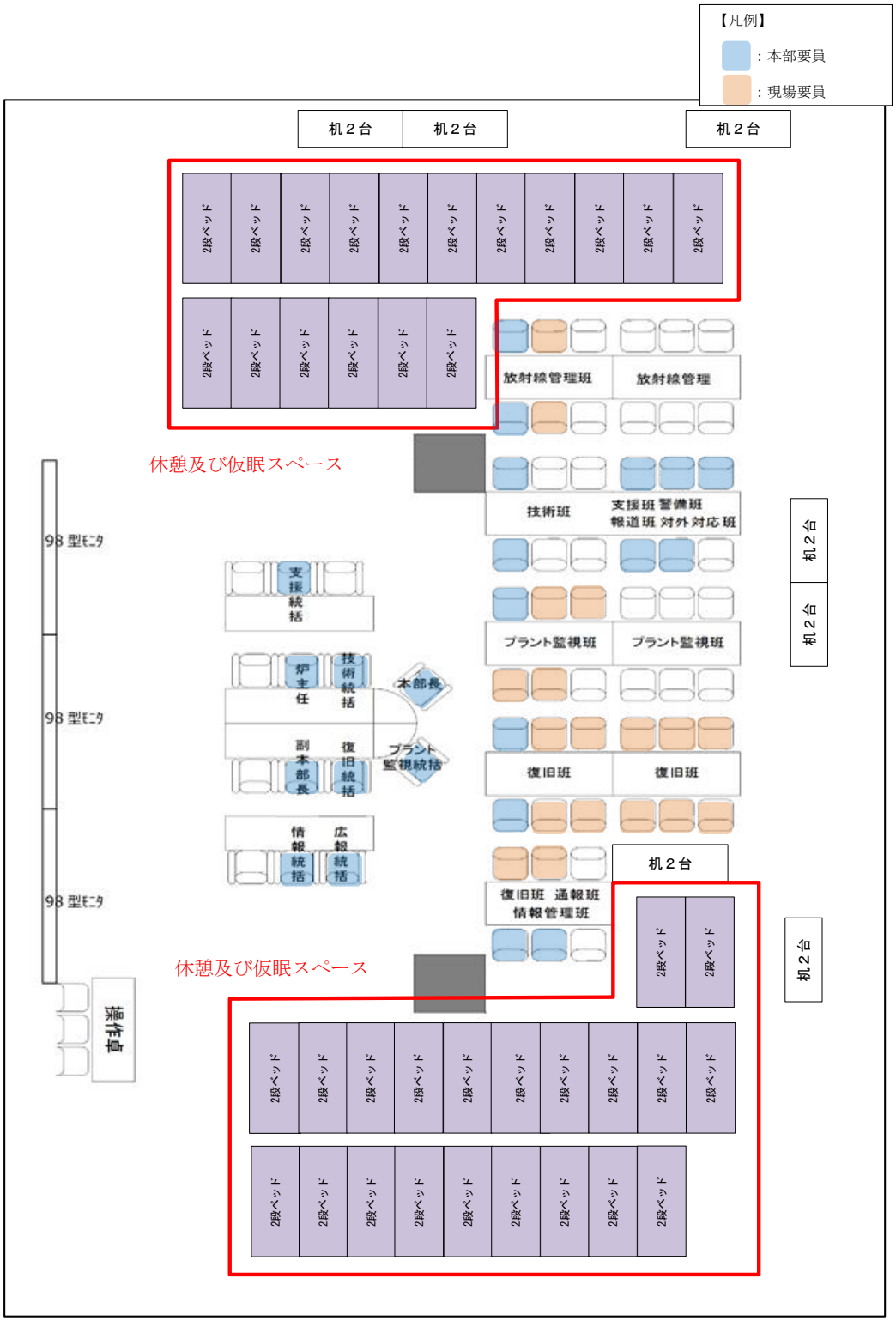
緊急時対策所，中央制御室　事故発生からプルーム通過までの要員の動き

添付 4－3　緊急時対策所レイアウトについて

緊急時対策所は，基準地震動Ｓｓによる地震被災対応のため，及び重大事故のプルーム通過時以外の対応のため，最大 150 名の重大事故等に対処する要員が活動することを想定している。緊急時対策所には，必要な各作業用の机や設備等を配置しても，活動に必要な広さを十分有している。

また，緊急時対策所は，重大事故等に伴う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必要な指示を行う要員及び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必要な要員である 64 名が緊急時対策所で活動することを想定し，十分な広さと機能を有している。

第１図に示す要員のスペースにて，休憩及び仮眠を行う。



注：レイアウトについては，訓練等で有効性を確認し，適宜見直していく。

第１図　緊急時対策本部休憩及び仮眠スペースイメージ

添付４－４　放射線管理用資機材

○防護具類

緊急時対策所に以下の数量を保管する。

品名	保管数※1
汚染防護服	1,155着※2
靴下	1,155足※2
帽子	1,155着※2
綿手袋	1,155双※2
ゴム手袋	2,310双※3
ろ過式呼吸用保護具 （以下内訳）	495個※4
電動ファン付き全面マスク	30個※5
全面マスク	465個※6
チャコールフィルタ （以下内訳）	1,155組※2
電動ファン付き全面マスク用	210組※7
全面マスク用	945組※8
被水防護服	578着※9
作業用長靴	30足※5
高線量対応防護服（タングステンベスト）	12着※10

※１：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

※２：110 名（１号及び２号炉対応の緊急時対策要員 77 名＋自衛消防隊 15 名＋運転員９名＋余裕，以下同様）×７日×1.5 倍

※３：※２×２重（内側，外側）

※４：110 名×３日（除染による再使用を考慮）×1.5 倍

※５：30 名（１号及び２号炉対応の現場復旧班要員 24 名＋放射線管理班要員４名＋余裕）

※６：※４－※５

※７：※５×７日

※８：※２－※７

※９：110 名×７日×1.5 倍×50%（年間降水日数を考慮）

※10：12 名（プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員 12 名）

・1.5 倍の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

全体体制時（１日目），１号及び２号炉対応の要員は緊急時対策要員 77

名＋自衛消防隊 15 名であり，本部要員 49 名，現場要員 28 名及び自衛消防隊 15 名で構成されている。このうち，本部要員は，緊急時対策所を正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 時間を目途に１回交替するため，２回の交替分を考慮する。また，現場要員 28 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号及び２号炉対応の要員は緊急時対策要員 60 名であり，本部要員 46 名及び現場要員 14 名で構成されている。このうち，本部要員は，緊急時対策所を正圧化することにより，防護具類を着用する必要がないが，全要員は７日目以降に１回交替するため，１回の交替分を考慮する。また，現場要員は１日に２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。

また，中央制御室の交替要員は，緊急時対策所から中央制御室に行くため，１日２回の交替分を考慮する。

92 名×２交替＋28 名×６回＋60 名＋14 名×２回×６日＋９名×２回×７日＝706 着＜1,155 着

○計測器（被ばく管理，汚染管理）

緊急時対策所に以下の数量を保管する。

品名		保管数※1
個人線量計	電子式線量計	110台※2
	ガラスバッジ	110個※2
GM汚染サーベイ・メータ		４台※3
電離箱サーベイ・メータ		５台※4
可搬式エリア放射線モニタ		２台※5
ダストサンプラ		２台※6

※１：今後，訓練等で見直しを行う。

※２：110 名（１号及び２号炉対応の緊急時対策要員 77 名＋自衛消防隊 15 名＋運転員９名＋余裕）

※３：緊急時対策所内モニタリング用１台＋チェンジングエリア用２台＋予備１台

※４：緊急時対策所内モニタリング用１台＋屋外モニタリング用３台＋予備１台

※５：緊急時対策所の居住性（線量率）を確認するための重大事故等対処設備として１台＋予備１台（緊急時対策本部に１台設置する。設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原災法該当事象））

※６：室内のモニタリング用１台＋予備１台

添付 4－5　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

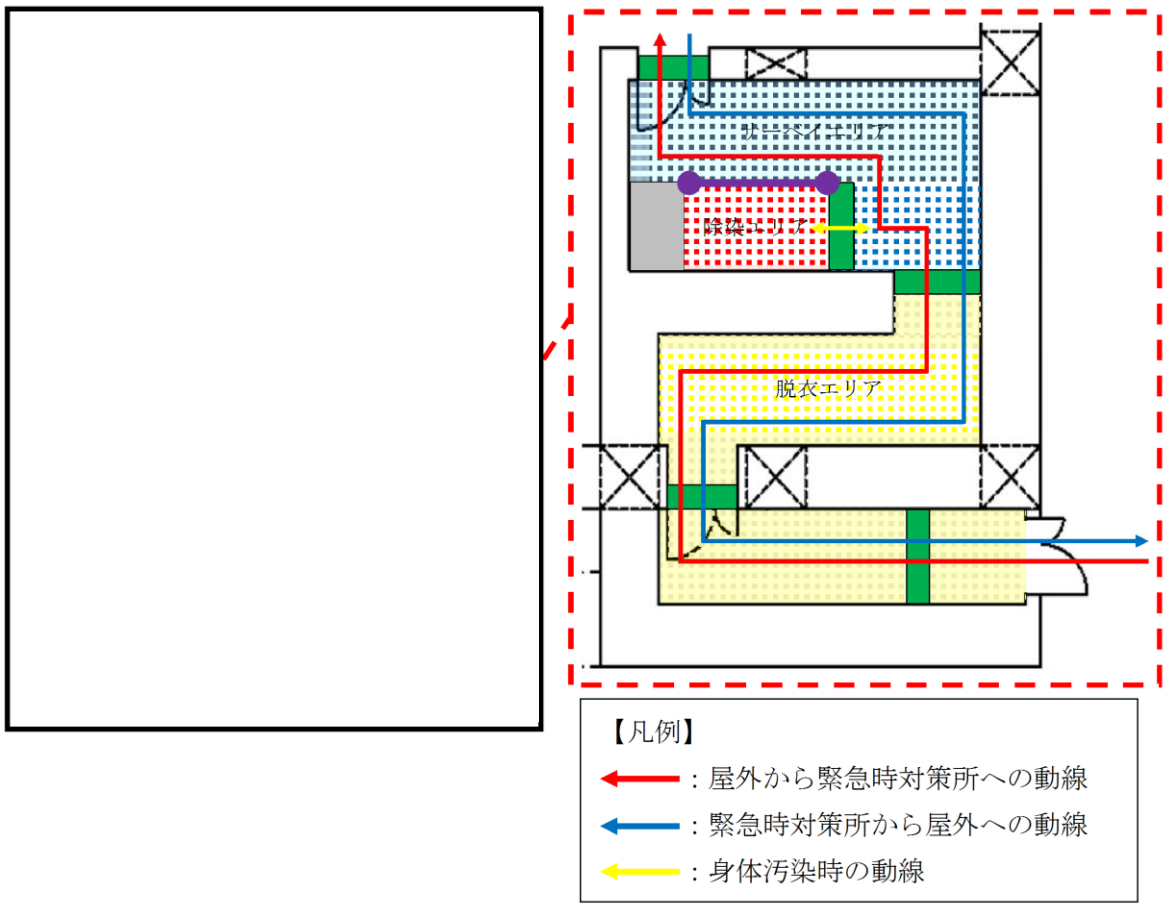
チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリアからなり，緊急時対策所正圧化バウンダリの境界に設営するとともに，要員の被ばく低減の観点から緊急時対策所内に設営する。概要は第１表のとおり。

第１表　チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	緊急時対策所	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。
設営方式	部屋全面区画	設営の容易さの観点から，部屋全面を区画する。なお，平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくことにより，速やかな設営作業を可能とする。
手順着手の判断基準	原災法該当事象が発生した後，技術統括が，事象進展の状況，参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して，チェンジングエリア設営を行うと判断した場合。	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。
実施者	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班が設営を行う。

3.　チェンジングエリアの設営場所

チェンジングエリアは，緊急時対策所正圧化バウンダリの境界に設営する。チェンジングエリアの設営場所は，第１図のとおり。



第１図　緊急時対策所チェンジングエリアの設営場所

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

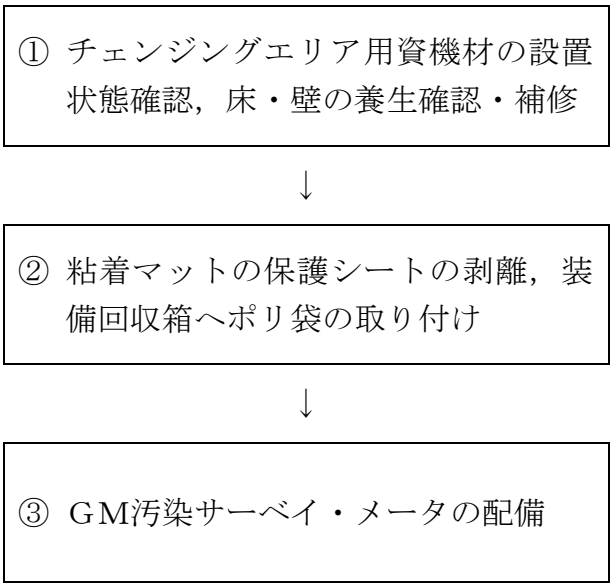
4.　チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

(1)　考え方

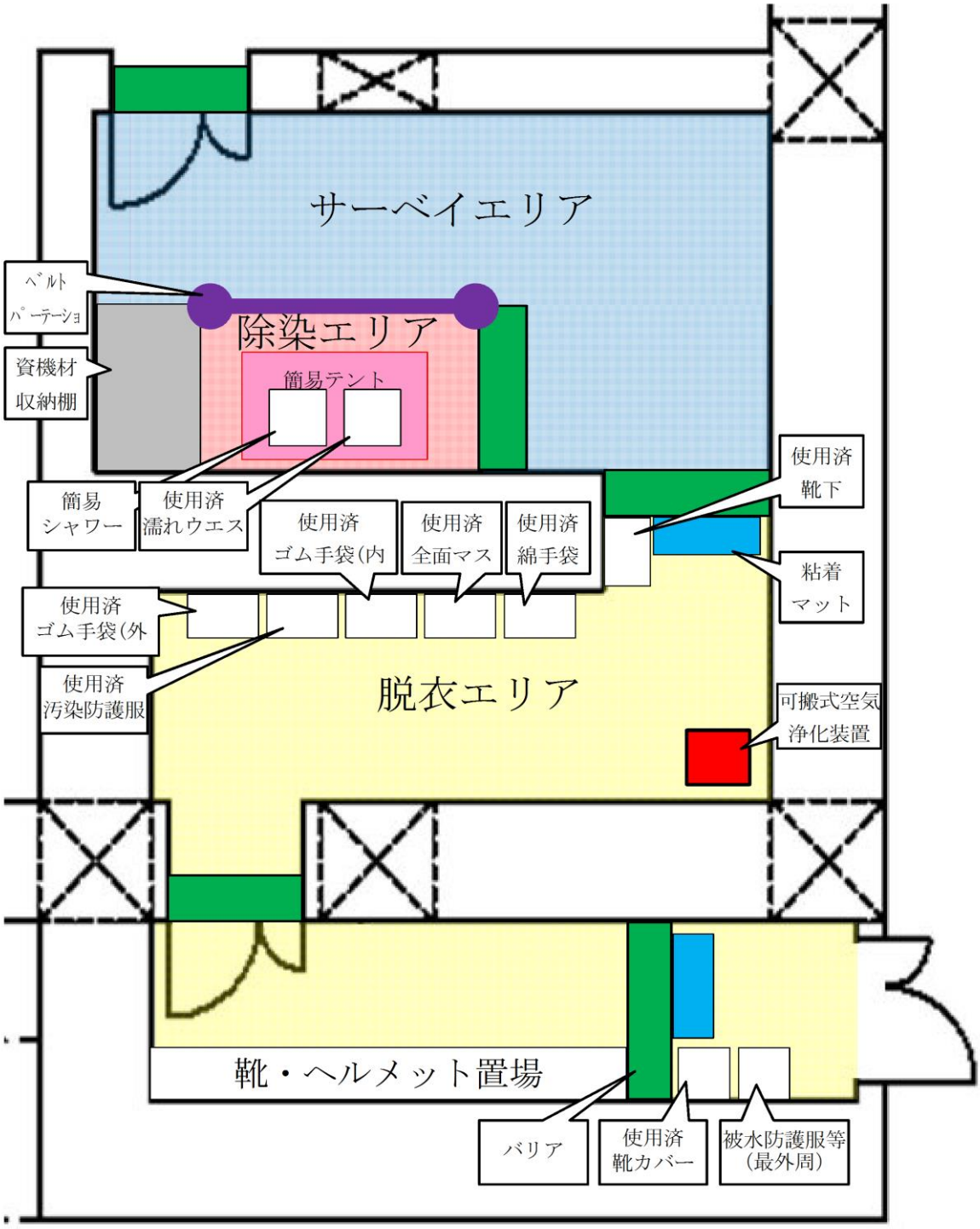
緊急時対策所への放射性物質の持ち込みを防止するため，第２図の設営フローに従い，第３図のとおりチェンジングエリアを設営する。なお，チェンジングエリアは，速やかな設営作業を可能とするよう，各エリアを平常時から養生シートによりあらかじめ養生しておくとともに，第３図に示す資機材を配備しておく。

チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員１名で 20 分以内を想定している。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，原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班のうち１名をチェンジングエリアの設営に割り当て行う。設営の着手は，原災法該当事象が発生した後，事象進展の状況，参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して放射線管理班長が判断し，速やかに実施する。



第２図　チェンジングエリア設営フロー



第３図　緊急時対策所チェンジングエリア

(2)　チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については，通常時からチェンジングエリア内に配備し，運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して，第２表の数量をチェンジングエリア内に保管する。

第２表　緊急時対策所チェンジングエリア用資機材

名称	数量※1	根拠
養生シート	５巻※2	チェンジングエリアの運用に必要な数量
バリア	５個※3	
粘着マット	４枚※4	
装備回収箱	８個※5	
ヘルメット掛け	１式	
ポリ袋	300 枚※6	
テープ	24 巻※7	
ウエス	１箱※8	
ウェットティッシュ	５個※9	
はさみ	１個	
マジック	２本	
簡易テント	１台※10	
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	
ベルトパーテーション	３本※11	
可搬式空気浄化装置	１台	

※１：今後，訓練等で見直しを行う。

※２：約130㎡（床，壁の養生面積（エリア全面張替え１回分））×２（補修張替え等）÷90㎡/巻×1.5倍≒５巻（養生シート損傷，汚染時等）

※３：５個（各エリア間設置箇所数）

※４：２枚（設置箇所数）×２（汚染時の交換用）＝４枚

※５：８個（設置箇所数）

※６：８枚（設置箇所）×３枚/日（１日交換回数）×７日×1.5倍＝252枚→300枚

※７：約230m（養生エリアの外周距離（エリア全面張替え１回分））×２（補修張替え等）÷30m/巻×1.5倍＝23巻→24巻（養生シート損傷，汚染時等）

※８：1,200枚/箱（除染等）

※９：120枚/個（除染等）

※10：960㎜×960㎜×1,600㎜（除染エリア設置）

※11：３本（設置箇所数）

5.　チェンジングエリアの運用

（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，要員に汚染が確認された場合の対応，廃棄物管理，チェンジングエリアの維持管理）

(1)　出入管理

チェンジングエリアは，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，緊急時対策所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第３図のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から③のエリアを設けることで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

(2)　脱衣

チェンジングエリアにおける防護具の脱衣手順は以下のとおり。

・脱衣エリアの靴脱ぎ場で，安全靴，ヘルメット，ゴム手袋外側，被水防護服等を脱衣する。
・脱衣エリアで，汚染防護服，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，放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し，指導，助言，防護具の脱衣の補助を行う。

(3)　汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査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（資機材室）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，放射線管理班員でなくても汚染検査ができるように汚染検査の手順について図示等を行う。また，放射線管理班員は汚染検査の状況について，

適宜確認し，指導，助言をする。

(4)　除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

・汚染検査にて汚染基準を満足しない場合は，除染エリアに移動する。
・汚染箇所を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。）

(5)　着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

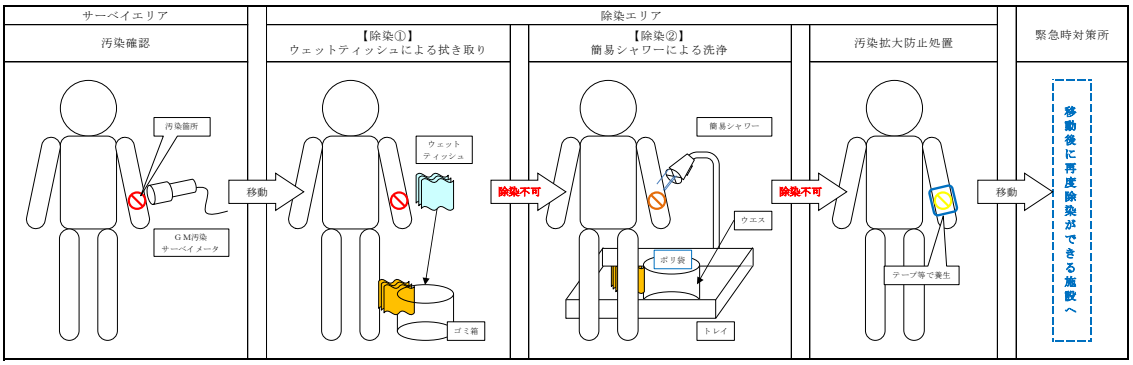
・緊急時対策所内で，綿手袋，靴下，帽子，汚染防護服，マスク，ゴム手袋内側，ゴム手袋外側等を着衣する。
・チェンジングエリアの靴脱ぎ場で，ヘルメット，安全靴等を着用する。放射線管理班員は，要員の作業に応じて，被水防護服等の着用を指示する。

(6)　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，第４図のとおり必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として処理する。



第４図　除染及び汚染水処理イメージ図

(7)　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，適宜チェンジングエリア外に持ち出しチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

(8)　チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は，床・壁等の養生の確認を実施し，養生シート等に損傷が生じている場合は，補修を行う。

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し，必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお，測定及び除染を行った要員は，脱衣エリアにて脱衣を行う。

6.　チェンジングエリアに係る補足事項

(1)　汚染拡大防止の考え方

緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，身体の汚染検査を行うためのサーベイエリア，脱衣を行うための脱衣エリア及び身体に付着した放射性物質の除染を行うための除染エリアを設けるとともに，緊急時対策所換気空調設備により，緊急時対策所の空気を浄化し，緊急時対策所の放射性物質を低減する設計とする。

(2)　可搬式空気浄化装置

チェンジングエリアには，更なる被ばく低減のため，可搬式空気浄化装置を通常時から設置し，他の設備へ悪影響を及ぼさないよう転倒防止対策を講ずる。可搬式空気浄化装置は，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。

可搬式空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は，可搬式空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。

可搬式空気浄化装置は，脱衣エリアを換気できる風量とし，仕様等を第５図に示す。

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。したがって，チェンジングエリア用の可搬式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，可搬式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，可搬式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。

<table>
<tr><td rowspan="2"></td><td>○外形寸法：約 500(D)×約 360(W)×約 1,350(H)mm
○最大風量：13m^3/min
○重　　量：約 60kg（フィルタ除く。）
○フィルタ：微粒子フィルタ，よう素フィルタ</td></tr>
<tr><td><u>微粒子フィルタ</u>
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。
<u>よう素フィルタ</u>
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。</td></tr>
</table>

第５図　可搬式空気浄化装置の仕様等

(3)　チェンジングエリアの設営状況

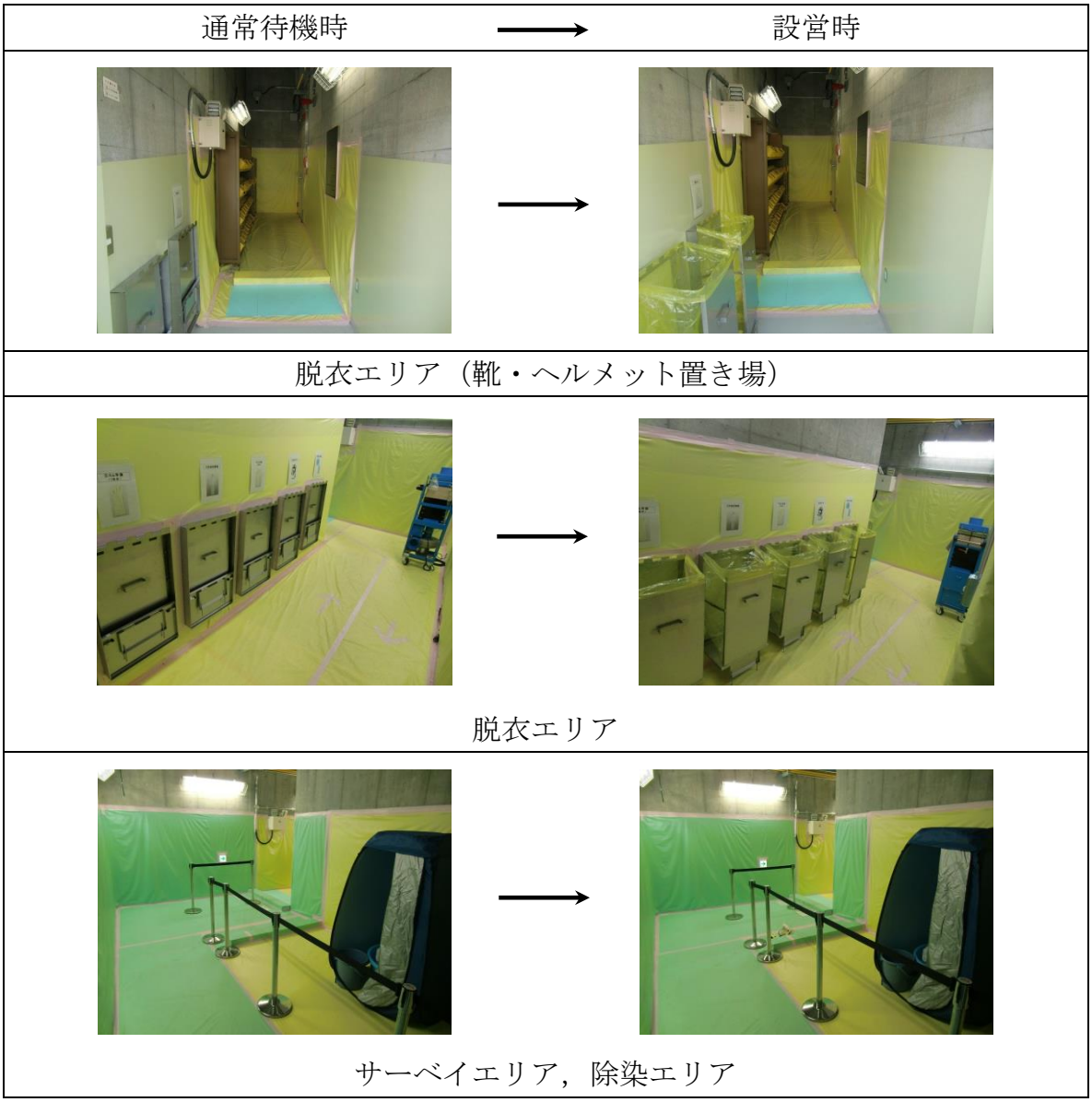
チェンジングエリアは，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリアごとに区画しており，各エリアの壁・床等について，通常時より養生シート及びテープにより区画養生を行っておくことで，チェンジングエリア設営時間の短縮を図る。

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。

更にチェンジングエリア内には，靴等に付着した放射性物質を持ち込まないように粘着マットを設置する。

また，養生シート等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。

チェンジングエリアの設営状況を第６図に示す。

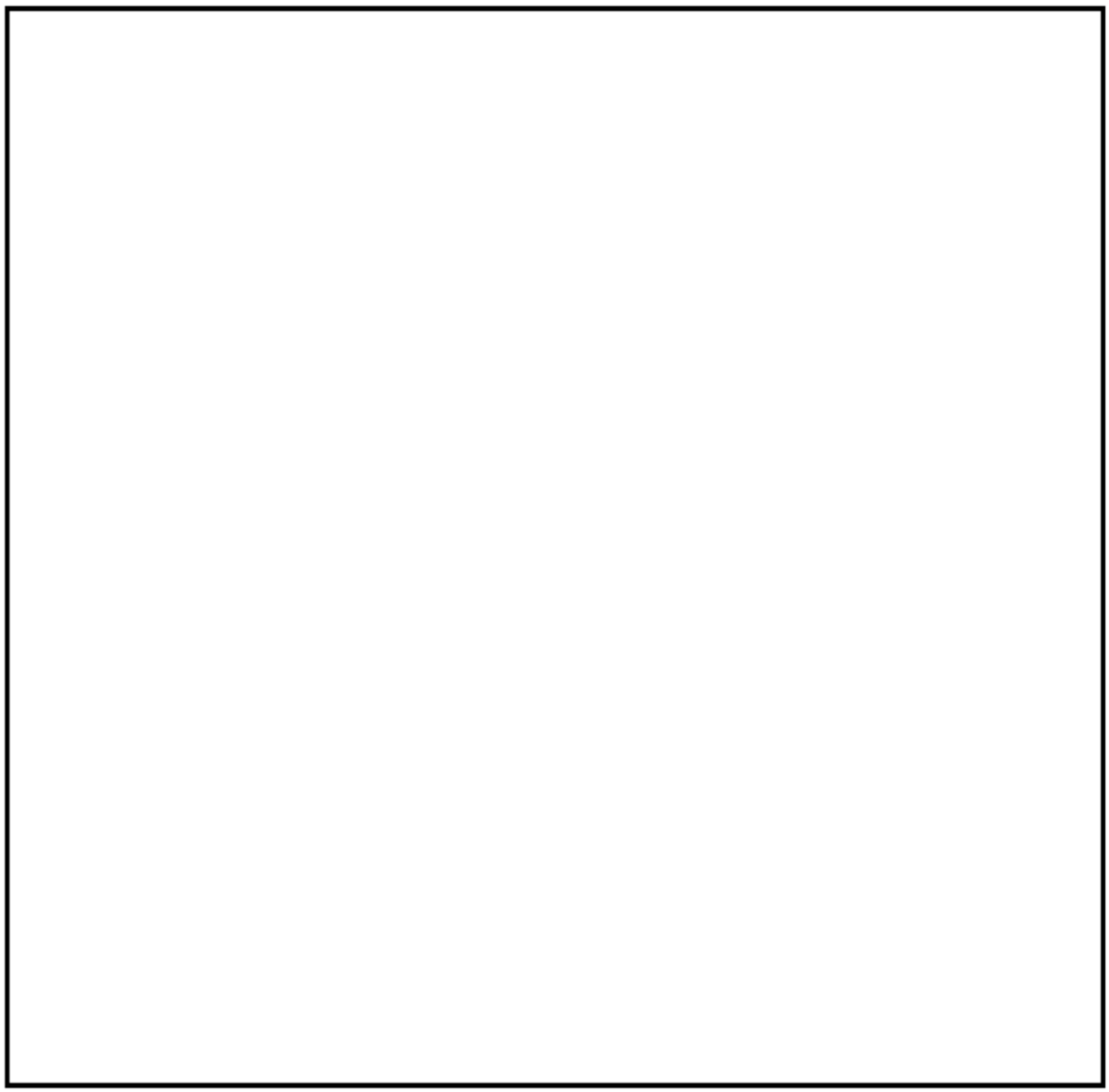


第６図　緊急時対策所チェンジングエリアの設営状況

(4)　チェンジングエリアへの空気の流れ

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緊急時対策所内に設営し，第７図のように，チェンジングエリア排気隔離ダンパにより緊急時対策本部の圧力を正圧100Pa以上に調整し，排気隔離ダンパによりチェンジングエリアの圧力を微正圧（屋外より高い圧力かつ資機材室よりも低い圧力）に調整することにより，屋外よりの放射性物質の流入を防止すると共に，チェンジングエリアの空気が緊急時対策所（資機材室）に流入しない設計とする。

また，更なる被ばく低減のため，可搬式空気浄化装置を設置する。可搬式空気浄化装置はチェンジングエリア付近を循環運転することによりチェンジングエリア付近全体の放射性物質を低減し，汚染拡大を防止する。



第７図　緊急時対策所チェンジングエリアの空気の流れ及び排気隔離ダンパ調整の概要

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(5)　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，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。

7.　汚染の管理基準

第３表のとおり，状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

ただし，サーベイエリアのバックグラウンドに応じて，第３表の管理基準での運用が困難となった場合は，バックグラウンドと識別できる値を設定する。

第３表　汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準※1	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※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※3	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠
		13,000cpm※4	原子力災害対策指針における OIL4【１ヶ月後の値】に準拠

※１：計測器の仕様や構成により係数率が異なる場合は，計測器毎の数値を確認しておく。また，測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

※２：４Bq/cm^2 相当。

※３：120Bq/cm^2 相当。バックグラウンドが高い状況下に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち，最低の水準（バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして３倍程度の余裕を見込む水準）として設定（13,000×３≒40,000cpm）。

※４：40Bq/cm^{2}相当（放射性よう素の吸入により小児の甲状腺等価線量が100mSvに相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度）。

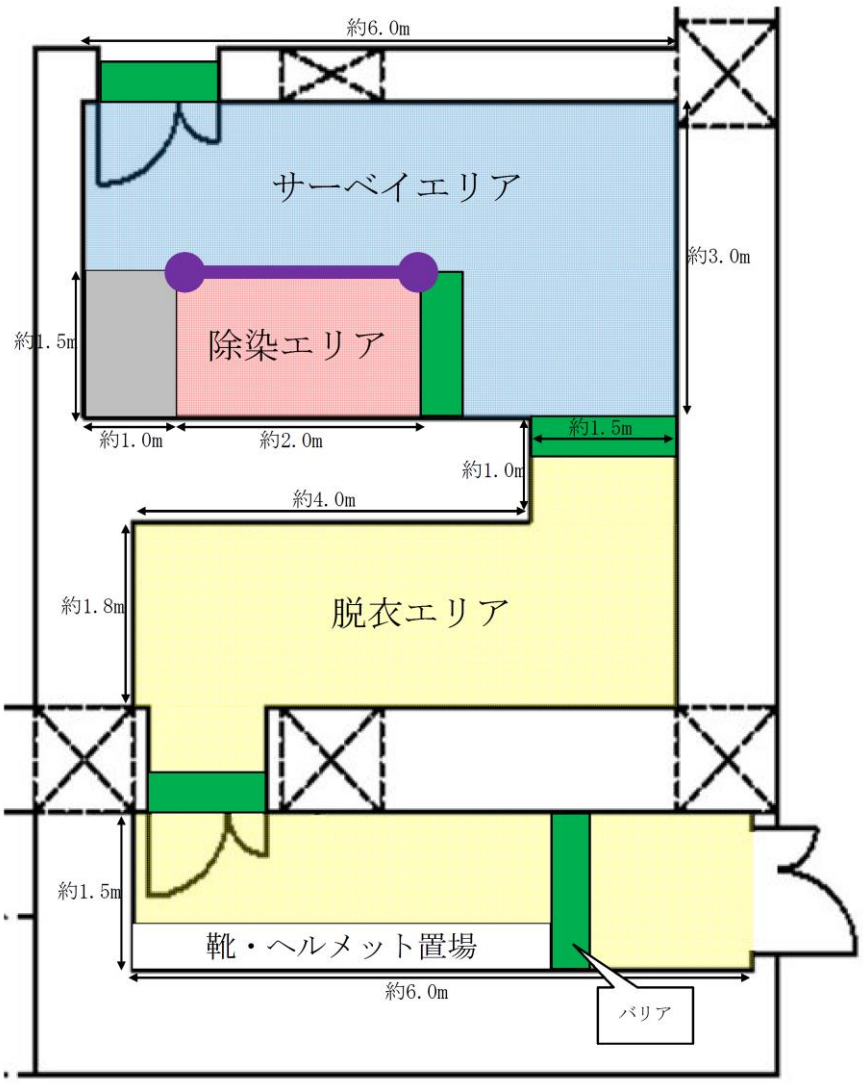
8.　チェンジングエリアのスペースについて

緊急時対策所における現場作業を行う要員は，プルーム通過直後に作業を行うことを想定している要員数14名を考慮し，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内の各エリア面積を第４表に，チェンジングエリア内の各エリア寸法を第８図に示す。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35分（１人目の脱衣に６分＋その後順次汚染検査２分×14名）であり，全ての要員が汚染している場合でも約65分（汚染のない場合の35分＋除染後の再検査２分×14名）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物内に設営しており，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。

第４表　チェンジングエリア内の各エリア面積

エリア名称	エリア寸法	エリア面積
靴・ヘルメット置場	約 6.0m×約 1.5m	約 9.0m^2
脱衣エリア	約 5.5m×約 1.8m＋ 約 1.5m×約 1.0m	約 11.4m^2
サーベイエリア	約 3.0m×約 6.0m－ 約 1.5m×約 3.0m	約 13.5m^2
除染エリア	約 2.0m×約 1.5m	約 3.0m^2



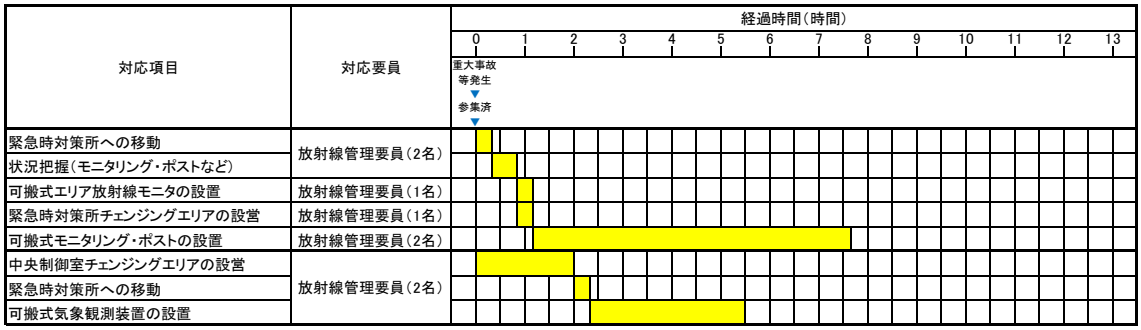
第８図　チェンジングエリア内の各エリア寸法

9.　放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

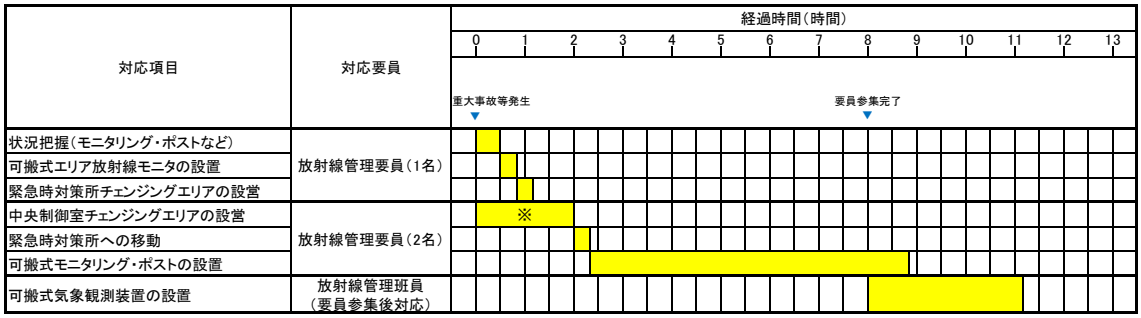
放射線管理班は，緊急時対策所チェンジングエリアの設営以外に，緊急時対策所の可搬式エリア放射線モニタの設置（20分以内），可搬式モニタリング・ポストの設置（最大６時間30分以内），可搬式気象観測装置の設置（３時間10分以内），中央制御室チェンジングエリアの設営（２時間以内）を行うことを想定している。これら対応項目の優先順位については，放射線管理班長が状況に応じ判断する。以下にタイムチャートの例を示す。

例えば，平日の勤務時間帯に事故が発生した場合（ケース①）には，原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班４名で順次対応を実施することになる。また，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合で，原災法該当事象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，原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班２名で，中央制御室チェンジングエリアの設営を優先し，次に可搬式モニタリング・ポスト等の設置を行うことになる。

・ケース①（平日の勤務時間帯の場合）



・ケース②（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合）



※　可搬式モニタリング・ポストの設置の前に，放射線管理班長の判断により中央制御室チェンジングエリアの設営を優先。

添付４－６　飲食料とその他の資機材

1.　飲食料

重大事故等に対処する要員が，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７日分以上の食料及び飲料水を緊急時対策所に保管する。

緊急時対策所に以下の数量を保管する。

品　名	保管数	考え方
食料	2,310 食	110 名（１号及び２号炉対応の緊急時対策要員 77 名＋自衛消防隊 15 名＋運転員９名＋余裕）×７日×３食
飲料水	1,540 本	110 名（１号及び２号炉対応の緊急時対策要員 77 名＋自衛消防隊 15 名＋運転員９名＋余裕）×７日×２本（1.5 リットル/本）

2.　その他資機材

緊急時対策所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
安定よう素剤	880 錠	110 名（１号及び２号炉対応の緊急時対策要員 77 名＋自衛消防隊 15 名＋運転員９名＋余裕）×８錠（初日２錠＋２日目以降１錠/日×６日）

添付 4－7　ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について

(1)　プルーム通過時における要員退避の考え方

炉心損傷後のベント実施時には，放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため，プルーム通過時において，重大事故等に対処する要員は，緊急時対策所及び中央制御室待避室で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室については，空気加圧することでプルームの流入を抑え，放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については，発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。

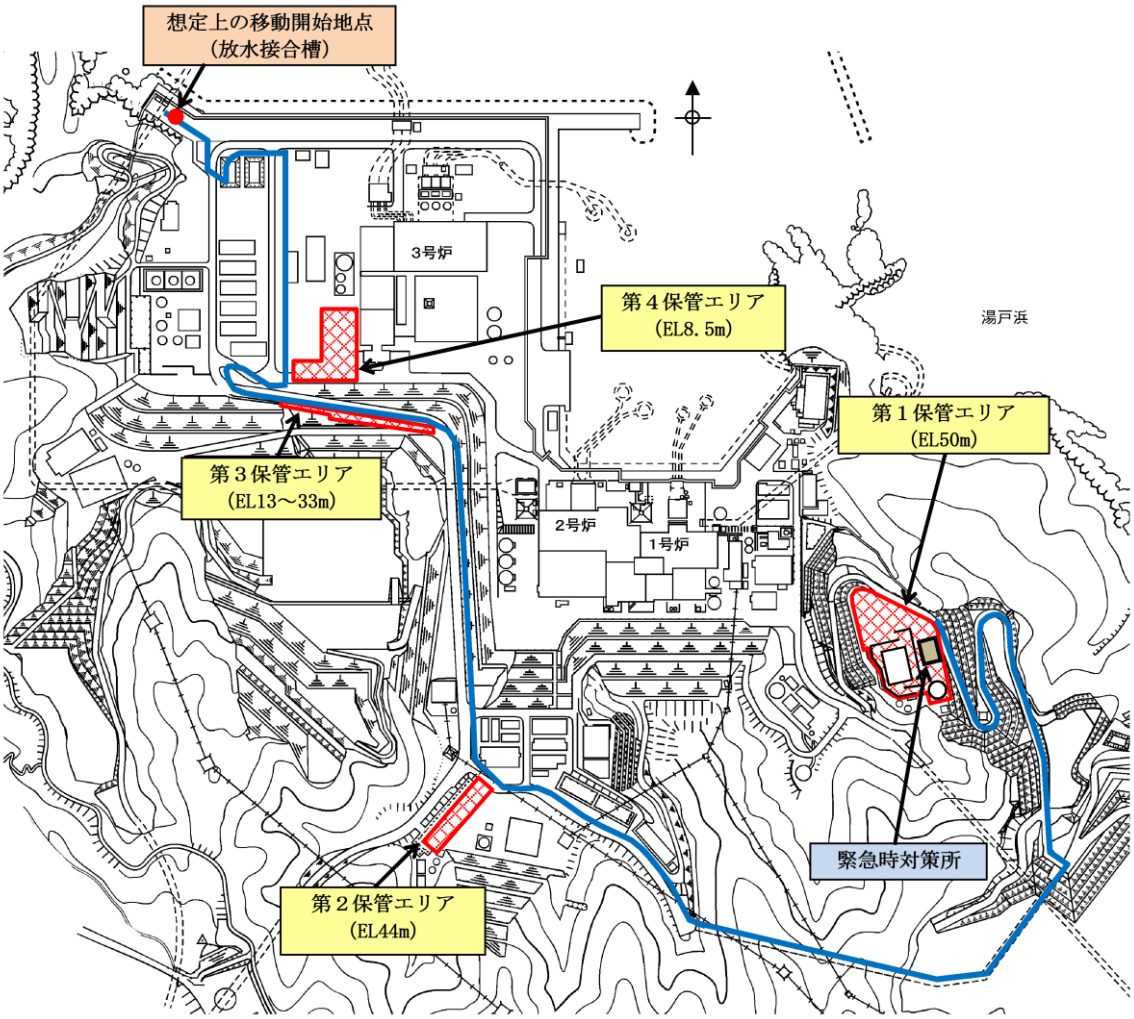
(2)　必要要員数

発電所にて重大事故等に対処する要員は 101 名である。プルーム通過時の必要要員である 69 名は緊急時対策所又は中央制御室待避室で待機することとしており，それ以外の 32 名については発電所構外へ退避する。

(3)　移動時間

発電所構外へ一時退避する場合には，原子力事業所災害対策支援拠点等へ退避することとしている。これらの施設は，発電所から約 12～13km の地点に立地しており，最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は約 4 時間と評価している。

緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については，アクセスルートのうち，緊急時対策所から最も距離のある地点（放水接合槽）から緊急時対策所へ第 1 図に示すアクセスルートを徒歩移動によって待避した場合の移動時間は約 50 分である。



第１図　放水接合槽から緊急時対策所への最も距離のあるアクセスルート

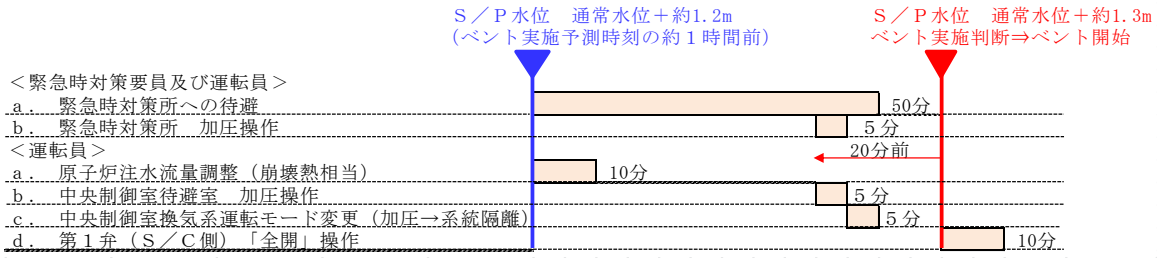
(4)　有効性評価シナリオでの退避タイミング

a．サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達によるベント

有効性評価のうち，炉心損傷後のベントシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」における要員一時退避，待避開始時間及びベント時間の関係を第１表に，ベント実施に係る対応の流れを第２図に示す。

第１表　静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	格納容器圧力 640kPa[gage]到達	約 27 時間後
緊急時対策所への待避	サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.2m 到達	約 31 時間
ベント操作	サプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m 到達	約 32 時間後



第２図　ベント実施に係る対応の流れ

第１表に示すとおり，発電所構外への一時退避及び緊急時対策所への待避については，移動開始からベント操作まで約５時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり，緊急時対策所への待避については，移動開始からベント操作まで約１時間※1 あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため，ベント操作開始に影響を与えることはない。また，中央制御室の運転員については，ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ待避する。

※１　緊急時対策要員及び運転員※2：待避時間（約 50 分）及び緊急時対策所の加圧操作時間（約５分）に余裕を考慮し設定。

運転員※3：原子炉への注水流量調整（約 10 分）及び中央制御室待避室の加圧操作時間（約５分）を踏まえ，復旧班要員の待避開始と同じタイミングに設定。

※２　運転員のうち待避室にとどまる５名を除いた要員

※３　運転員のうち待避室にとどまる５名

第２表及び第３図に示すとおり，プルーム通過時の待避期間（評価上 10 時間）において，実施する必要のある現場操作及び作業がないため，要員が待避することに対する影響はない。

第２表　ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作

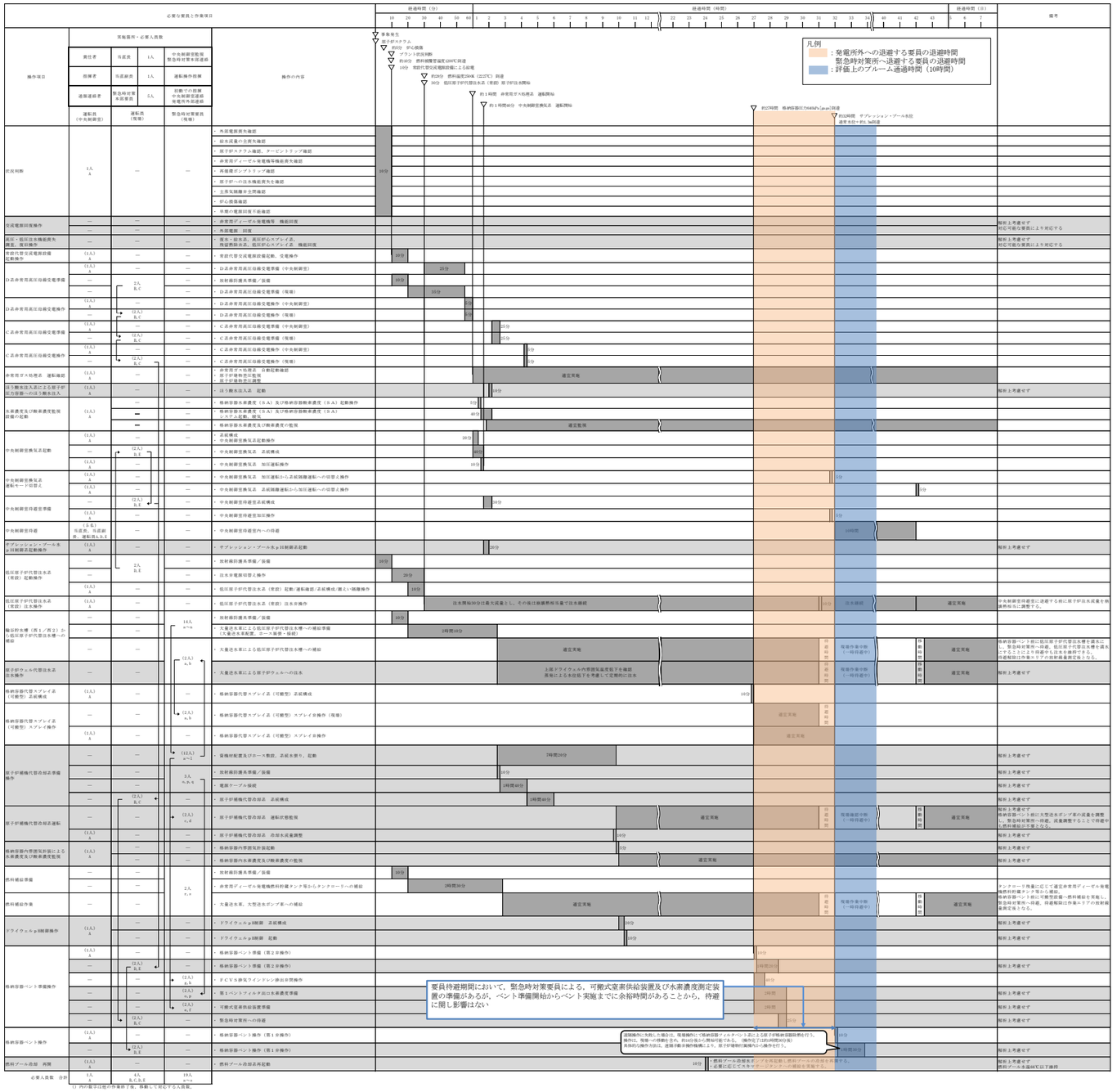
作業項目	待避期間中における状況	作業の要否
原子炉注水	低圧原子炉代替注水系（常設）による注水を継続	待避期間における流量調整（崩壊熱相当）は不要
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	－
電源	ガスタービン発電機により給電	自動燃料補給により作業不要
水源	低圧原子炉代替注水槽の水を使用	待避期間中における補給は不要
燃料	大型送水ポンプ車を使用	流量調整により待避期間における燃料補給は不要

ｂ．格納容器酸素濃度ドライ条件で 4.4vol％及びウェット条件で 1.5vol％到達によるベント

炉心損傷後においては，格納容器内での水素燃焼を防止する観点から，格納容器酸素濃度がドライ条件において 4.4vol％及びウェット条件で 1.5vol％に到達した場合，ベント操作を実施することとしている。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）においては，水素及び酸素の発生割合（Ｇ値）の不確かさが大きく，あらかじめ待避基準を設定できないため，酸素濃度の上昇速度からドライ条件で 4.4vol％及びウェット条件で 1.5vol％到達時間を予測し，退避を実施する。また，退避開始からプルーム通過時の退避時において，実施する必要のある現場操作及び作業がないため，要員が退避することに対する影響はない。

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）


必要な要員と作業項目
経過時間（分）
経過時間（時間）
経過時間（日）
備考
操作項目
実施箇所・必要人員数
操作の内容
凡例
：発電所外への退避する要員の退避時間
緊急時対策所へ退避する要員の退避時間
：評価上のプルーム通過時間（10時間）
事象発生
原子炉スクラム
炉心損傷
格納容器圧力0.854MPa[gage]到達
約2.78時間　格納容器圧力0.854MPa[gage]到達
約25時間　サプレッション・プール水位 通常水位＋約1.3m到達
約10時間　緊急時対策所 緊急時対策本部要員
約1時間30分　中央制御室運転員
約1時間　非常用ガス処理系　起動開始
約30分　低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水開始
約20分　燃料損傷検出
約10分　格納容器隔離
約5分　原子炉スクラム
約2分　地震発生
中央制御室待避室
緊急時対策所
（現場）
運転員
（中央制御室）
運転員
（現場）
待避室
当直副長
当直長
1人
1人
5人
1人
1人
1人
1人
2人
2人
2

代替交流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 5－1　緊急時対策所用発電機の起動及び受電操作について

1.　緊急時対策所用発電機のケーブル接続，起動及び受電操作概要

緊急時対策所用発電機と緊急時対策所　発電機接続プラグ盤を可搬ケーブルで接続し，緊急時対策所用発電機を起動したのち,緊急時対策所　低圧母線盤において,通常時に使用する２号炉非常用電源から緊急時対策所用発電機からの受電に切り替える。

2.　必要要員数及び想定時間

(1)　必要要員数：復旧班３名

(2)　想定時間：１時間以内

3.　系統構成

緊急時対策所の電源構成は第１図のとおり。

4.　手順

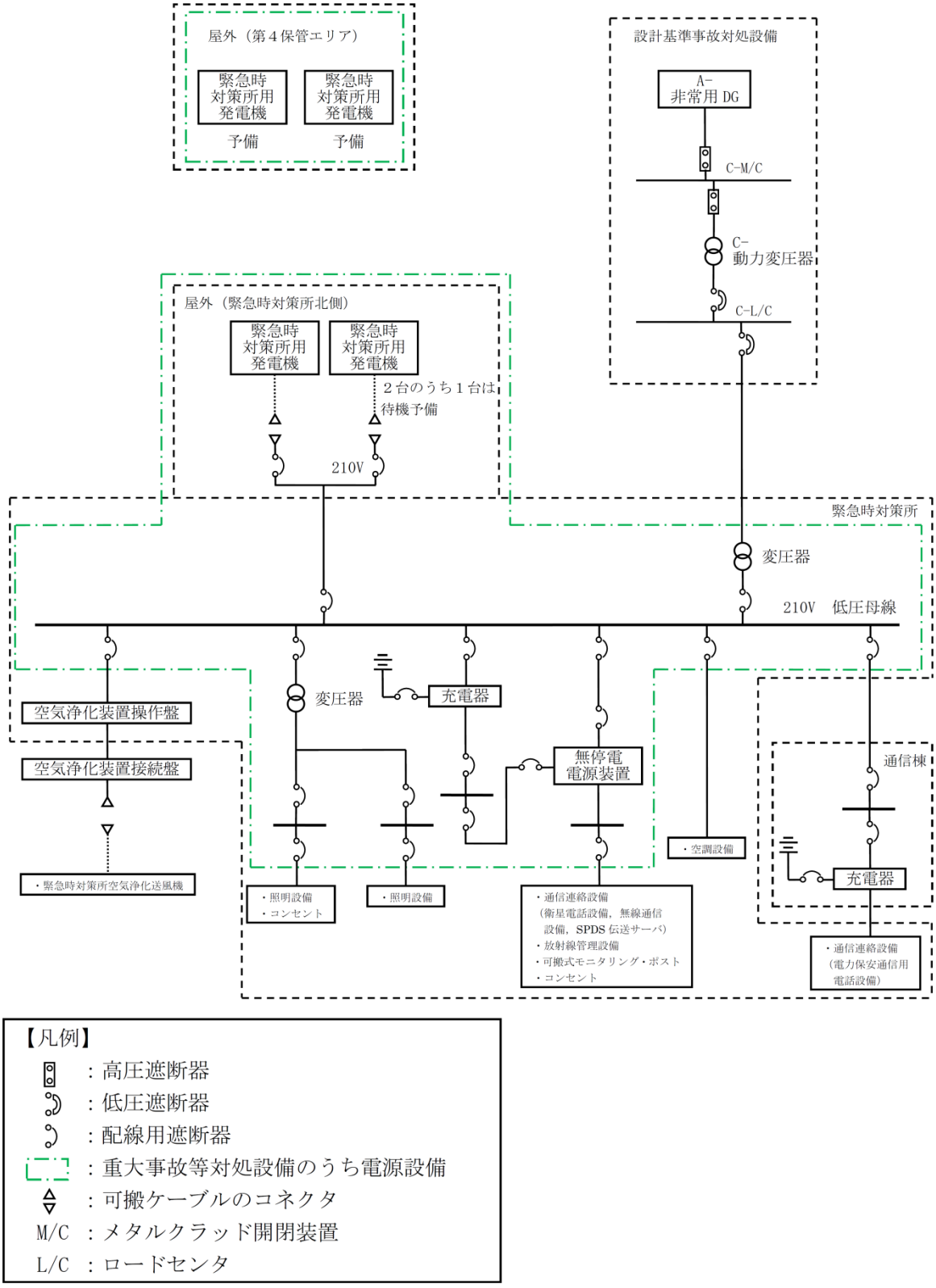
①　緊急時対策所用発電機と緊急時対策所の緊急時対策所　発電機接続プラグ盤間に可搬ケーブルを敷設し，可搬ケーブルの接続を行う。

②　緊急時対策所用発電機を起動する。

③　緊急時対策所　低圧母線盤にて，すべての遮断器を「切」とし，緊急時対策所用発電機からの受電遮断器を「入」とする。

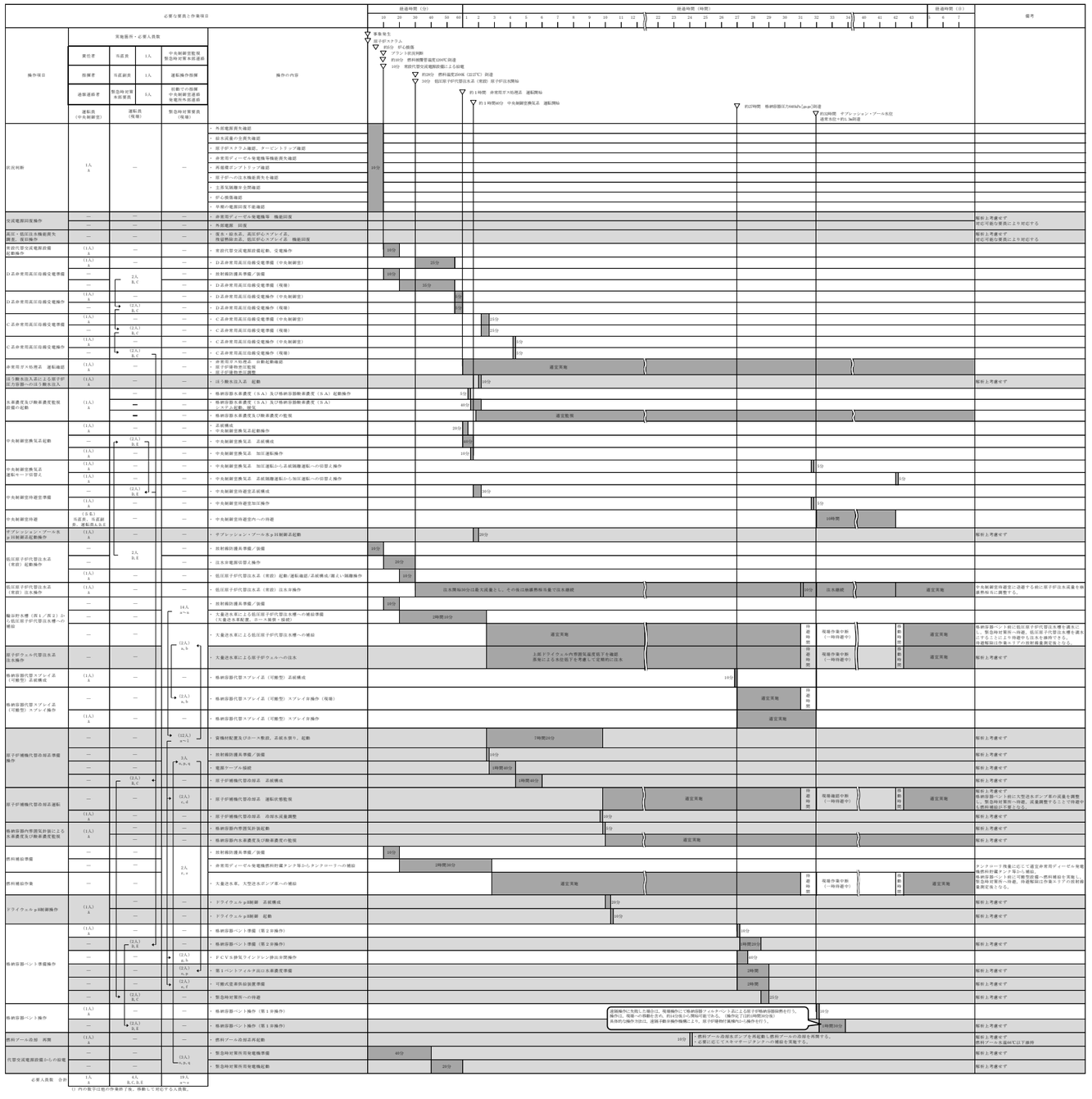
④　緊急時対策所　低圧母線盤にて，必要な負荷への遮断器を「入」とし，給電を開始する。

有効性評価タイムチャート上の緊急時対策所用発電機の起動操作のタイミングについて，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（残留熱代替除去系を使用しない場合）を代表例として記載したものを第２図に示す。



第１図　緊急時対策所　電源構成

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）


必要な要員と作業項目
経過時間（分）
経過時間（時間）
経過時間（日）
備考
操作項目
実施箇所・必要人数
操作の内容
責任者
当直長
1人
中央制御室監視、緊急時対策本部連絡
指揮者
当直副長
1人
運転操作指揮
通報連絡者
緊急時対策本部要員
5人
前動での指揮、中央制御室退避、発電所外退避連絡
運転員（中央制御室）
運転員（現場）
緊急時対策要員（現場）
事象発生
原子炉スクラム
10分 炉心損傷
プラント状況判断
約20分 格納容器雰囲気温度200℃到達
16分 格納容器雰囲気温度120℃到達
約20分 燃料被覆管温度1200℃到達
16分 格納容器雰囲気温度200℃（2Pd）到達
16分 低圧原子炉代替注水系（常設）原子炉注水開始
約1時間 非常用ガス処理系 運転開始
約1時間40分 中央制御室換気系 運転開始
約27時間 格納容器圧力0.6MPa[gage]到達
約32時間 サプレッション・プール水位 通常水位＋約1.3m到達
状況判断
外部電源喪失確認
ECCS流量の不足喪失確認
原子炉スクラム確認、タービントリップ確認
非常用ディーゼル発電機等機能喪失確認
再循環ポンプトリップ確認
原子炉への注水機能喪失を確認
主蒸気隔離弁全閉確認
炉心損傷確認
早期の電源回復不可確認
交流電源回復操作
非常用ディーゼル発電機等 機能回復
外部電源 回復
高圧・低圧注水機能喪失確認、復旧操作
常 負・給 充正、高圧炉心スプレイ正、残留熱除去正、低圧炉心スプレイ正 機能回復
常設代替交流電源設備起動操作
常設代替交流電源設備起動、受電操作
10分
D.C非常用高圧母線受電操作
D.C非常用高圧母線受電準備（中央制御室）
15分
当直副長
当直長
2人
B,C
当直副長
当直長
2人
B,C
当直副長
当直長
2人
B,C

5.　連続運転時間および要求される負荷

緊急時対策所用発電機の仕様は，第１表のとおり。また，緊急時対策所の必要な負荷は第２表のとおり。

第１表　緊急時対策所用発電機の仕様

	緊急時対策所用発電機	(参考) ２号炉の非常用 ディーゼル発電機
容量	約 220kVA	約 7,300kVA
電圧	210V	6.9kV
力率	0.8	0.8

第２表　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 36
安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ），通信連絡設備※	約 12
放射線管理設備	約３
その他設備（照明設備等）	約 23
合計	約 74

※電力保安通信用電話設備及び所内通信連絡設備は除く。

緊急時対策所の運用に必要な負荷容量は，約 74kVA であり，緊急時対策所用発電機（定格約 220kVA，１台）により給電可能な設計としている。

緊急時対策所用発電機は燃料タンク（990L）を内蔵しており，第２表に示す負荷に対して 42 時間以上連続給電が可能である。

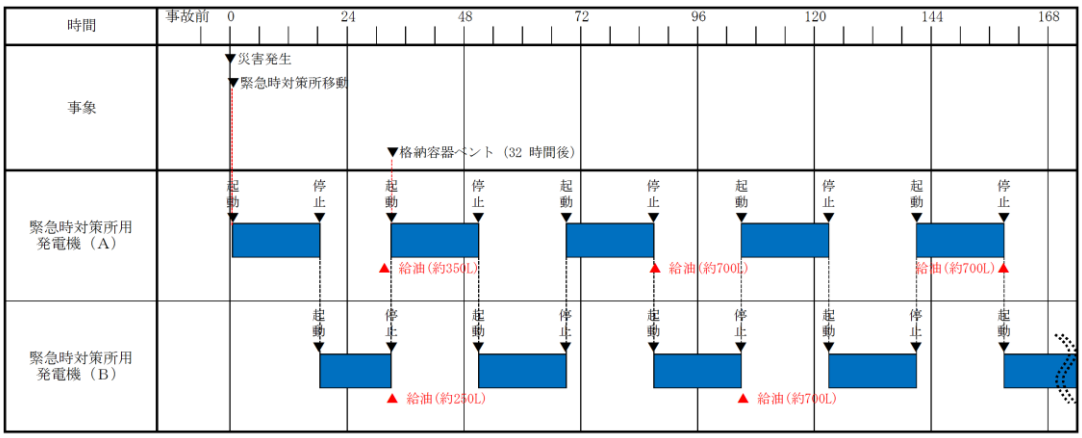
6.　緊急時対策所用発電機の給油タイミング（格納容器ベント成功の場合）

緊急時対策所用発電機は燃料タンク（990L）を内蔵しており，第２表に示す負荷に対して 42 時間以上連続給電が可能である。また，プルーム通過前にあらかじめ給油を行うことにより，プルーム通過中に給油が必要となることはない設計とする。

なお，給油については，可搬式モニタリング・ポスト，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第３表のとおり。

緊急時対策所用発電機が停止した場合，待機しているもう一方の緊急時対策所用発電機へ切り替えることにより 18 時間以上給電可能な設計とする。

緊急時対策所用発電機の給油タイミングを第３図に示す。



第３図　緊急時対策所用発電機の給油時間

＜被ばく線量の評価条件＞

・発災プラント：２号炉

・ソースターム：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
２号炉格納容器ベント実施

・評価点：緊急時対策所用発電機燃料給油設備付近作業場所

・大気拡散条件：評価点位置における相対濃度及び相対線量を参照

・評価時間：合計 30 分（作業場所への移動：５分，作業：20 分，作業場所からの移動：５分）
（現場作業時間 20 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 10 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
原子炉建物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

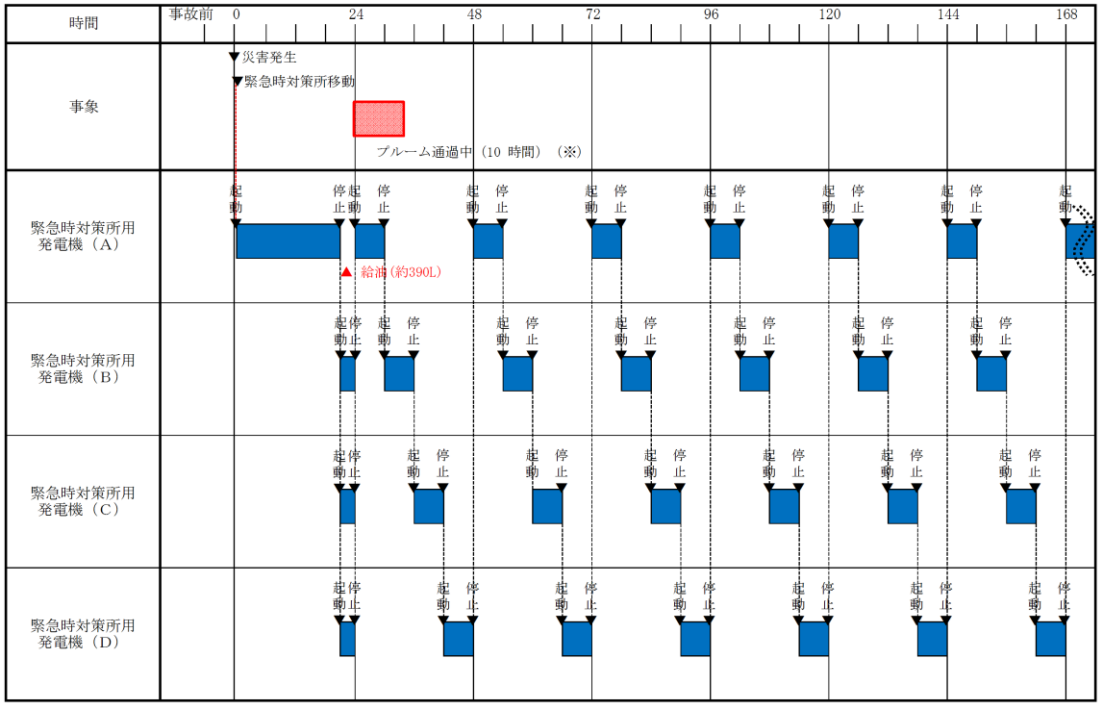
第３表　２号炉放出時における燃料給油に伴う被ばく量

（mSv）

作業開始時間 （事故発生後の経過時間）（h）	32	86	104	158
作業に係る被ばく線量	約 0.8	約 1.0	約 0.8	約 0.6

【補足】緊急時対策所用発電機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緊急時対策所用発電機の給油タイミングを第４図に示す。



※　「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

第４図　緊急時対策所用発電機の給油時間（格納容器が破損した場合）

プルーム放出前にあらかじめ緊急時対策所用発電機への給油を行い，また，第４保管エリアに保管する緊急時対策所用発電機（予備）を２台緊急時対策所北側に配備し，速やかに切り替え操作ができるよう緊急時対策所　発電機接続プラグ盤に接続する設計とする。

予備機の配備については，緊急時対策所用発電機（予備）の切替え手順に従い，あらかじめ実施することとする。

格納容器が破損した場合，事故発生から 21 時間後に待機中の３台を運転し，24 時間後以降，６時間毎に緊急時対策所用発電機を順次切り替え操作を行うことにより，プルーム放出後の給油を行うことなく７日間連続して負荷へ給電可能な設計とする。

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まとめる。

1. 1.18.1(2) ｂ．手順等
・給電が必要となる設備
＜リンク先＞
1.19.1(2) ｃ．手順等（第 1.19－3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備）

2. 1.18.2.1(2) ｃ．その他の手順項目にて考慮する手順
＜リンク先＞
1.17.2.1(2) 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

3. 1.18.2.2(3) 通信連絡に関する手順等
＜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（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
1.19.2.3 代替交流電源設備から給電する手順等

1.19　通信連絡に関する手順等

＜ 目 次 ＞

1.19.1　対応手段と設備の選定
(1)　対応手段と設備の選定の考え方
(2)　対応手段と設備の選定の結果
1.19.2　重大事故等時の手順等
1.19.2.1　発電所内の通信連絡
(1)　発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等
1.19.2.2　発電所外（社内外）との通信連絡
(1)　発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等
1.19.2.3　代替電源設備から給電する手順等

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　多様性を確保した通信回線
添付資料 1.19.7　通信連絡設備の電源設備
添付資料 1.19.8　緊急時対策所の通信連絡設備に係る耐震措置について
添付資料 1.19.9　機能ごとに必要な通信連絡設備
添付資料 1.19.10 有線式通信設備等の使用方法及び使用場所
添付資料 1.19.11 各重要事故シーケンスで使用する通信連絡設備の台数
添付資料 1.19.12 機能ごとに必要な通信連絡設備の優先順位及び設備種別
添付資料 1.19.13 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ほかに，柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備※1を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により，「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく，「設置許可基準規則」第六十二条及び「技術基準規則」第七十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに，自主対策設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.19.1～1.19.13）

(2)　対応手段と設備の選定の結果

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，対応に使用する重大事故等対処設備，自主対策設備及び整備する手順についての関係を第 1.19－1 表，第 1.19－2 表に示す。

ａ．発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a)　対応手段

重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で，重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

・ 衛星電話設備（固定型）

・ 衛星電話設備（携帯型）
・ 無線通信設備（固定型）
・ 無線通信設備（携帯型）
・ 有線式通信設備
・ 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）※2
・ 無線通信設備（屋外アンテナ）
・ 衛星電話設備（屋外アンテナ）
・ 無線通信装置
・ 有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）
・ 有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に係るもの）
・ 所内通信連絡設備（警報装置を含む。）
・ 電力保安通信用電話設備

※２　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，ＳＰＤＳデータ収集サーバ，ＳＰＤＳ伝送サーバ及びＳＰＤＳデータ表示装置により構成される。

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は，代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

・ 常設代替交流電源設備
・ 可搬型代替交流電源設備
・ 代替所内電気設備
・ 緊急時対策所用発電機
・ 緊急時対策所用燃料地下タンク
・ タンクローリ
・ ホース
・ 緊急時対策所　低圧母線盤
・ 緊急時対策所　発電機接続プラグ盤
・ 可搬ケーブル

また，重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては，非常用交流電源設備がある。

(b)　重大事故等対処設備及び自主対策設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所内の通信連絡を行うための設備のうち，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線通信設備（固定型），無線通信設備（携帯型），有線式通信設備，安全

パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ），無線通信設備（屋外アンテナ），衛星電話設備（屋外アンテナ），無線通信装置，有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの），有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に係るもの），常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用燃料地下タンク，タンクローリ，ホース，緊急時対策所　低圧母線盤，緊急時対策所　発電機接続プラグ盤及び可搬ケーブルは，重大事故等対処設備と位置付ける（第 1.19－1 図）。

設計基準事故対処設備である，非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備において，発電所内の通信連絡を行うことが可能であることから，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。併せてその理由を示す。

・ 所内通信連絡設備（警報装置を含む。）
・ 電力保安通信用電話設備

上記の設備は，設計基準対象施設であり基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。

b．発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a)　対応手段

重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム（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（社内外）の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

・ 衛星電話設備（固定型）
・ 衛星電話設備（携帯型）
・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
・ データ伝送設備※3
・ 衛星電話設備（屋外アンテナ）
・ 衛星通信装置
・ 有線（建物内）（衛星電話設備（固定型）に係るもの）
・ 有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡

設備，データ伝送設備に係るもの）
・ 電力保安通信用電話設備
・ 局線加入電話設備
・ テレビ会議システム（社内向）
・ 専用電話設備
・ 衛星電話設備（社内向）
※３　データ伝送設備は，ＳＰＤＳ伝送サーバにより構成される。

発電所外（社内外）との通信連絡を行うために必要な設備は，代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。
・ 常設代替交流電源設備
・ 可搬型代替交流電源設備
・ 代替所内電気設備
・ 緊急時対策所用発電機
・ 緊急時対策所用燃料地下タンク
・ タンクローリ
・ ホース
・ 緊急時対策所　低圧母線盤
・ 緊急時対策所　発電機接続プラグ盤
・ 可搬ケーブル

また，重大事故等時に使用する重大事故等対処設備（設計基準拡張）としては，非常用交流電源設備がある。

(b)　重大事故等対処設備及び自主対策設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備のうち，衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，データ伝送設備，衛星電話設備（屋外アンテナ），衛星通信装置，有線（建物内）（衛星電話設備（固定型）に係るもの），有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，データ伝送設備に係るもの），常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用燃料地下タンク，タンクローリ，ホース，緊急時対策所　低圧母線盤，緊急時対策所　発電機接続プラグ盤及び可搬ケーブルは，重大事故等対処設備として位置付ける。（第 1.19－1 図）

設計基準事故対処設備である，非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備において，発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能であることから，以下の設備は自主対策設備として位置付ける。併せてその理由を示す。

- 電力保安通信用電話設備
- 局線加入電話設備
- テレビ会議システム（社内向）
- 専用電話設備
- 衛星電話設備（社内向）

上記の設備は，設計基準対象施設であり基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所外（社内外）の通信連絡を行うための手段として有効である。

ｃ．手順等

上記ａ．及びｂ．により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は，運転員，緊急時対策要員※4及び自衛消防隊の対応として原子力災害対策手順書に定める（第 1.19－1 表，第 1.19－2 表）。

また，給電が必要となる設備についても整備する（第 1.19－3 表）。

※４　緊急時対策要員：重大事故等時において発電所にて原子力災害対策活動を行う要員。

1.19.2　重大事故等時の手順等

1.19.2.1　発電所内の通信連絡

(1)　発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において，通信連絡設備（発電所内）により，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

また，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）により，発電所内の必要な場所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有する。

重大事故等が発生した場合において，通信連絡設備（発電所内）により，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊が，中央制御室，中央制御室待避室，屋内外の現場及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために，衛星電話設備，無線通信設備，有線式通信設備，所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を使用する手順を整備する。

また，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）により，緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有するために，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）を使用する手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において，通信連絡設備（発電所内）及び安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）により，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

ｂ．操作手順

(a)　衛星電話設備

中央制御室及び中央制御室待避室の運転員並びに緊急時対策所の緊急時対策要員及び自衛消防隊は，衛星電話設備（固定型）を使用する。現場（屋外）の緊急時対策要員，自衛消防隊及び放射能観測車でモニタリングを行う緊急時対策要員は，衛星電話設備（携帯型）を使用する。これらの衛星電話設備を用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ　衛星電話設備（固定型）

（ⅰ）　中央制御室及び中央制御室待避室で使用する場合

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

（ⅱ）　緊急時対策所で使用する場合

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，保管場所から使用場所へ運搬する。

②敷設済みの電話線を接続する。
③一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

ⅱ　衛星電話設備（携帯型）
①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，屋外で電源を「入」操作し，電波の受信状態を確認する。
②充電式電池の残量が少ない場合は，別の端末又は予備の充電式電池と交換する。
③一般の携帯型電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。
④使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は，別の端末又は予備の充電式電池と交換する。
⑤使用後は，屋外で電源を「切」操作する。

(b)　無線通信設備

中央制御室及び中央制御室待避室の運転員並びに緊急時対策所の緊急時対策要員及び自衛消防隊は，無線通信設備（固定型）を使用する。現場（屋外）の緊急時対策要員及び自衛消防隊は，無線通信設備（携帯型）を使用する。これらの無線通信設備を用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ　無線通信設備（固定型）
（ⅰ）　中央制御室及び中央制御室待避室で使用する場合
①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，使用前に取り決めた通話チャンネルに設定したうえで通話ボタンを押し，連絡する。
（ⅱ）　緊急時対策所で使用する場合
①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，保管場所から使用場所へ運搬する。
②電源アダプタをコンセントへ接続し，敷設済みの電話線を接続する。
③使用前に取り決めた通話チャンネルに設定したうえで通話ボタンを押し，連絡する。

ⅱ　無線通信設備（携帯型）
①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，屋外で電源を「入」操作し，電波の受信状態を確認する。
②充電式電池の残量が少ない場合は，別の端末又は予備の充電式電池と交換する。

③使用前に取り決めた通話チャンネルに設定したうえで，通話ボタンを押し，連絡する。
④使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は，別の端末又は予備の充電式電池と交換する。
⑤使用後は，屋外で電源を「切」操作する。

(c) 有線式通信設備

中央制御室及び中央制御室待避室の運転員並びに現場（屋内）の運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊は，有線式通信設備を使用する。これらの有線式通信設備を用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ 有線式通信設備

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，使用する有線式通信機とともに予備の乾電池を携行する。
②使用場所にて，最寄りの壁面に設置されている専用接続端子と有線式通信機を接続する。通信連絡を必要とする場所が専用接続端子と遠い場合は，必要に応じて中継コードを使用する。
③呼出ボタンを押し（スイッチ操作），相手先を呼出し，連絡する。
④使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は，予備の乾電池と交換する。

(d) 安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）

ＳＰＤＳデータ収集サーバ及びＳＰＤＳ伝送サーバにより，緊急時対策所のＳＰＤＳデータ表示装置へ，必要なデータの伝送を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ ＳＰＤＳデータ収集サーバ及びＳＰＤＳ伝送サーバ

常時伝送を行うため，通常操作は必要ない。なお，中央制御室等で警報を常時監視する。

ⅱ ＳＰＤＳデータ表示装置

操作手順は，「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

(e) 所内通信連絡設備（警報装置を含む。）

中央制御室の運転員，緊急時対策所の緊急時対策要員及び自衛消防隊並びに現場（屋内）の運転員，現場（屋内外）の緊急時対策要員及び自衛消防隊は，ハンドセットステーションを使用する。これらのハンドセッ

トステーションを用いて，相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ｉ　ハンドセットステーション

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，受話器を持ち上げ，使用チャンネルを選択し，連絡する。

(f)　電力保安通信用電話設備

中央制御室の運転員，緊急時対策所の緊急時対策要員及び自衛消防隊並びに現場（屋内）の運転員，現場（屋内外）の緊急時対策要員及び自衛消防隊は，電力保安通信用電話設備である固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸを使用する。

これらの固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸを用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ｉ　固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機，携帯型電話機又はＦＡＸと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

②ＰＨＳ端末の充電式電池の残量がなくなった場合は，充電を行うとともに，別の端末又は予備の充電式電池と交換する。

c．操作の成立性

衛星電話設備，無線通信設備，所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備は，特別な技量を要することなく，容易に操作が可能であるとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

有線式通信設備は，使用場所において有線式通信機と中継コード及び専用接続端子を容易かつ確実に接続可能とするとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d．重大事故等時の対応手段の選択

運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊が，中央制御室，中央制御室待避室，屋内外の現場，緊急時対策所との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は，屋内外で使用が可能であり，通常時から使用する自主対策設備の所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備，

無線通信設備及び有線式通信設備を使用する。

また，緊急時対策所の緊急時対策要員は，重大事故等に対処するために必要なパラメータを共有する場合は，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）を使用する。

なお，優先順位については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

特に重要なパラメータを計測し，その結果を発電所内の必要な場所で共有するため，通信連絡設備（発電所内）を使用する。

直流電源喪失時等，可搬型の計測器にて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ，発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を通信連絡設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合は，現場（屋内）と中央制御室との連絡には所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備及び有線式通信設備を使用する。現場（屋外）と緊急時対策所との連絡には所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，衛星電話設備及び無線通信設備を使用する。中央制御室と緊急時対策所との連絡には所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）を使用する。中央制御室待避室と緊急時対策所との連絡には衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）を使用する。また，放射能観測車と緊急時対策所との連絡には衛星電話設備を使用する。現場（屋外）間の連絡には，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備（携帯型）及び無線通信設備（携帯型）を使用する手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信連絡設備（発電所内）により，発電所内の必要な場所で共有する場合。

ｂ．操作手順

操作手順については，「1.19.2.1（1）発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

ｃ．操作の成立性

通信連絡設備（発電所内）により，特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有することを可能とする。

ｄ．重大事故等時の対応手段の選択

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信連絡設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合は，屋内外で使用が可能であり，通常時から使用する自主対策設備の所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備，無線通信設備及び有線式通信設備を使用する。

なお，優先順位については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

1.19.2.2　発電所外（社内外）との通信連絡

(1)　発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において，通信連絡設備（発電所外）により，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

また，データ伝送設備により，国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ，必要なデータを伝送し，パラメータを共有する。

重大事故等が発生した場合において，通信連絡設備（発電所外）により，中央制御室の運転員及び緊急時対策所の緊急時対策要員が，本社，国，自治体，その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行うために，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，電力保安通信用電話設備，局線加入電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を使用する手順を整備する。

また，データ伝送設備により，国の緊急時対策支援システム（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。

ａ．手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において，通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備により，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う場合。

ｂ．操作手順

(a)　衛星電話設備

緊急時対策所の緊急時対策要員は，衛星電話設備（固定型）を使用し，本社，国，自治体，その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）へ通信連絡を行う。また，所外関係箇所（社内向）の緊急時対策要員は，衛星電話設備（携帯型）を使用し緊急時対策所へ通信連絡を行う。これらの衛星電話設備を用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ　衛星電話設備（固定型）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，保管場所から使用場所へ運搬する。

②敷設済みの電話線を接続する。

③一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

ⅱ　衛星電話設備（携帯型）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，屋外で電源を「入」操作し，電波の受信状態を確認する。

②充電式電池の残量が少ない場合は，別の端末又は予備の充電式電池と交換する。

③一般の携帯型電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

④使用中に充電式電池の残量が少なくなった場合は，別の端末又は予備の充電式電池と交換する。

⑤使用後は，屋外で電源を「切」操作する。

(b)　統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

緊急時対策所の緊急時対策要員は，統合原子力防災ネットワークに接続するテレビ会議システム，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。これらの統合原子力防災ネットワークに接続するテレビ会議システム，ＩＰ－電話機及びＩＰ－ＦＡＸを用いて相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ　テレビ会議システム

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後，テレビ会議システムの待受け画面を確認し，通信が可能な状態とする。

②操作端末により，通信先と接続する。

③使用後は，テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

ⅱ　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ＦＡ

Ｘと同様の操作により，通信先の電話番号等をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

(c)　データ伝送設備

ＳＰＤＳ伝送サーバにより，国の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の対応として，以下の手順がある。

ｉ　ＳＰＤＳ伝送サーバ

常時伝送を行うため，通常操作は必要ない。なお，中央制御室等で警報を常時監視する。

(d)　電力保安通信用電話設備

緊急時対策所の緊急時対策要員は，固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸを使用し，本社，国，自治体，その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）へ通信連絡を行う。

固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸを用いて，相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ｉ　固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸ

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機，携帯型電話機又はＦＡＸと同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

②ＰＨＳ端末の充電式電池の残量がなくなった場合は，別の端末又は予備の充電式電池と交換する。

(e)　局線加入電話設備

緊急時対策所の緊急時対策要員は，固定電話機及びＦＡＸを使用し，本社，国，自治体，その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）へ通信連絡を行う。

固定電話機及びＦＡＸを用いて，相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ｉ　固定電話機及びＦＡＸ

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機又はＦＡＸ（パソコンによるＦＡＸ送信を含む。）と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し，連絡する。

(f)　テレビ会議システム（社内向）

緊急時対策所の緊急時対策要員は，テレビ会議システム（社内向）を使用し，本社へ通信連絡を行う。テレビ会議システム（社内向）を用いて，相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ　テレビ会議システム（社内向）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後，テレビ会議システムの待受け画面を確認し，通信が可能な状態とする。

②操作端末により，通信先と接続する。

③使用後は，テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

(g)　専用電話設備

中央制御室の運転員及び緊急時対策所の緊急時対策要員は，専用電話設備（ホットライン）を使用し，本社，自治体，その他関係機関等へ通信連絡を行う。専用電話設備（ホットライン）を用いて，相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ　専用電話設備（ホットライン）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，通信先の呼出ボタンを押し，連絡する。

(h)　衛星電話設備（社内向）

緊急時対策所の緊急時対策要員は，衛星社内電話機及び衛星テレビ会議システム（社内向）を使用し，本社へ通信連絡を行う。衛星社内電話機及び衛星テレビ会議システム（社内向）を用いて，相互に通信連絡を行うための対応として，以下の手順がある。

ⅰ　衛星社内電話機

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，一般の電話機と同様の操作により，通信先の電話番号をダイヤルし，連絡する。

ⅱ　衛星テレビ会議システム（社内向）

①手順着手の判断基準に基づき，通信連絡を行う場合は，テレビ会議システムとモニタの電源を「入」操作後，テレビ会議システムの待受け画面を確認し，通信が可能な状態とする。

②操作端末により，通信先と接続する。

③使用後は，テレビ会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

ｃ．操作の成立性

衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，テレビ会議システム（社内向），局線加入電話設備，専用電話設備，電力保安通信用電話設備及び衛星電話設備（社内向）は，特別な技量を要することなく，容易に操作が可能であるとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

ｄ．重大事故等時の対応手段の選択

中央制御室の運転員が，本社及びその他関係機関等との間で通信連絡を行う場合，自主対策設備の専用電話設備を使用する。

緊急時対策所の緊急時対策要員が，本社との間で通信連絡を行う場合は，自主対策設備の局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。国との間で通信連絡を行う場合は，自主対策設備の局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備を使用する。自治体，その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は，自主対策設備の局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備及び専用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備を使用する。所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は，自主対策設備の局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備を使用する。

また，緊急時対策所の緊急時対策要員は，国の緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ必要なデータを伝送し，パラメータを共有する場合は，データ伝送設備を使用する。

なお，優先順位については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

(2)　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

特に重要なパラメータを計測し，その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有するため，通信連絡設備（発電所外）を使用する。

直流電源喪失時等，可搬型の計測器にて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ，発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を通信連絡設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は，緊急時対策所と本社との連絡には局線加入

電話設備，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備，衛星電話設備（社内向），衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。国との連絡には局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。自治体，その他関係機関等との連絡には局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備，専用電話設備，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。所外関係箇所（社内向）との連絡には局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備及び衛星電話設備を使用する手順を整備する。

ａ．手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信連絡設備（発電所外）により，発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合。

ｂ．操作手順

操作手順については，「1.19.2.2（1）発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

ｃ．操作の成立性

通信連絡設備（発電所外）により，特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所での共有を可能とする。

ｄ．重大事故等時の対応手段の選択

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信連絡設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合，本社との間で通信連絡を行う場合は，自主対策設備の局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。国との間で通信連絡を行う場合は，自主対策設備の局線加入電話設備及び電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備を使用する。自治体，その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は，自主対策設備の局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備及び専用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，統合原子力防災ネットワークに接続する通信

連絡設備及び衛星電話設備を使用する。所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は，自主対策設備の局線加入電話設備，電力保安通信用電話設備を優先して使用する。自主対策設備が使用できない場合は，衛星電話設備を使用する。

なお，優先順位については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

1.19.2.3　代替電源設備から給電する手順等

全交流動力電源喪失時は，代替電源設備により，衛星電話設備（固定型），無線通信設備（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備へ給電する。

給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

衛星電話設備（携帯型），無線通信設備（携帯型）及び有線式通信設備は，充電式電池又は乾電池を使用する。

充電式電池を用いるものについては，別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより継続して通話を可能とし，使用後の充電式電池は，緊急時対策所の電源から充電する。乾電池を用いるものについては，予備の乾電池と交換することにより７日間以上継続しての通話を可能とする。

第 1.19－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
（発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
－	－	発電所内の通信連絡	衛星電話設備（固定型）※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「発電所内外の通信連絡手順」
			無線通信設備（固定型）※1		
			衛星電話設備（携帯型）		
			無線通信設備（携帯型）		
			有線式通信設備		
			安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）※1		
			無線通信設備（屋外アンテナ）		－
			衛星電話設備（屋外アンテナ）		
			無線通信装置		
			有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）		
			有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に係るもの）		
			所内通信連絡設備 （警報装置を含む。）	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「発電所内外の通信連絡手順」
			電力保安通信用電話設備		
	全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	－
			可搬型代替交流電源設備※2		
			代替所内電気設備※2		
			緊急時対策所用発電機※3		
			緊急時対策所用燃料地下タンク※3		
			タンクローリ※3		
			ホース※3		
			緊急時対策所　低圧母線盤※3		
			緊急時対策所　発電機接続プラグ盤※3		
			可搬ケーブル※3		

※1：代替電源設備から給電する。

※2：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第 1.19－2 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
（発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
－	－	発電所外（社内外）の通信連絡	衛星電話設備（固定型）※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「発電所内外の通信連絡手順」
			衛星電話設備（携帯型）		
			統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備※1		
			データ伝送設備※1		
			衛星電話設備（屋外アンテナ）		－
			衛星通信装置		
			有線（建物内）（衛星電話設備（固定型）に係るもの）		
			有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，データ伝送設備に係るものに係るもの）		
			電力保安通信用電話設備	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「発電所内外の通信連絡手順」
			局線加入電話設備		
			衛星電話設備（社内向）		
			テレビ会議システム（社内向）		
			専用電話設備		
	全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	－
			可搬型代替交流電源設備※2		
			代替所内電気設備※2		
			緊急時対策所用発電機※3		
			緊急時対策所用燃料地下タンク※3		
			タンクローリ※3		
			ホース※3		
			緊急時対策所　低圧母線盤※3		
			緊急時対策所　発電機接続プラグ盤※3		
			可搬ケーブル※3		

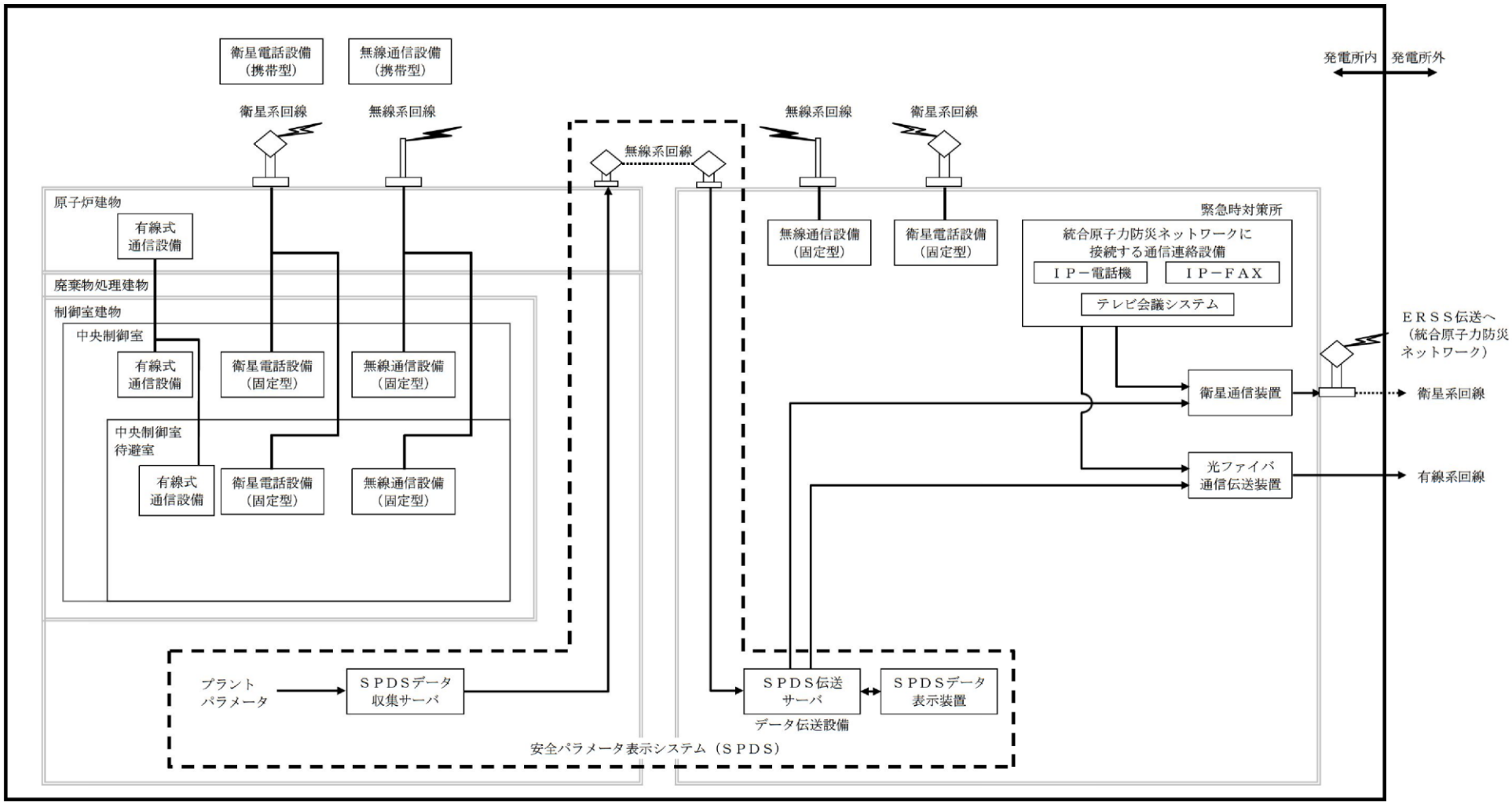
※1：代替電源設備から給電する。

※2：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

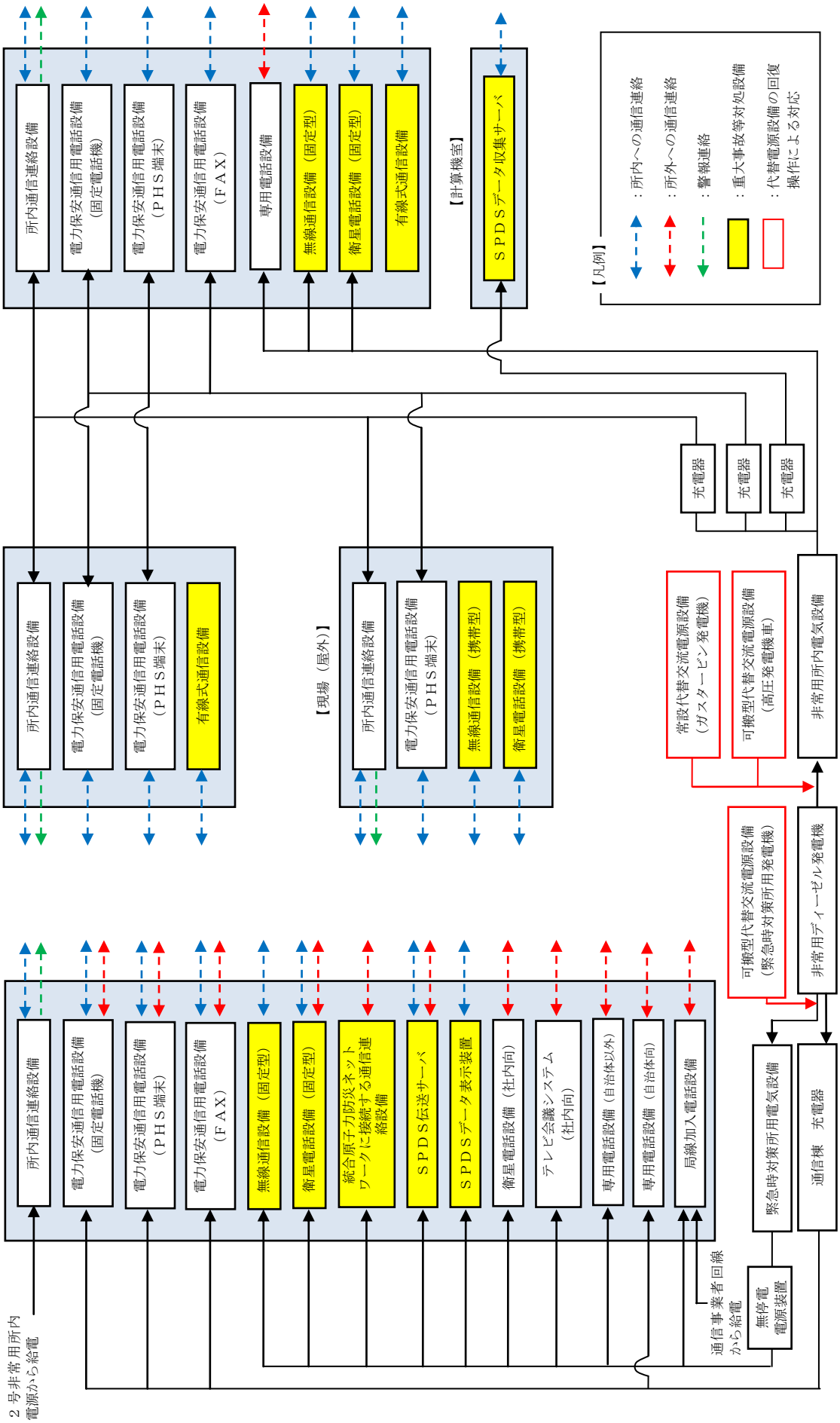
第1.19－3表　審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備		給電元 給電母線
【1.19】 通信連絡に関する手順等	衛星電話設備（固定型）		常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C／C　D系 SA－C／C
			緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	無線通信設備（固定型）		常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 C／C　C系 SA－C／C
			緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備		緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	安全パラメータ表示システム（SPDS）	SPDSデータ収集サーバ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計装C／C　D系
		SPDS伝送サーバ	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
		SPDSデータ表示装置	緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線
	データ伝送設備（発電所外）		緊急時対策所用代替交流電源設備 緊急時対策所低圧母線



第 1.19－1 図　通信連絡設備の系統概要図

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（１／３）

技術的能力審査基準（1.19）	番号	設置許可基準規則（六十二条）	技術基準規則（七十七条）	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。	④
【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。	⑤
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（２／３）

：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				自主対策設備					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	固定 携帯	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（固定型）	新設	① ③ ④	通信連絡設備	所内通信連絡設備（警報装置を含む。）	固定	－	－	設計基準対象施設であり基準地震動による地震力に対して十分な耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，通信連絡を行うための手段として使用する。
	衛星電話設備（携帯型）	新設			電力保安通信用電話設備	固定/ 携帯	－	－	
	無線通信設備（固定型）	新設			局線加入電話設備	固定	－	－	
	無線通信設備（携帯型）	新設			テレビ会議システム（社内向）	固定	－	－	
	有線式通信設備	新設			専用電話設備	固定	－	－	
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	新設			衛星電話設備（社内向）	固定	－	－	
	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	新設			－	－	－	－	－
	データ伝送設備	新設							
	無線通信設備（屋外アンテナ）	新設							
	衛星電話設備（屋外アンテナ）	新設							
	無線通信装置	新設							
	衛星通信装置	新設							
	有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）	新設							
	有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に係るもの）	新設							
	有線（建物内）（衛星電話設備（固定型）に係るもの）	新設							
	有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，データ伝送設備に係るもの）	新設							
代替交流電源からの給電の確保	常設代替交流電源設備	新設	① ② ④ ⑤	－	－	－	－	－	－
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	新設							
	緊急時対策所用発電機	新設							
	緊急時対策所用燃料地下タンク	新設							
	タンクローリ	新設							
	ホース	新設							
	緊急時対策所　低圧母線盤	新設							
	緊急時対策所　発電機接続プラグ盤	新設							
	可搬ケーブル	新設							
	非常用交流電源設備	既設							

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（３／３）

技術的能力審査基準（1.19）	適合方針
【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。	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及び発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線通信設備（固定型），無線通信設備（携帯型），有線式通信設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備により通信連絡するために必要な手順等を整備する。
【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。	常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用発電機から給電するために必要な手順等を整備する。
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。	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及び発電所外（社内外）の必要な場所で衛星電話設備（固定型），衛星電話設備（携帯型），無線通信設備（固定型），無線通信設備（携帯型），有線式通信設備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により共有するために必要な手順等を整備する。

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（固定型）	外観点検 機能・性能試験	１回／６ヶ月
	衛星電話設備（携帯型）	外観点検 機能・性能試験	１回／６ヶ月
無線通信設備	無線通信設備（固定型）	外観点検 機能・性能試験	１回／６ヶ月
	無線通信設備（携帯型）	外観点検 機能・性能試験	１回／６ヶ月
有線式通信設備	有線式通信機	外観点検 機能・性能試験	１回／６ヶ月
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	外観点検 機能・性能試験	１回／６ヶ月
	ＩＰ－電話機	外観点検 機能・性能試験	１回／６ヶ月
	ＩＰ－ＦＡＸ	外観点検 機能・性能試験	１回／６ヶ月
安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	ＳＰＤＳデータ収集サーバ	外観点検 機能・性能試験	１回／年
	ＳＰＤＳ伝送サーバ	外観点検 機能・性能試験	１回／年
	ＳＰＤＳデータ表示装置	外観点検 機能・性能試験	１回／年
データ伝送設備	ＳＰＤＳ伝送サーバ	外観点検 機能・性能試験	１回／年

通信連絡設備（発電所内）の一覧（１／２）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
所内通信連絡設備 （警報装置を含む。）	ハンドセットステーション	約 180 台 ・緊急時対策所：　１台 ・中央制御室　：　14 台 ・原子炉建物他：　約 160 台 屋外：　８台	・非常用ディーゼル発電機 ・充電器（蓄電池） ・ガスタービン発電機 ・高圧発電機車
	スピーカー	約 300 台 ・緊急時対策所：　１台 ・中央制御室　：　４台 ・原子炉建物他：　約 290 台 屋外：　８台	・非常用ディーゼル発電機 ・充電器（蓄電池） ・ガスタービン発電機 ・高圧発電機車
電力保安通信用電話設備	固定電話機	約 220 台 ・緊急時対策所：　10 台 ・中央制御室　：　７台 ・管理事務所・原子炉建物他：約 200 台	・非常用ディーゼル発電機 ・充電器（蓄電池） ・ガスタービン発電機 ・高圧発電機車 ・緊急時対策所用発電機
	ＰＨＳ端末	約 540 台 ・緊急時対策所：　32 台 ・中央制御室　：　10 台 ・発電所員他配備分：約 500 台	・充電式電池 ※別の端末又は予備の充電式電池と交換することで７日間以上継続して通話が可能
	ＦＡＸ	2 台 ・緊急時対策所：１台 ・中央制御室　：１台	・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・ガスタービン発電機 ・高圧発電機車 ・緊急時対策所用発電機
有線式通信設備	有線式通信機	10 台 ・廃棄物処理建物 （中央制御室付近）：10 台	・乾電池 ※予備の乾電池と交換することで７日間以上継続して通話が可能
	中継コード	６台 ・廃棄物処理建物 （中央制御室付近）：６台	―

・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（発電所内）の一覧（２／２）

主要設備		台数・保管場所	電源設備（連続利用時間）
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	７台 ・緊急時対策所：５台 ・中央制御室　：２台 （中央制御室待避室用を含む。）	・非常用ディーゼル発電機 ・充電器（蓄電池） ・無停電電源装置 ・ガスタービン発電機 ・高圧発電機車 ・緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備（携帯型）	10 台 ・緊急時対策所　：10 台	・充電式電池 ※別の端末又は予備の充電式電池と交換することで７日間以上継続して通話が可能
無線通信設備	無線通信設備（固定型）	７台 ・緊急時対策所：５台 ・中央制御室　：２台 （中央制御室待避室用を含む。）	・非常用ディーゼル発電機 ・充電器（蓄電池） ・無停電電源装置 ・ガスタービン発電機 ・高圧発電機車 ・緊急時対策所用発電機
	無線通信設備（携帯型）	62 台 ・緊急時対策所：62 台	・充電式電池 ※別の端末又は予備の充電式電池と交換することで７日間以上継続して通話が可能
安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	ＳＰＤＳデータ収集サーバ	１式 ・計算機室	・非常用ディーゼル発電機 ・充電器（蓄電池） ・ガスタービン発電機 ・高圧発電機車
	ＳＰＤＳ伝送サーバ	１式 ・緊急時対策所	・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・緊急時対策所用発電機
	ＳＰＤＳデータ表示装置	１式 ・緊急時対策所	

・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（発電所外）の一覧（１／２）

主要設備		台数・保管場所	電源設備，連続利用時間
局線加入電話設備	固定電話機	１台 ・緊急時対策所：１台	・通信事業者回線からの給電
	ＦＡＸ	１台 ・緊急時対策所：１台	・通信事業者回線からの給電 ・非常用ディーゼル発電機 ・緊急時対策所用発電機
テレビ会議システム（社内向）	テレビ会議システム（社内向）	１式 ・緊急時対策所	・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・緊急時対策所用発電機
専用電話設備	専用電話設備（ホットライン）	６台 ・中央制御室　：２台 ・緊急時対策所：４台	・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・ガスタービン発電機 ・高圧発電機車 ・緊急時対策所用発電機
衛星電話設備（社内向）	衛星テレビ会議システム（社内向）	１式 ・緊急時対策所	・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・緊急時対策所用発電機
	衛星社内電話	１台 ・緊急時対策所：１台	
電力保安通信用電話設備	固定電話機	10 台 ・緊急時対策所：　10 台	・非常用ディーゼル発電機 ・充電器（蓄電池） ・緊急時対策所用発電機
	ＰＨＳ端末	約 530 台 ・緊急時対策所：　32 台 ・発電所員他配備分：約 500 台	・充電式電池 ※別の端末又は予備の充電式電池と交換することで７日間以上継続して通話が可能
	ＦＡＸ	1 台 ・緊急時対策所：１台	・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・緊急時対策所用発電機

・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（発電所外）の一覧（２／２）

主要設備		台数・保管場所	電源設備，連続利用時間
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	ＩＰ－電話機	６台（有線系：４台，衛星系：２台） ・緊急時対策所：４台（有線系） ２台（衛星系）	・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・緊急時対策所用発電機
	ＩＰ－ＦＡＸ	３台（有線系：２台，衛星系：１台） ・緊急時対策所：２台（有線系） １台（衛星系）	
	テレビ会議システム	１式 ・緊急時対策所	
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	５台 ・緊急時対策所：５台	・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備（携帯型）	26 台 ・緊急時対策所　：10 台 ・構外参集拠点他：15 台 （緑ヶ丘施設，宮内社宅・寮，佐太前寮） ・支援拠点　　：１台	・充電式電池 ※別の端末又は予備の充電式電池と交換することで７日間以上継続して通話が可能
データ伝送設備	ＳＰＤＳ伝送サーバ	１式 ・緊急時対策所	・非常用ディーゼル発電機 ・無停電電源装置 ・緊急時対策所用発電機

・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第１図に示す。

(1)　通信連絡設備（発電所内）

中央制御室等から建物内外各所の者に対し，必要な操作，作業又は退避の指示等の連絡を行う。

(2)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）

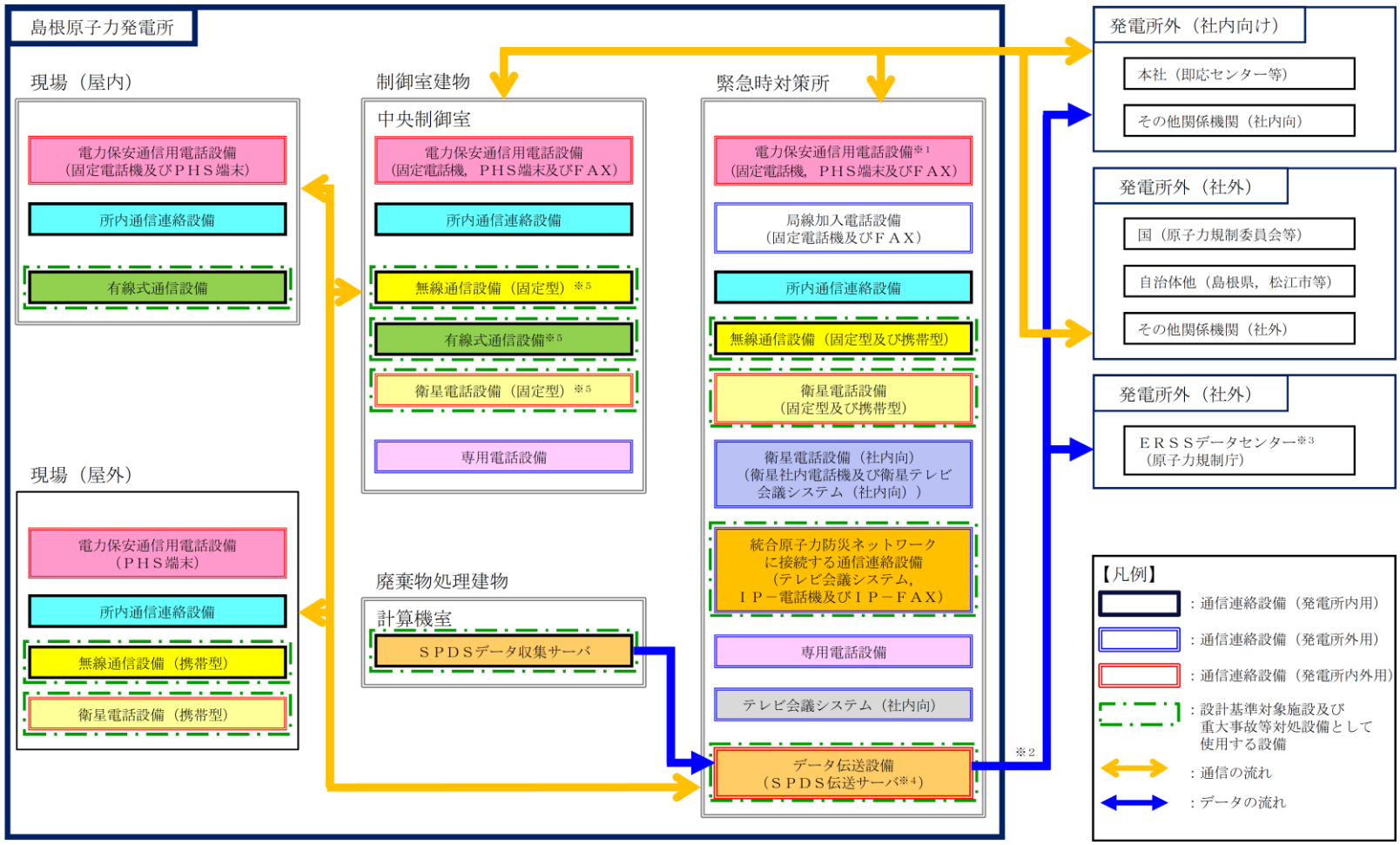
重大事故等時に対処するために必要な情報（プラントパラメータ）を把握するため，緊急時対策所へデータを伝送する。

(3)　通信連絡設備（発電所外）

発電所外の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行う。

(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：緊急時対策所のＳＰＤＳ伝送サーバから第一データセンターへ，本社経由で第二データセンターへ伝送する。
※３：国の緊急時対策支援システム。
※４：安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に含む。
※５：中央制御室待避室においても通信連絡が可能である。

第１図　通信連絡設備の概要

２．通信連絡設備（発電所内）

中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建物，タービン建物等の建物内外各所の者への必要な操作，作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として，所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，有線式通信設備，無線通信設備及び衛星電話設備の多様性を確保した通信連絡設備（発電所内）を設置又は保管する設計とする。概要を第２図に示す。

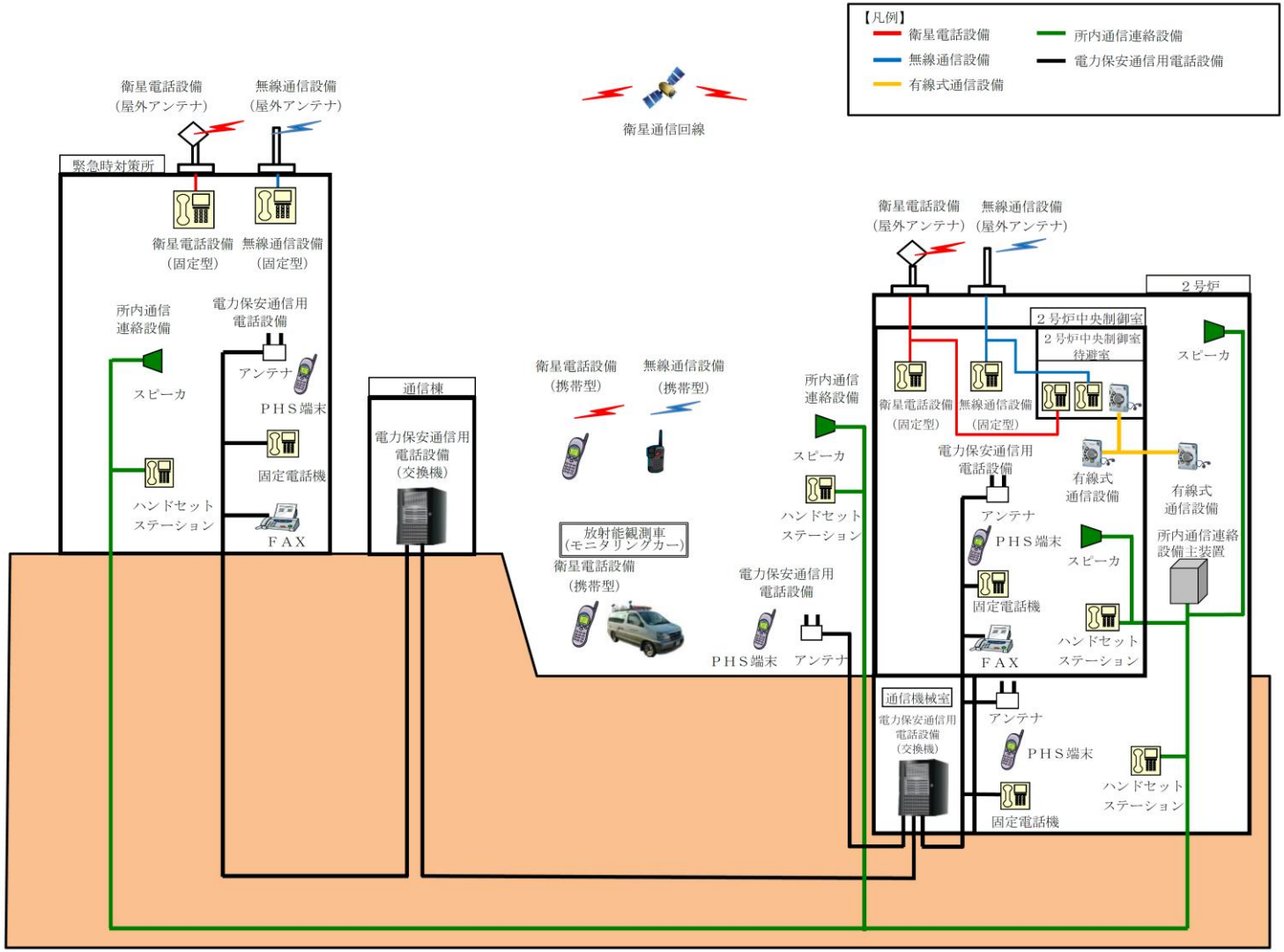
通信連絡設備（発電所内）の多様性を第１表に示す。

また，通信連絡設備（発電所内）のうち，設計基準対象施設である衛星電話設備，無線通信設備及び有線式通信設備は，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。

電力保安通信用電話設備における建物間の有線系回線の構成は，制御室建物及び通信棟に設置する電力保安通信用電話設備（交換機）を接続し，通信棟に設置する電力保安通信用電話設備（交換機）と緊急時対策所内に設置する固定電話機，ＰＨＳ端末及びＦＡＸを接続する設計とする。

万が一，所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備の機能が喪失した場合，発電所建物外は無線通信設備又は衛星電話設備，発電所建物内は有線式通信設備，無線通信設備のうち無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（固定型）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。

通信連絡設備（発電所内）については，定期的な外観点検及び機能・性能試験により適切な保守管理を行い，常時使用できることを確認する。



第２図　通信連絡設備（発電所内）の概要

第１表　通信連絡設備（発電所内）の多様性

主要設備		機能	通信回線種別	通信連絡の場所※1
所内通信連絡設備 （警報装置を含む。）	ハンドセット ステーション， スピーカ	電話	有線系回線	・緊急時対策所－中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外） ・中央制御室－現場（屋内）
電力保安通信用 電話設備	固定電話機	電話	有線系回線	・緊急時対策所－中央制御室 ・中央制御室－現場（屋内）
	ＰＨＳ端末	電話	有線系／ 無線系回線	・緊急時対策所－中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外） ・中央制御室－現場（屋内） ・現場（屋外）－現場（屋外）
	ＦＡＸ	ＦＡＸ	有線系回線	・緊急時対策所－中央制御室
衛星電話設備	衛星電話設備（固定型） 衛星電話設備（携帯型）	電話	衛星系回線	・緊急時対策所－中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外） ・現場（屋外）－現場（屋外）
無線通信設備	無線通信設備（固定型） 無線通信設備（携帯型）	電話	無線系回線	・緊急時対策所－中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外） ・現場（屋外）－現場（屋外）
有線式通信設備	有線式通信機	電話	有線系回線	・中央制御室－現場（屋内）

※１　現場（屋内）：制御室建物，原子炉建物，タービン建物，廃棄物処理建物

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音声等により行うため，通信連絡設備（発電所外）として，電力保安通信用電話設備，局線加入電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備，衛星電話設備（社内向），衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を設置又は保管する設計とし，有線系回線，無線系回線又は衛星系回線による通信方式の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。概要を第３図，第４図及び第５図に示す。

また，通信連絡設備（発電所外）のうち，設計基準対象施設である統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備は，重大事故等が発生した場合においても使用し，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

一般送配電事業者及び通信事業者が構築する専用通信回線（有線系）並びに一般送配電事業者が構築している専用通信回線（無線系）に接続している固定電話機，ＰＨＳ端末及び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）に接続しているテレビ会議システム（社内向）

(3) 局線加入電話設備

通信事業者が提供する通信回線（有線系）に接続している固定電話機及びＦＡＸ

(4) 専用電話設備

一般送配電事業者及び通信事業者が提供する専用通信回線（有線系）並びに一般送配電事業者が構築している専用通信回線（無線系）に接続する専用電話設備

(5) 衛星電話設備（社内向）

通信事業者が提供する衛星通信回線（衛星系）に接続している衛星社内電話機及び衛星テレビ会議システム（社内向）

(6) 衛星電話設備

通信事業者が提供する衛星通信回線（衛星系）に接続している衛星電話設備（固定型）及び衛星電話設備（携帯型）

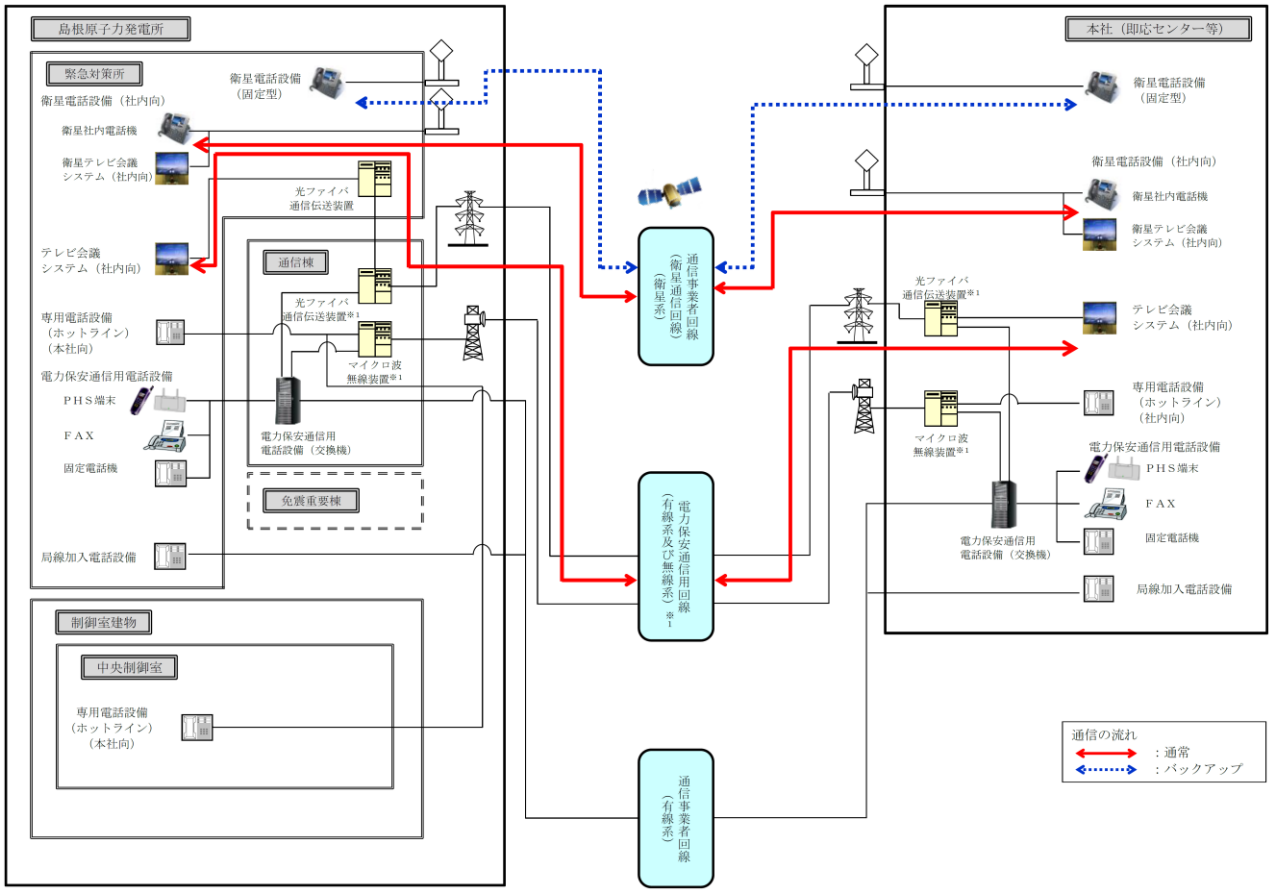
(7) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

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）に接続するＩＰ－電話機，ＩＰ－ＦＡＸ，テレビ会議システム

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と無線系回線によって構成し，発電所外の必要箇所と通信連絡する設計とする。万が

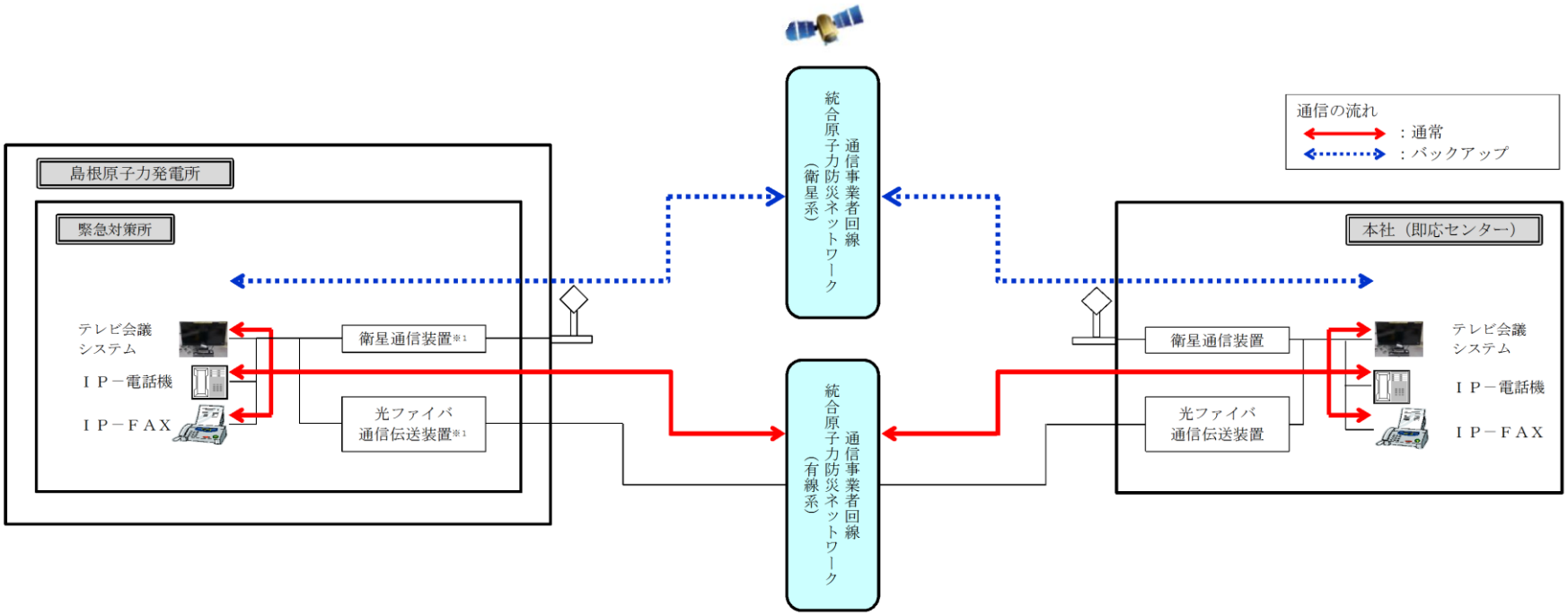
一，電力保安通信用回線による通信連絡の機能が喪失した場合，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等の衛星系回線により，発電所外の必要箇所との通信連絡が可能な設計とする。

通信連絡設備（発電所外）については，定期的な外観点検及び機能・性能試験により適切な保守管理を行い，常時使用できることを確認する。



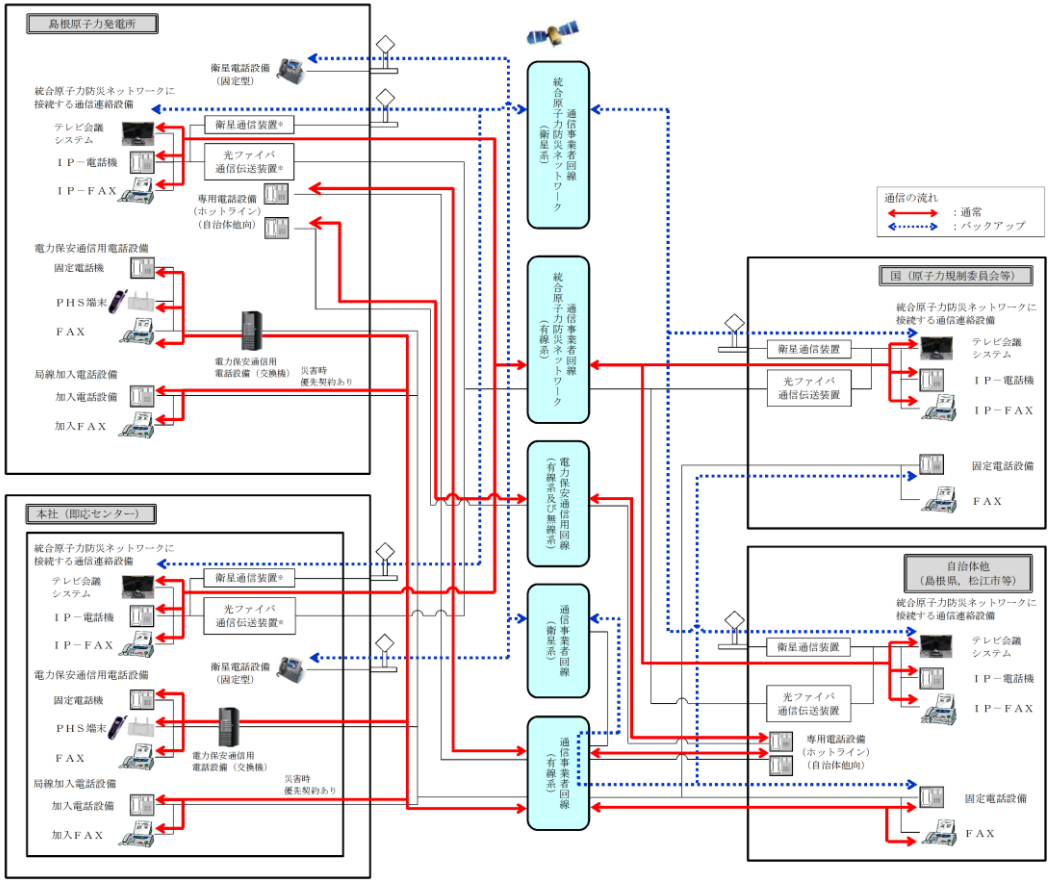
※１：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は一般送配電事業者所掌となる

第３図　通信連絡設備（発電所外（社内関係箇所））の概要（その１）
（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），衛星電話設備（社内向），専用電話設備，衛星電話設備）



※１：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国，自治体他所掌の通信連絡設備となる。

第４図　通信連絡設備（発電所外（社内関係箇所））の概要（その２）
（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備）



※１：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国，自治体他所掌の通信連絡設備となる。

第５図　通信連絡設備（発電所外（社外関係箇所））の概要
（電力保安通信用電話設備，局線加入電話設備，衛星電話設備，専用電話設備，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備）

４．安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備

緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送できる設備として，ＳＰＤＳデータ収集サーバ，ＳＰＤＳ伝送サーバ及びＳＰＤＳデータ表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）を設置する設計とする。

また，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できる設備として，ＳＰＤＳ伝送サーバで構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。

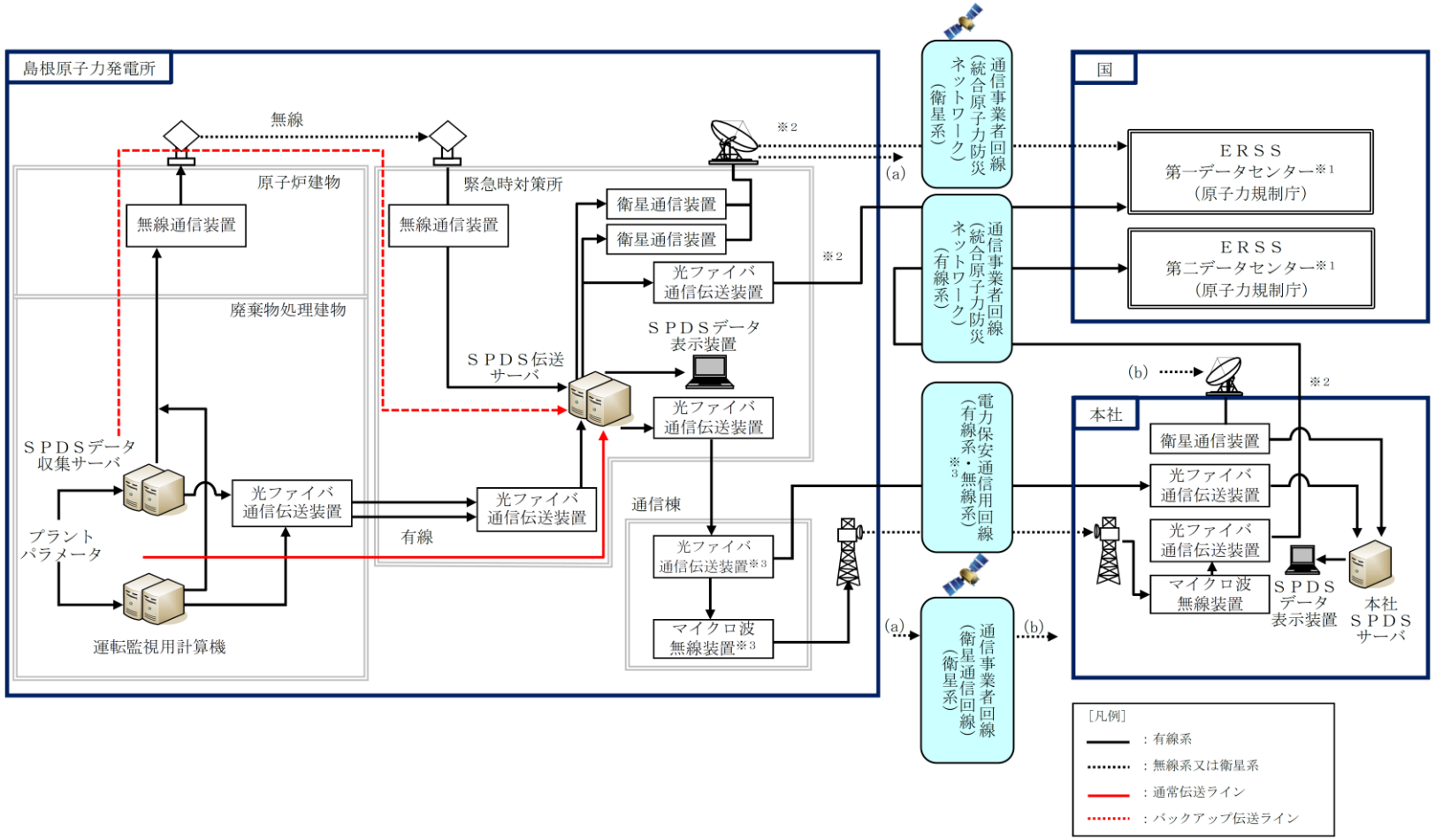
データ伝送設備は，ＳＰＤＳデータ収集サーバからデータを収集し，緊急時対策支援システム（ＥＲＳＳ）等へ必要なデータを伝送可能な設計とし，常時使用できるよう，通信事業者が提供する特定顧客専用の統合原子力防災ネットワーク（有線系及び衛星系）に接続し多様性を確保するとともに，専用の電力保安通信用回線（有線系及び無線系）及び通信事業者が提供する専用の衛星通信回線（衛星系）にも接続し多様性を確保する設計とする。概要を第６図に示す。

なお，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備のうち，設計基準対象施設であるＳＰＤＳデータ収集サーバ，ＳＰＤＳ伝送サーバ及びＳＰＤＳデータ表示装置は，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。

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）における発電所内建物間の有線系回線２回線は，２号炉と緊急時対策所間を直接接続する設計とする。

万が一，有線系回線に損傷が発生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，発電所内建物間のデータ伝送が継続可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備については，定期的な外観点検及び機能・性能試験により適切な保守管理を行い，常時使用できることを確認する。



※１：国の緊急時対策支援システム。緊急時対策所のＳＰＤＳ伝送サーバから第一データセンターへ，
　　緊急時対策所のＳＰＤＳ伝送サーバから本社経由で第二データセンターへ伝送する。
※２：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。
※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者所掌となる。

第６図　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

多様性を確保した通信回線

通信連絡設備（発電所外）及びデータ伝送設備については，有線系回線，無線系回線又は衛星系回線による通信方式の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第２表に記載するとともに，概要を第７図に示す。

第２表　多様性を確保した通信回線

通信回線種別		主要設備		機能	専用	通信の制限※1
電力保安通信用回線※2	有線系回線（光ファイバ）	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	ＳＰＤＳ伝送サーバ	データ伝送	○	◎
		電力保安通信用電話設備※3	固定電話機	電話	○	◎
			ＰＨＳ端末	電話	○	◎
			ＦＡＸ	ＦＡＸ	○	◎
		専用電話設備	専用電話設備（ホットライン）	電話	○	◎
	無線系回線（マイクロ波無線）	電力保安通信用電話設備※3	固定電話機	電話	○	◎
			ＰＨＳ端末	電話	○	◎
			ＦＡＸ	ＦＡＸ	○	◎
		データ伝送設備	ＳＰＤＳ伝送サーバ	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	固定電話機	電話	－	○
			ＦＡＸ	ＦＡＸ	－	○
	衛星系回線	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型，携帯型）	電話	－	○
	衛星系回線	データ伝送設備	ＳＰＤＳ伝送サーバ	データ伝送	○	◎
		衛星電話設備（社内向）	衛星テレビ会議システム（社内向）	テレビ会議	○	◎
			衛星社内電話機	電話	○	◎
	有線系回線	専用電話設備	専用電話設備（ホットライン）	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に接続する通信連絡設備	ＩＰ－電話機	電話	○	◎
			ＩＰ－ＦＡＸ	ＦＡＸ	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
		データ伝送設備	ＳＰＤＳ伝送サーバ	データ伝送	○	◎
	衛星系回線	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	ＩＰ－電話機	電話	○	◎
			ＩＰ－ＦＡＸ	ＦＡＸ	○	◎
			テレビ会議システム	テレビ会議	○	◎
		データ伝送設備	ＳＰＤＳ伝送サーバ	データ伝送	○	◎

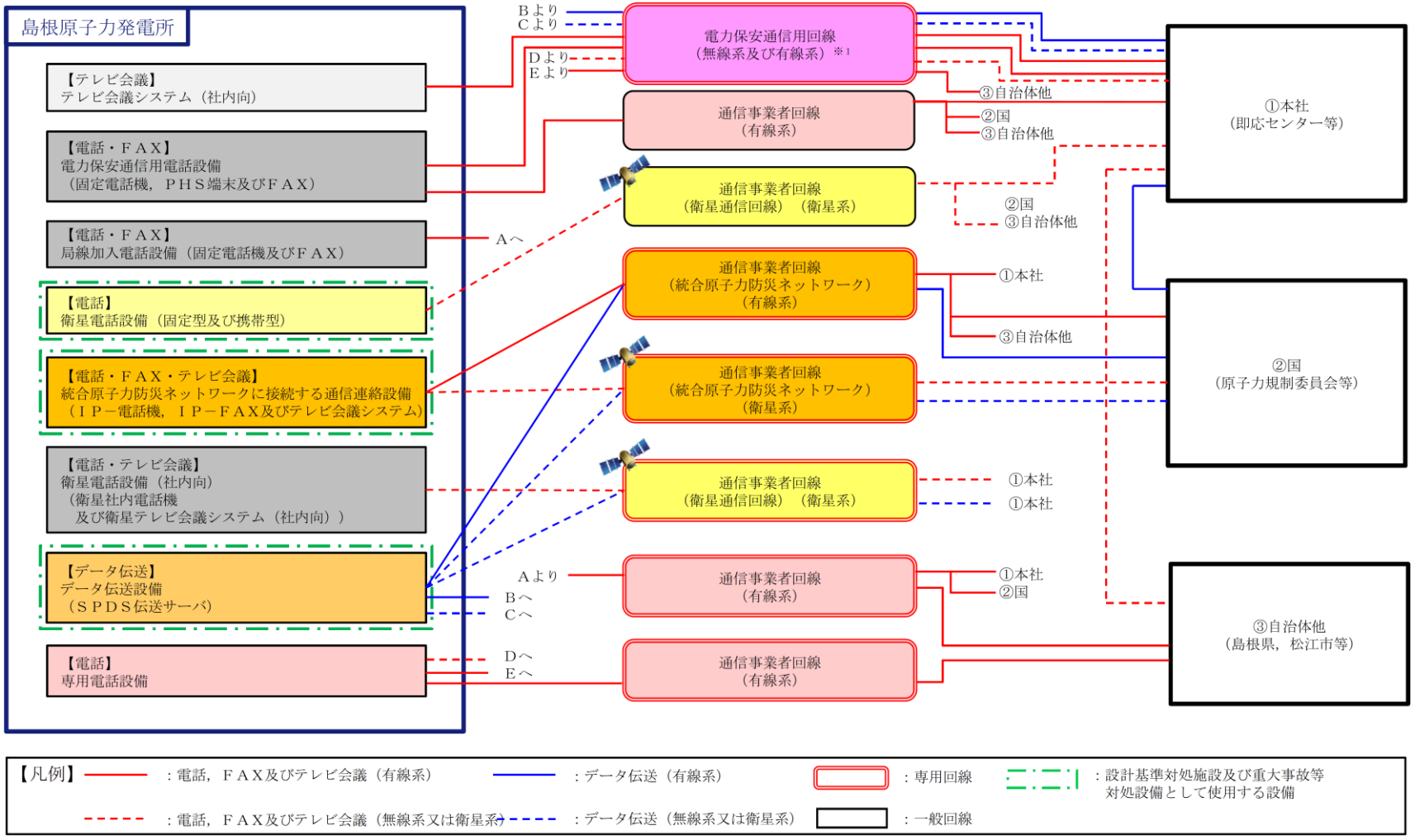
※１：通信の制限とは，輻輳のほか，災害発生時の通信事業者による通信規制を想定

※２：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者所掌となる。

※３：局線加入電話設備にも接続されており，発電所外への連絡も可能

【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　×：制限のおそれがある



※１：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者所掌となる

第７図　多様性を確保した通信回線の概要

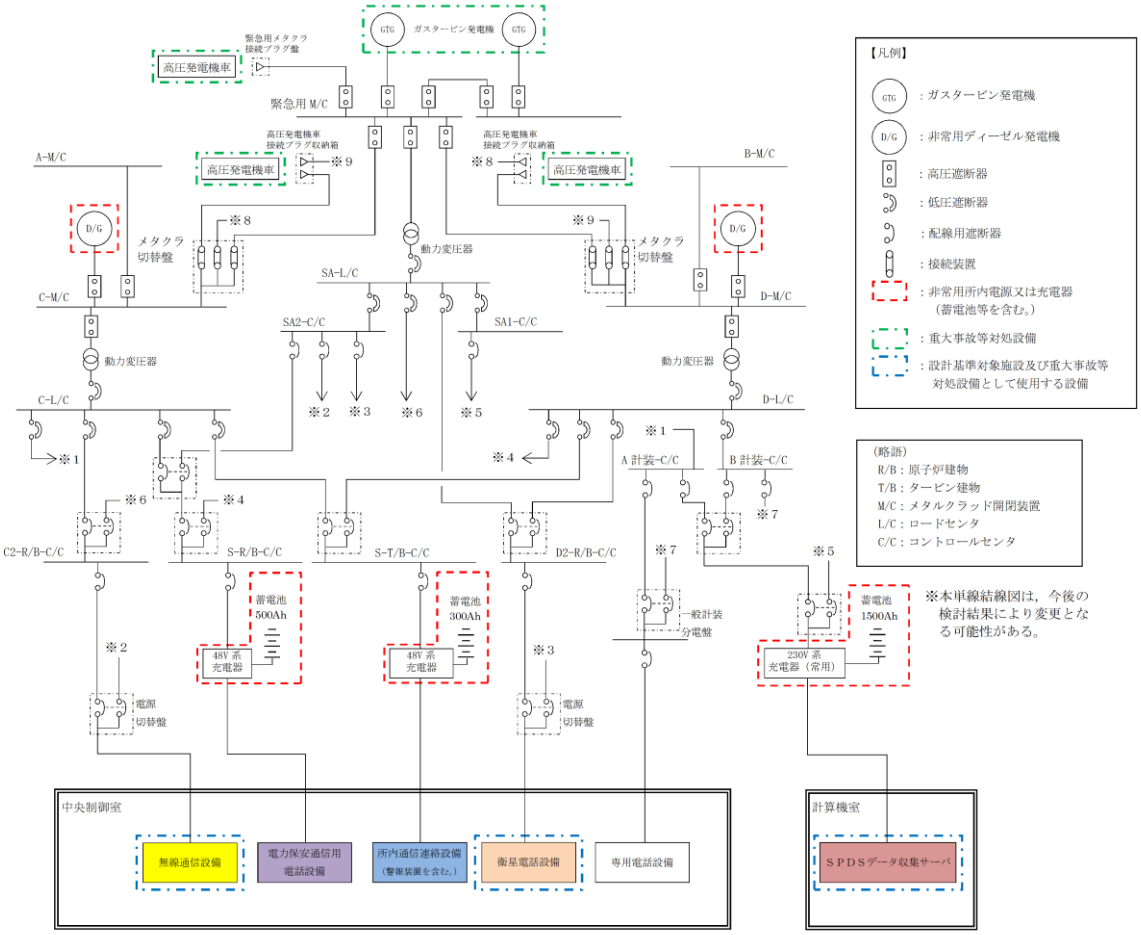
通信連絡設備の電源設備

1．中央制御室

中央制御室における通信連絡設備は，外部電源喪失時，非常用所内電源である非常用ディーゼル発電機又は無停電電源装置（充電器等を含む。）から受電可能な設計とする。

さらに，中央制御室における通信連絡設備は，代替電源設備として常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から受電可能な設計とする。概要を第８図に示す。

また，通信連絡設備の電源設備を第３表，第４表及び第５表に示す。



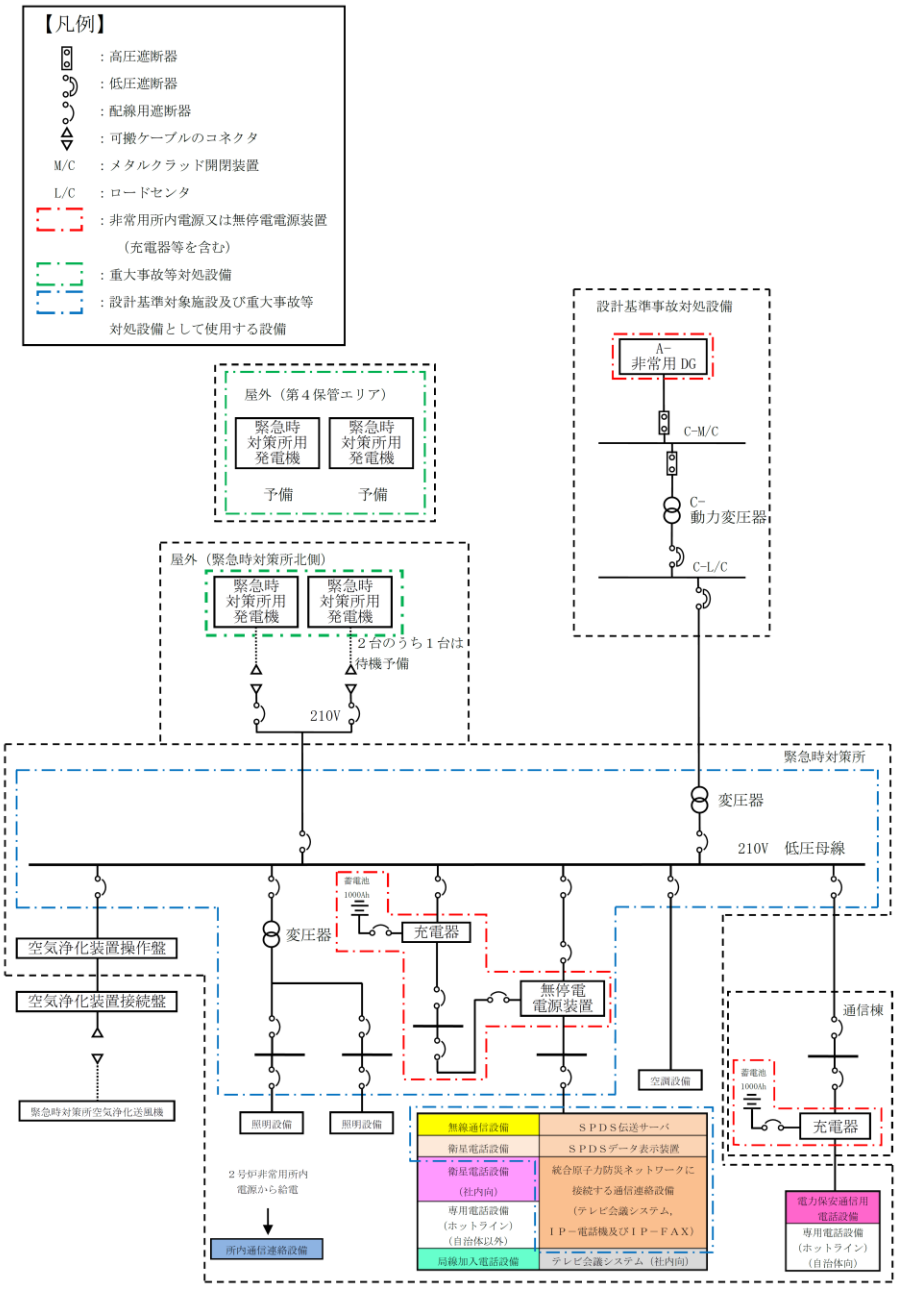
第８図　中央制御室における通信連絡設備の電源構成

２．緊急時対策所

緊急時対策所における通信連絡設備は，外部電源喪失時，非常用所内電源設備である非常用ディーゼル発電機又は無停電電源装置（充電器等を含む。）から受電可能な設計とする。

さらに，緊急時対策所における通信連絡設備は，代替電源設備として代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機から受電可能な設計とする。概要を第９図に示す。

また，通信連絡設備の電源設備を第３表，第４表及び第５表に示す。



第９図　緊急時対策所における通信連絡設備の電源構成

第３表　通信連絡設備（発電所内）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所内	有線式通信設備	有線式通信機	中央制御室	乾電池※1	（乾電池）
	所内通信連絡設備 （警報装置を含む。）	ハンドセットステーション， スピーカ	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	ガスタービン発電機 高圧発電機車
			緊急時対策所		
	無線通信設備	無線通信設備（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機	ガスタービン発電機 高圧発電機車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		無線通信設備（携帯型）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 充電式電池※2	緊急時対策所用発電機 （充電式電池）

※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：充電式電池により約 10 時間の連続通話が可能。また，別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより７日間以上継続しての通話が可能であり，使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準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

第４表　通信連絡設備（発電所内及び発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所 内外	電力保安通信用電話設備	固定電話機	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	ガスタービン発電機 高圧発電機車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	緊急時対策所用発電機
		ＰＨＳ端末	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電式電池※１ 充電器（蓄電池）	ガスタービン発電機 高圧発電機車 （充電式電池）
			緊急時対策所		緊急時対策所用発電機 （充電式電池）
		ＦＡＸ	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	ガスタービン発電機 高圧発電機車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	安全パラメータ 表示システム （ＳＰＤＳ） データ伝送設備	ＳＰＤＳデータ収集サーバ	計算機室	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	ガスタービン発電機 高圧発電機車
		ＳＰＤＳ伝送サーバ	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		ＳＰＤＳデータ表示装置	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機 充電器（蓄電池）	ガスタービン発電機 高圧発電機車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		衛星電話設備（携帯型）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 充電式電池※２	緊急時対策所用発電機 （充電式電池）

※１：充電式電池により約６時間の通話が可能。また，別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより７日間以上継続しての通話が可能であり，使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

※２：充電式電池により約２時間の通話が可能。また，別の端末又は予備の充電式電池と交換することにより７日間以上継続しての通話が可能であり，使用後の充電式電池は代替電源設備にて充電可能。

：設計基準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

第５表　通信連絡設備（発電所外）の電源設備

通信種別	主要施設			非常用所内電源設備 又は無停電電源装置等	代替電源設備
発電所外	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	ＩＰ－電話機 （有線系，衛星系）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		ＩＰ－ＦＡＸ （有線系，衛星系）			
		テレビ会議システム （有線系，衛星系）			
	局線加入電話設備	固定電話機	緊急時対策所	通信事業者回線から給電	－ （通信事業者回線からの給電）
		ＦＡＸ		通信事業者回線から給電 非常用ディーゼル発電機	緊急時対策所用発電機
	専用電話設備	専用電話設備 （ホットライン）	中央制御室	非常用ディーゼル発電機	ガスタービン発電機 高圧発電機車
			緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	テレビ会議システム （社内向）	テレビ会議システム （社内向）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
	衛星電話設備（社内向）	衛星テレビ会議システム （社内向）	緊急時対策所	非常用ディーゼル発電機 無停電電源装置	緊急時対策所用発電機
		衛星社内電話機	緊急時対策所		

：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

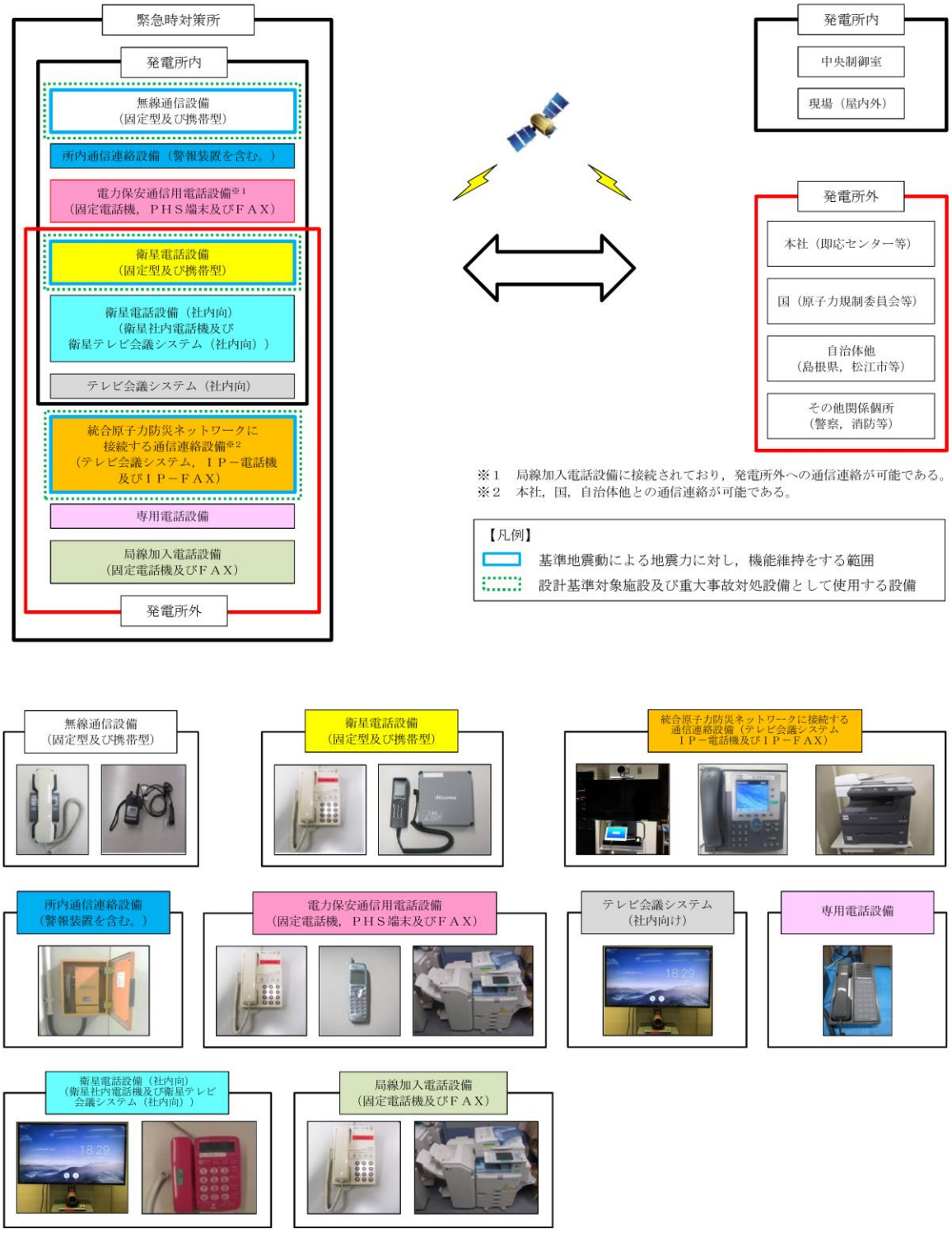
緊急時対策所の通信連絡設備に係る耐震措置について

緊急時対策所内に設置又は保管する通信連絡設備は，転倒防止措置等を施す設計とする。さらに，緊急時対策所内に設置又は保管する重大事故等対処設備は，転倒防止措置等を施すとともに加振試験等により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。

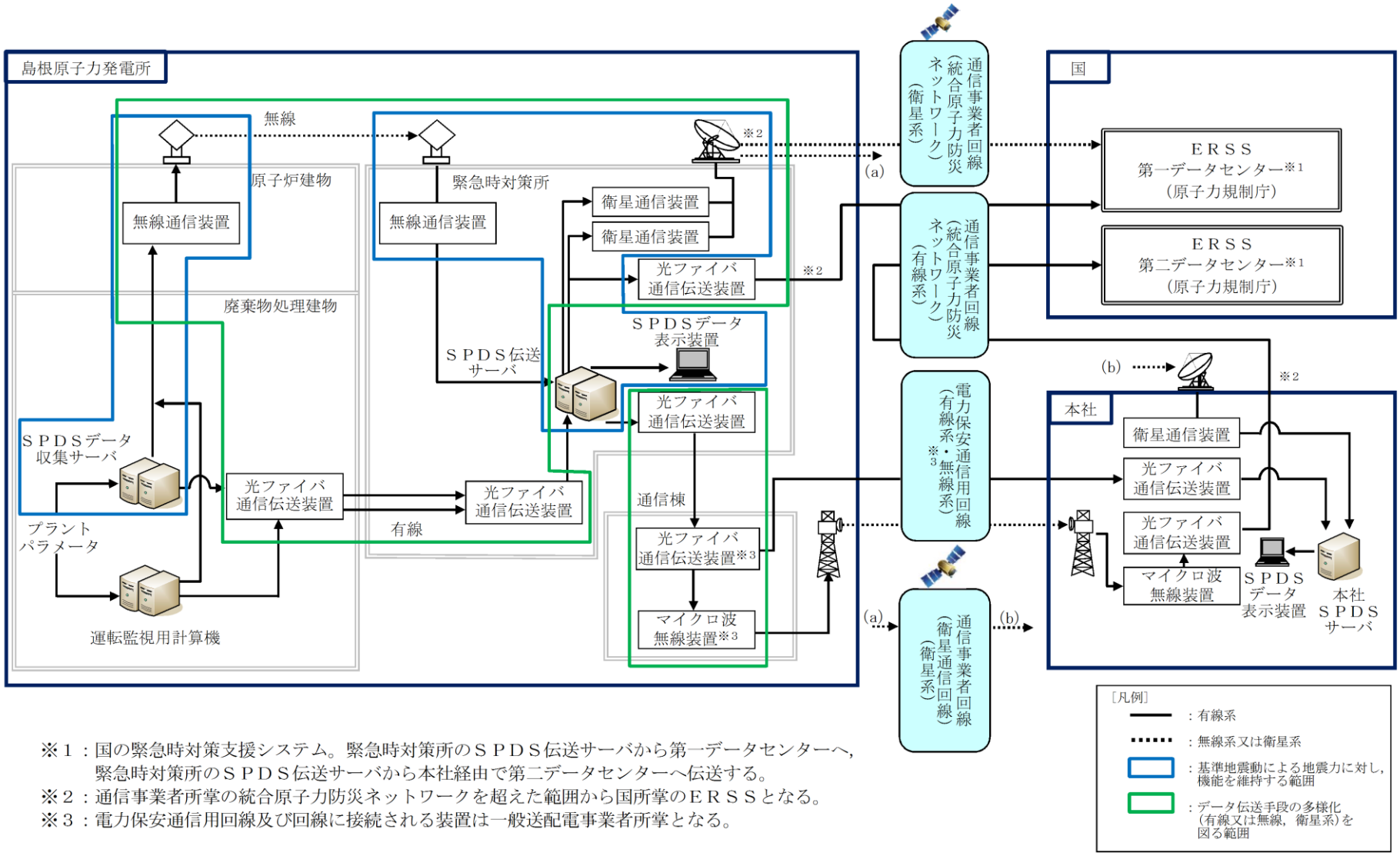
緊急時対策所へ事故状態等の把握に必要なデータを伝送するための安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及び緊急時対策所内におけるデータ伝送設備については，転倒防止措置等を施すとともに加振試験等により基準地震動による地震力に対して機能を喪失しない設計とする。

また，建物間の伝送ルートは，無線系回線により基準地震動による地震力に対する耐震性を確保する設計とし，有線系回線については可とう性を有するとともに，余長を確保することにより，地震力による影響を低減する設計とする。

概要を第 10 図及び第 11 図に示す。（ＳＰＤＳデータ表示装置については，「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整理する。）



第 10 図　緊急時対策所の通信連絡設備に係る耐震措置の概要



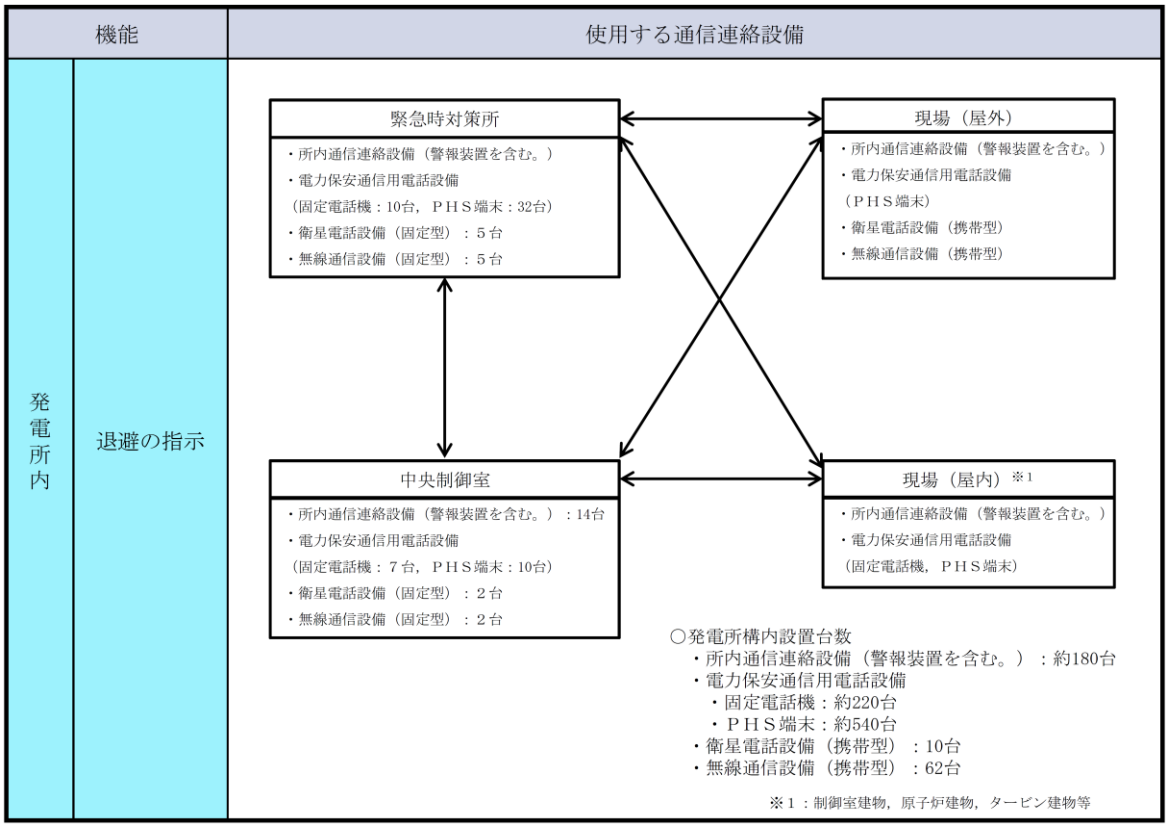
※１：国の緊急時対策支援システム。緊急時対策所のＳＰＤＳ伝送サーバから第一データセンターへ，緊急時対策所のＳＰＤＳ伝送サーバから本社経由で第二データセンターへ伝送する。
※２：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを超えた範囲から国所掌のＥＲＳＳとなる。
※３：電力保安通信用回線及び回線に接続される装置は一般送配電事業者所掌となる。

第 11 図　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）及びデータ伝送設備に係る耐震措置の概要

機能ごとに必要な通信連絡設備

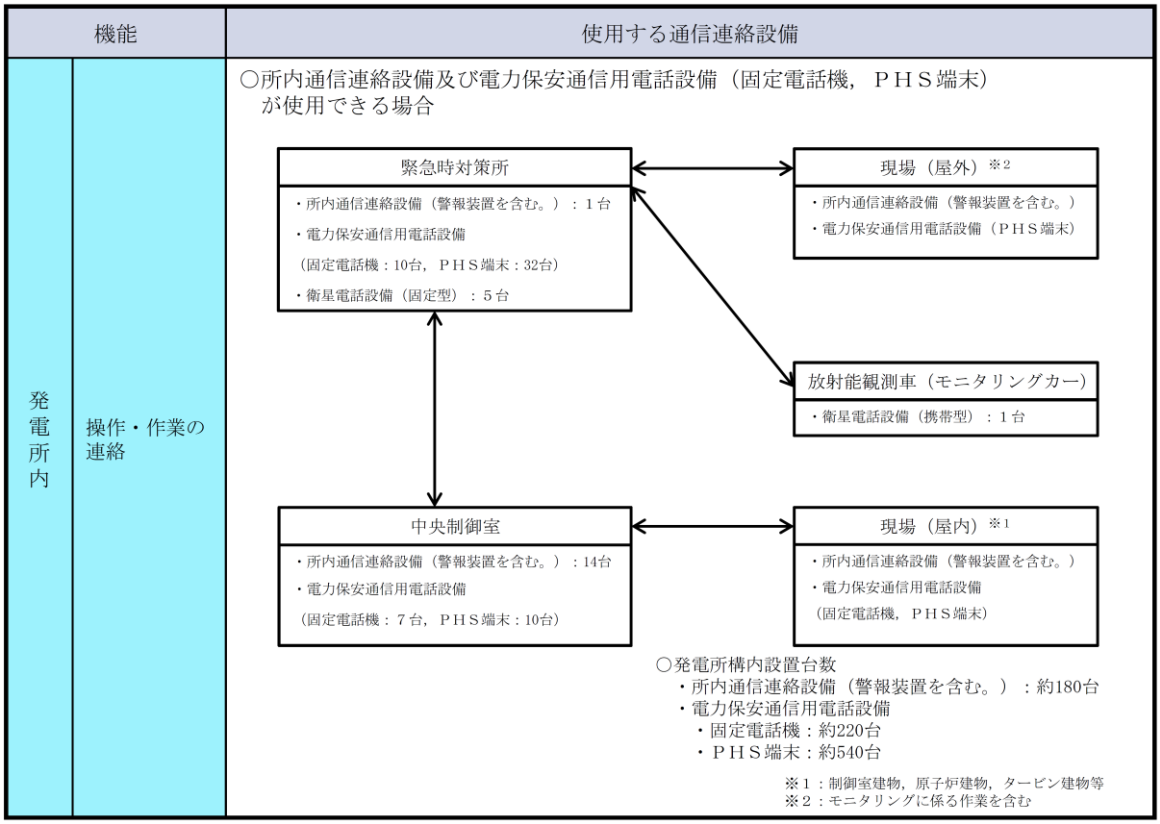
発電所内における「退避の指示」及び「操作・作業の連絡」，発電所外への「連絡・通報等」に必要な通信連絡設備の種類，配備台数等について，通信連絡が必要な箇所ごとに整理した通信連絡の指揮系統を第 12 図，第 13 図，第 14 図，第 15 図及び第 16 図に示す。

通信連絡設備は，使用する要員，連絡先（自治体，その他関係機関等）に，より速やかに連絡が実施できるよう必要な台数を整備する。また，予備品の台数は，これまでの使用実績や新規購入時の納期の実績等を踏まえ，設備が故障した場合も速やかに代替機器を準備できる台数を整備する。



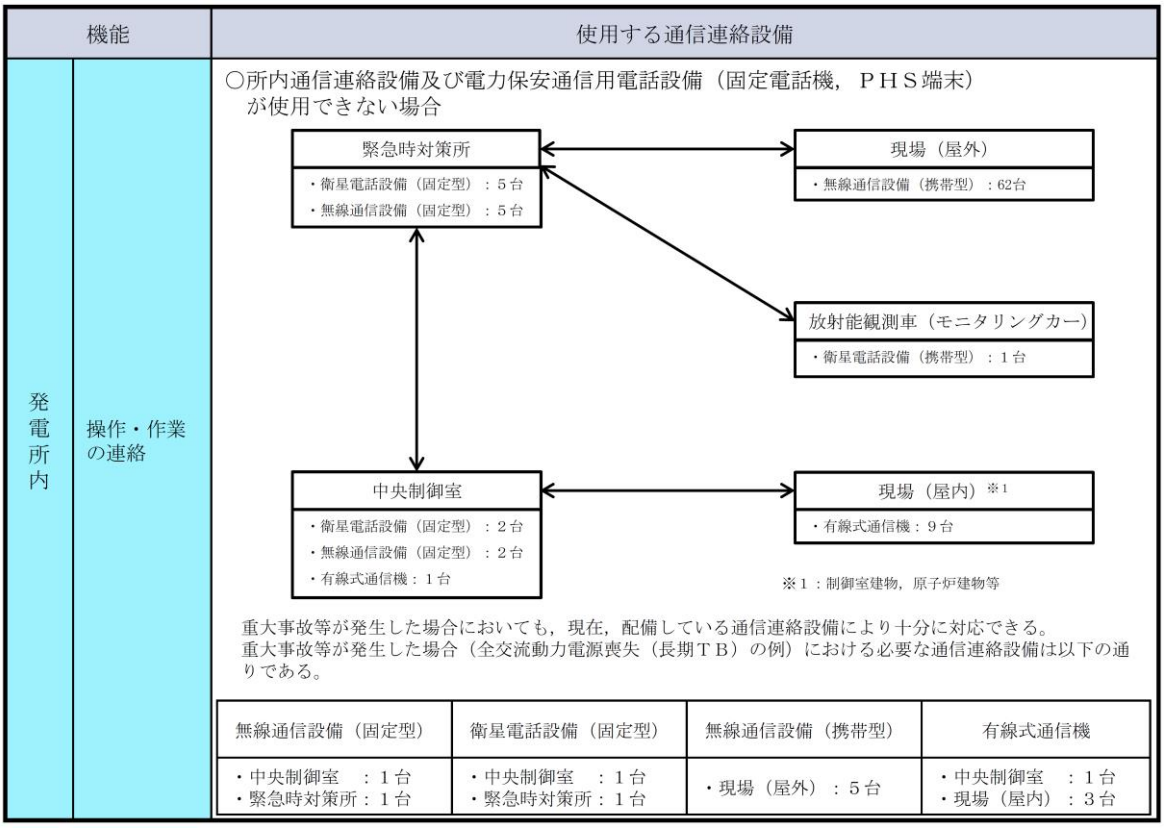
・台数については，配備台数を示す。また，今後，訓練等を通して見直しを行う。

第 12 図　「避難の指示」における通信連絡の指揮系統図



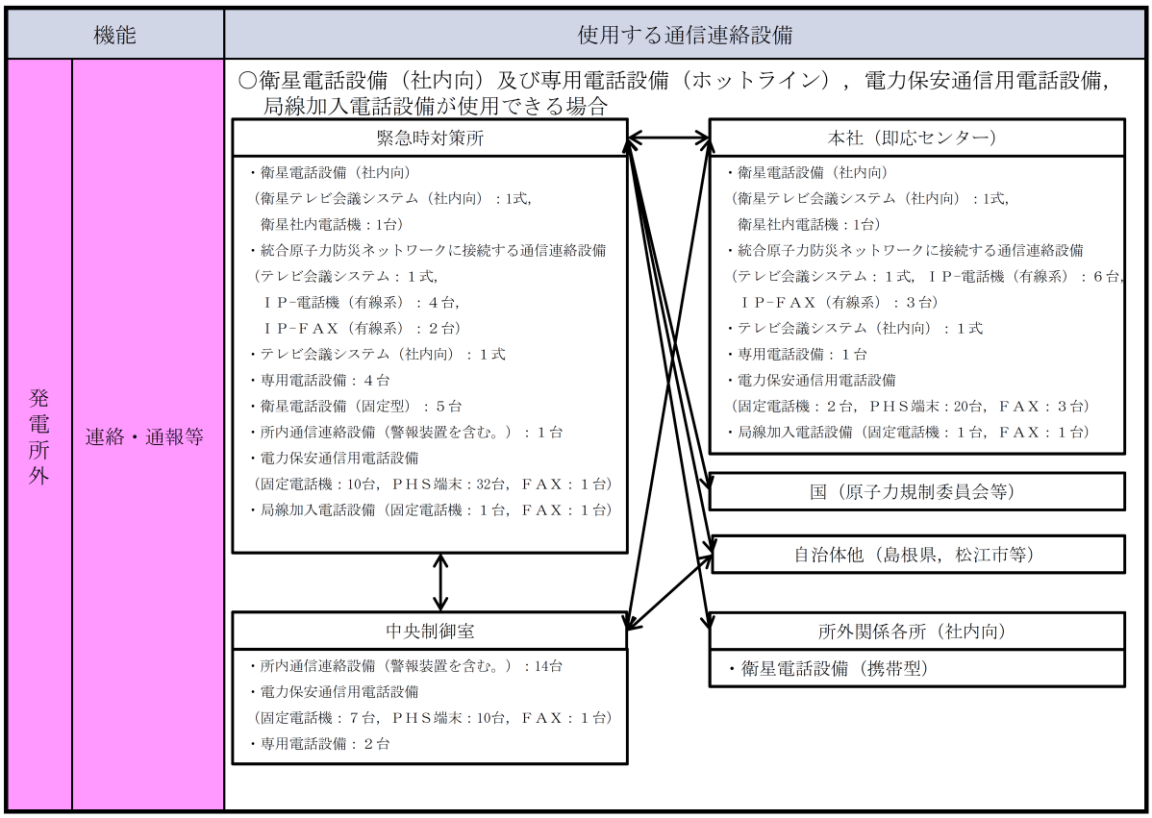
・台数については，配備台数を示す。また，今後，訓練等を通して見直しを行う。

第 13 図　「操作・作業の連絡」における通信連絡の指揮系統図（１／２）



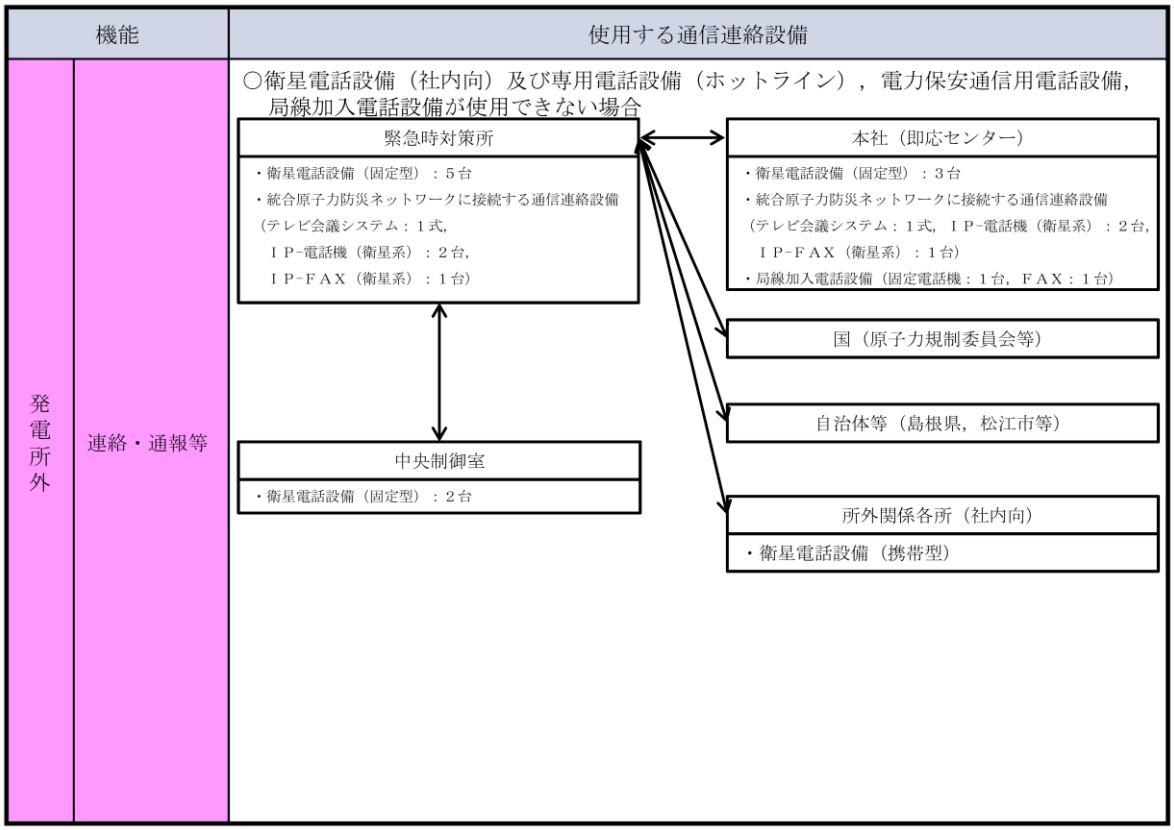
・台数については，配備台数を示す。また，今後，訓練等を通して見直しを行う。

第 14 図　「操作・作業の連絡」における通信連絡の指揮系統図（２／２）



・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。

第 15 図　「連絡，通報等」における通信連絡の指揮系統図（１／２）



・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。

第 16 図　「連絡，通報等」における通信連絡の指揮系統図（２／２）

有線式通信設備等の使用方法及び使用場所

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，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，以下の通信連絡設備を使用する。

○有線式通信設備

中央制御室付近の廃棄物処理建物に保管する有線式通信設備は，中央制御室と各現場（屋内）間に敷設している専用通信線を用い，有線式通信機を専用接続端子に接続するとともに，必要時に中継コードを敷設することにより中央制御室と各現場（屋内）間の必要な通信連絡を行うことが可能な設計とする。

なお，専用接続端子については，地震起因による溢水の影響を受けない箇所に設置し，溢水時においても使用可能な設計とする。

有線式通信機の必要台数は，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し，現場（屋内）にて対応する運転員及び緊急時対策要員は各現場に１台を携行し使用する。なお，有線式通信設備は，廃棄物処理建物（中央制御室付近）の保管場所より運転員及び緊急時対策要員が取り出し携行する。

中継コードは，有効性評価で抽出された作業で使用する 100m巻４台が必要であり，余裕を考慮した計６台を配備する。

○無線通信設備（固定型）

中央制御室及び緊急時対策所に設置する無線通信設備（固定型）は，中央制御室と緊急時対策所間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

また，屋外の緊急時対策要員は無線通信設備（携帯型）を使用することにより緊急時対策所と現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

無線通信設備（固定型）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し，中央制御室と緊急時対策所間として各１台，緊急時対策所と現場（屋外）間として緊急時対策所に作業ごとに各１台使用する。

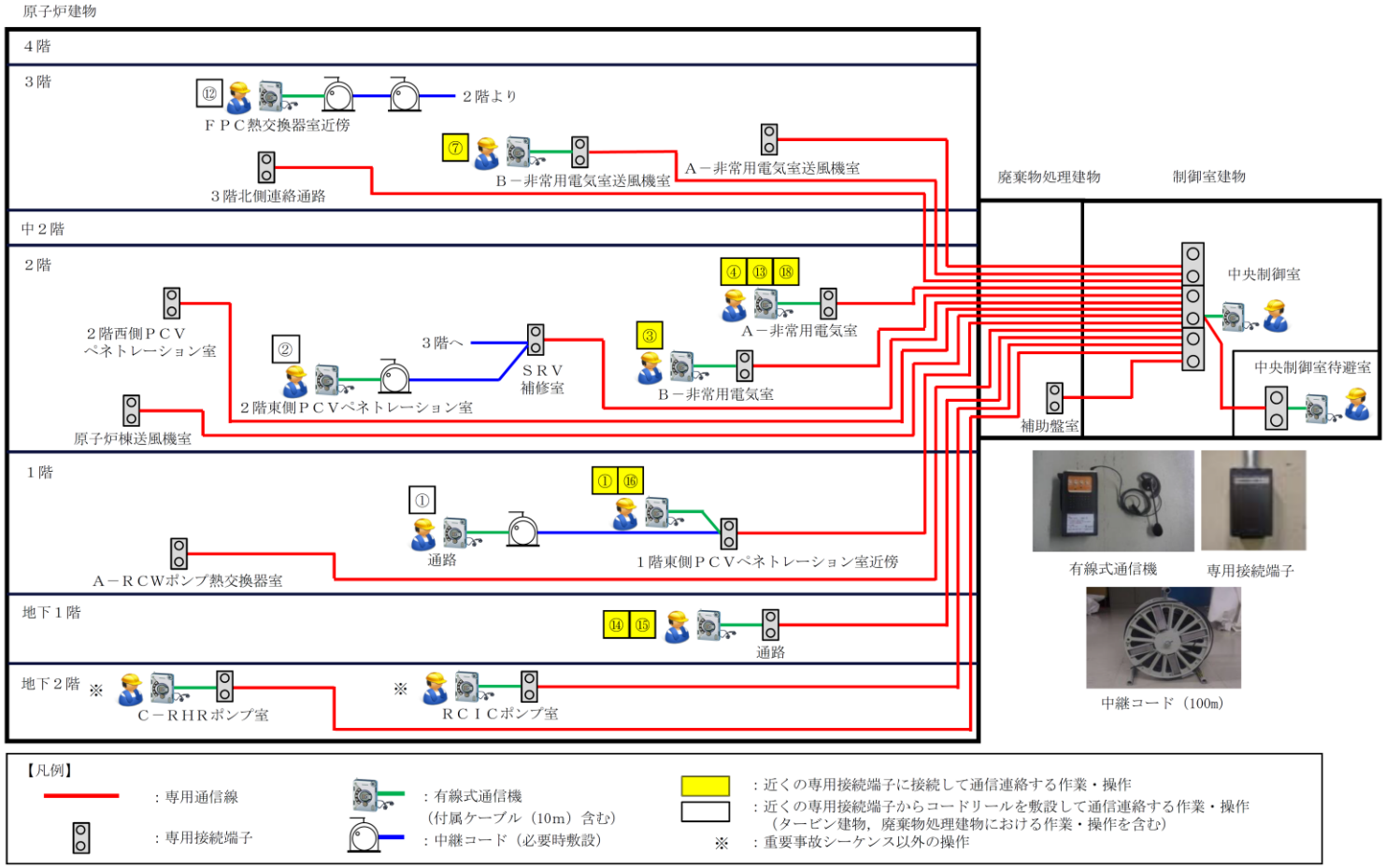
○無線通信設備（携帯型）

緊急時対策所に保管する無線通信設備（携帯型）は，中央制御室又は緊急時対策所と現場（屋外）間，現場（屋外）間の必要な通信連絡を行うことができる設計とする。

無線通信設備（携帯型）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し，現場（屋外）と緊急時対策所間連絡用として屋外の緊急時対策要員の作業ごとに各現場に１台を携行し使用する。

有線式通信設備を用いた中央制御室と現場との通信連絡の概要及び無線通信設備等を用いた通信連絡の概要について，第 17 図及び第 18 図に示す。また，各重要事故シーケンスで使用する有線式通信設備の通話場所例を第６表，第７

表，各重要事故シーケンスで使用する有線式通信設備及び無線通信設備等の台数を第８表，第９表に示す。



・図中の番号は，第６表の作業内容を示す。

・使用方法については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

第 17 図　有線式通信設備を用いた通信連絡の概要

第６表　有効性評価から抽出した有線式通信設備を用いる屋内作業一覧

No.	作業内容※1	作業場所	有線式通信設備 専用接続端子場所	有線式 通信機 数量※2	中継コード 数量※2
①	低圧原子炉代替注水系（可搬型）系統構成	原子炉建物原子炉棟 １階	原子炉建物原子炉棟 １階	1	100m×1台
②	格納容器代替スプレイ系（可搬型）系統構成	原子炉建物原子炉棟 ２階	原子炉建物原子炉棟 ２階	1	100m×1台
③	D系非常用高圧母線受電操作	原子炉建物付属棟 ２階 廃棄物処理建物 地下中１※3，１階※3	原子炉建物付属棟 ２階 廃棄物処理建物 １階	1	—
④	C系非常用高圧母線受電操作	原子炉建物付属棟 ２階 廃棄物処理建物 １階※3	原子炉建物付属棟 ２階 廃棄物処理建物 １階	1	—
⑤	中央制御室換気系系統構成	廃棄物処理建物 ２階※3	廃棄物処理建物 １階	—	—
⑥	中央制御室待避室系統構成	廃棄物処理建物 １階※3	廃棄物処理建物 １階	—	—
⑦	電源切替操作（注水弁電源切替操作）	原子炉建物付属棟 ３階	原子炉建物付属棟 ３階	1	—
⑧	電源切替操作 （逃がし安全弁用電源切替操作）	廃棄物処理建物 １階※3	廃棄物処理建物 １階	—	—
⑨	所内用蓄電池切替操作 （負荷切り離し／所内用蓄電池切替操作）	廃棄物処理建物 地下中１※3，１階※3	廃棄物処理建物 １階	—	—
⑩	原子炉補機代替冷却系準備操作 （系統構成（現場））	原子炉建物原子炉棟 ３階※4 原子炉建物付属棟 地下２※4，地下１※4， ２※4，３階※4 廃棄物処理建物２階※3	原子炉建物原子炉棟 ２階 原子炉建物付属棟 １，２階 廃棄物処理建物１階	—※5	—
⑪	原子炉補機代替冷却系準備操作 （系統構成（現場）） （全交流動力電源喪失（停止時））				
⑫	燃料プール冷却系準備操作 （系統構成（現場））	原子炉建物原子炉棟 ３階	原子炉建物原子炉棟 ２階	1	100m×2台
⑬	残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替	原子炉建物付属棟 ２階	原子炉建物付属棟 ２階	1	—
⑭	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） 系統構成（現場）	原子炉建物付属棟 地下１階	原子炉建物付属棟 地下１階	1	—
⑮	残留熱除去系（低圧注水モード）（停止側） 系統構成（現場）	原子炉建物付属棟 地下１階	原子炉建物付属棟 地下１階	1	—
⑯	残留熱除去系からの漏えい停止操作 （現場操作）	原子炉建物原子炉棟 １階	原子炉建物原子炉棟 １階	1	—
⑰	残留熱除去系からの漏えい停止準備操作	原子炉建物付属棟 中２階※4	原子炉建物付属棟 ２階	—※5	—
⑱	原子炉水位低下調査／隔離準備操作	原子炉建物付属棟 ２階	原子炉建物付属棟 ２階	1	—

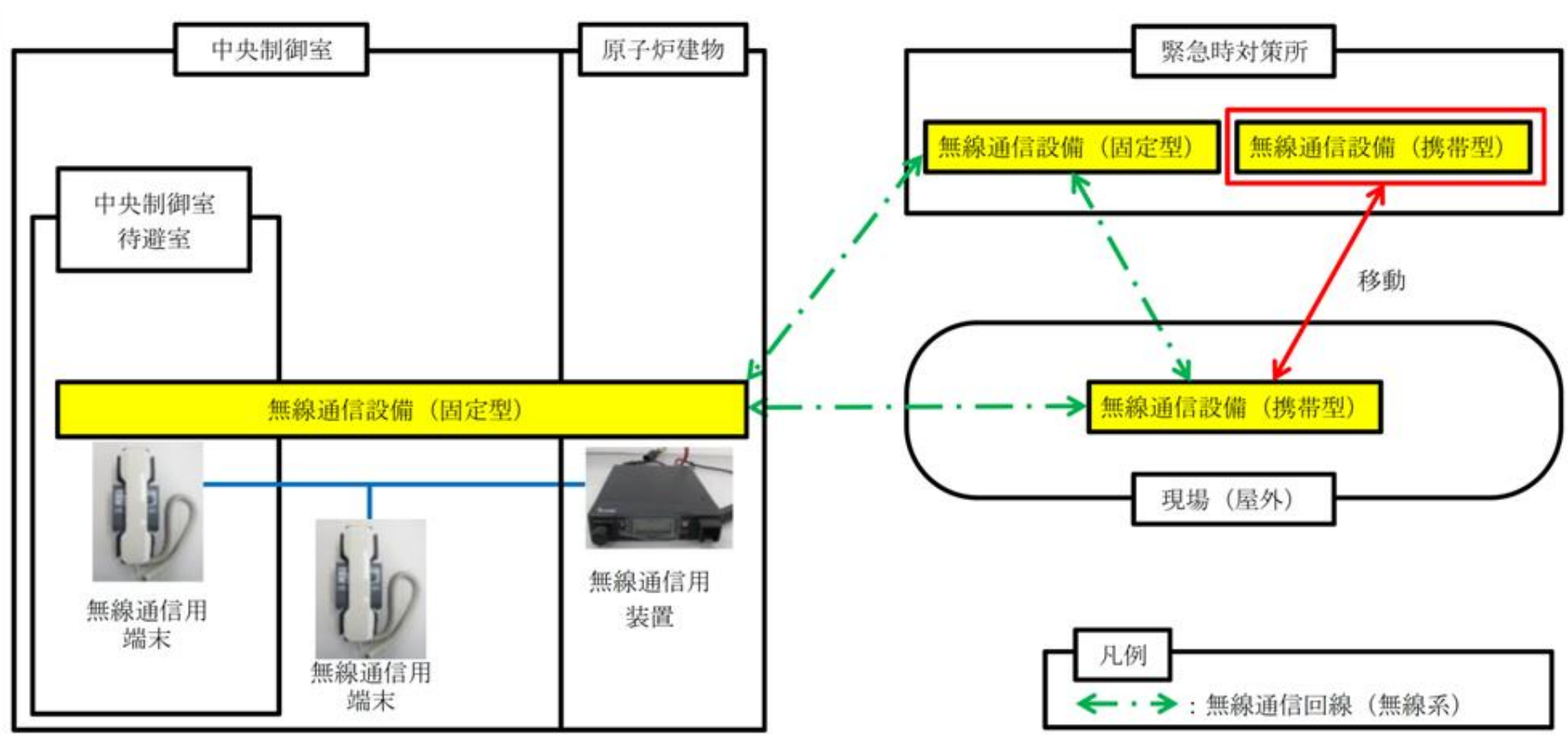
※１：作業内容は有効性評価の「添付資料1.0.2　可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて　第5－4表　屋内作業の成立性評価結果」より引用。

※２：有線式通信機，中継コードの保管場所は廃棄物処理建物１階。

※３：中央制御室近傍のため使用しない。

※４：作業時に即時連絡は不要だが，作業前後で連絡が必要なため。

※５：作業の連絡は不要なため。



第 18 図　無線通信設備を用いた通信連絡の概要

第７表　有線式通信設備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（長期ＴＢ）の例）

作業・操作内容	作業・操作場所	
Ｃ系非常用高圧母線受電操作	原子炉建物付属棟 ２階	Ａ－非常用電気室
低圧原子炉代替注水系（可搬型） 系統構成	原子炉建物原子炉棟 １階	１階東側ＰＣＶ ペネトレーション室近傍，通路
格納容器代替スプレイ系（可搬型） 系統構成	原子炉建物原子炉棟 ２階	２階東側ＰＣＶ ペネトレーション室

第８表　各重要事故シーケンスで使用する通信連絡設備の台数
（有線式通信設備）

各重要事故シーケンス ＼ 使用場所			制御室建物（中央制御室）	廃棄物処理建物	タービン建物	原子炉建物	計
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	1	—	—	1	2
	②－３－１	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	1	—	—	3	4
	②－３－２	全交流動力電源喪失（ＴＢＵ）	1	—	—	3	4
	②－３－３	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）	1	—	—	3	4
	②－３－４	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	1	—	—	3	4
	②－４－１	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能が喪失した場合）	1	—	—	2	3
	②－４－２	崩壊熱除去機能喪失 （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）	1	—	—	1	2
運転中の原子炉における重大事故	③－１－１	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用する場合	1	—	—	2	3
	③－１－２	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用しない場合	1	—	—	2	3
	③－２	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	1	—	—	1	2
	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	—	—	—	—	—
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	—	—	—	—	—
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	1	—	—	1	2
	⑤－２	全交流動力電源喪失	1	—	—	3	4
	⑤－３	原子炉冷却材の流出	1	—	—	1	2
	⑤－４	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。
・廃棄物処理建物１階に計 10 台配備している。
・有線式通信機は最も必要となる重要事故シーケンスの台数を確保する。

第９表　各重要事故シーケンスで使用する通信連絡設備の台数
（無線通信設備）

各重要事故シーケンス ＼ 使用場所			屋内（緊急時対策所及び中央制御室）	屋外
			無線通信設備（固定型）	無線通信設備（携帯型）
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
	②－２	高圧注水・減圧機能喪失	2	—
	②－３－１	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	2	2
	②－３－２	全交流動力電源喪失（ＴＢＵ）	2	2
	②－３－３	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）	2	2
	②－３－４	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	2	2
	②－４－１	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	2	3
	②－４－２	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	2	2
	②－５	原子炉停止機能喪失	2	—
	②－６	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	2	2
	②－７	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	2	—
運転中の原子炉における重大事故	③－１－１	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合	2	5
	③－１－２	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用しない場合	2	2
	③－２	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	2	5
	③－３	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	2	—
	③－４	水素燃焼	2	—
	③－５	溶融炉心・コンクリート相互作用	2	—
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	2	2
	④－２	想定事故２	2	2
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	2	—
	⑤－２	全交流動力電源喪失	2	4
	⑤－３	原子炉冷却材の流出	2	—
	⑤－４	反応度の誤投入	2	—

・台数については，今後，訓練等を通して見直しを行う。
・無線通信設備のほか，衛星電話設備も使用可能であり，衛星電話設備も使用する。

機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所内）の優先順位及び設備種別

機能	通信実施箇所			
	場所	使用する通信連絡設備	場所	使用する通信連絡設備
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，ＰＨＳ端末） ①所内通信連絡設備（警報装置を含む。）	現場（屋内）	①電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末） ①所内通信連絡設備（警報装置を含む。）
		②有線式通信設備		②有線式通信設備
	中央制御室待避室	①有線式通信設備	現場（屋内）	①有線式通信設備
	中央制御室	①電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末） ①所内通信連絡設備（警報装置を含む。）	緊急時対策所	①電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末） ①所内通信連絡設備（警報装置を含む。）
		②衛星電話設備（固定型） ②無線通信設備（固定型）		②衛星電話設備（固定型） ②無線通信設備（固定型）
	中央制御室待避室	①衛星電話設備（固定型） ①無線通信設備（固定型）	緊急時対策所	①衛星電話設備（固定型） ①無線通信設備（固定型）
	現場（屋外）	①電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末） ①所内通信連絡設備（警報装置を含む。）	現場（屋外）	①電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末） ①所内通信連絡設備（警報装置を含む。）
		②衛星電話設備（携帯型） ②無線通信設備（携帯型）		②衛星電話設備（携帯型） ②無線通信設備（携帯型）
	緊急時対策所	①電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末） ①所内通信連絡設備（警報装置を含む。）	現場（屋外）	①電力保安通信用電話設備（ＰＨＳ端末） ①所内通信連絡設備（警報装置を含む。）
		②無線通信設備（固定型） ②衛星電話設備（固定型）		②無線通信設備（携帯型） ②衛星電話設備（携帯型）
	緊急時対策所	①衛星電話設備（固定型）	放射能観測車（モニタリングカー）	①衛星電話設備（携帯型）

・優先順位については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

凡例
丸数字：優先順位
：重大事故等対処設備
：自主対策設備

機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所外）の優先順位及び設備種別
（１／２）

機能	通信実施箇所					
	場所	使用する通信連絡設備		場所	使用する通信連絡設備	
通報・連絡等	緊急時対策所	テレビ会議	①テレビ会議システム（社内向）（テレビ会議システム（社内向））	本社	テレビ会議	①テレビ会議システム（社内向）（テレビ会議システム（社内向））
			②衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向））			②衛星電話設備（社内向）（衛星テレビ会議システム（社内向））
			③テレビ会議システム※1			③テレビ会議システム※1
		電話	①電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末） ①局線加入電話設備（固定電話機）		電話	①電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末） ①局線加入電話設備（固定電話機）
			②専用電話設備			②専用電話設備
			③衛星電話設備（社内向）（衛星社内電話機）			③衛星電話設備（社内向）（衛星社内電話機）
			④衛星電話設備（固定型）			④衛星電話設備（固定型）
			⑤ＩＰ－電話機※1（有線系）			⑤ＩＰ－電話機※1（有線系）
			⑥ＩＰ－電話機※1（衛星系）			⑥ＩＰ－電話機※1（衛星系）
		FAX	①電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ） ①局線加入電話設備（ＦＡＸ）		FAX	①電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ） ①局線加入電話設備（ＦＡＸ）
			②ＩＰ－ＦＡＸ※1（有線系）			②ＩＰ－ＦＡＸ※1（有線系）
			③ＩＰ－ＦＡＸ※1（衛星系）			③ＩＰ－ＦＡＸ※1（衛星系）
	緊急時対策所	テレビ会議	①テレビ会議システム※1	国	テレビ会議	－
		電話	①電力保安通信用電話設備（固定電話機，ＰＨＳ端末） ①局線加入電話設備（固定電話機）		電話	－
			②ＩＰ－電話機※1（有線系）			
			③ＩＰ－電話機※1（衛星系）			
			④衛星電話設備（固定型）			
		FAX	①電力保安通信用電話設備（ＦＡＸ） ①局線加入電話設備（ＦＡＸ）		FAX	－
			②ＩＰ－ＦＡＸ※1（有線系）			
			③ＩＰ－ＦＡＸ※1（衛星系）			

※１　統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

・優先順位については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

凡例
丸数字：優先順位
：重大事故等対処設備
：自主対策設備

機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所外）の優先順位及び設備種別
（２／２）

<table>
<tr><td rowspan="2">機能</td><td colspan="5">通信実施箇所</td></tr>
<tr><td>場所</td><td colspan="2">使用する通信連絡設備</td><td>場所</td><td colspan="2">使用する通信連絡設備</td></tr>
<tr><td rowspan="8">通報・
連絡等</td><td rowspan="6">緊急時
対策所</td><td rowspan="5">電話</td><td>①電力保安通信用電話設備
（固定電話機，ＰＨＳ端末）
①局線加入電話設備
（固定電話機）</td><td rowspan="6">自治体，
その他
関係機
関等</td><td rowspan="5">電話</td><td rowspan="5">－</td></tr>
<tr><td>②専用電話設備</td></tr>
<tr><td>③ＩＰ－電話機※1（有線系）</td></tr>
<tr><td>④ＩＰ－電話機※1（衛星系）</td></tr>
<tr><td>⑤衛星電話設備（固定型）</td></tr>
<tr><td rowspan="3">FAX</td><td>①電力保安通信用電話設備
（ＦＡＸ）
①局線加入電話設備
（ＦＡＸ）</td><td>FAX</td><td>－</td></tr>
<tr><td>②ＩＰ－ＦＡＸ※1（有線系）</td><td rowspan="2">所外関
係箇所</td><td rowspan="2">電話</td><td rowspan="2">①衛星電話設備（携帯型）</td></tr>
<tr><td>③ＩＰ－ＦＡＸ※1（衛星系）</td></tr>
<tr><td>緊急時
対策所</td><td>電話</td><td>①電力保安通信用電話設備
（固定電話機，ＰＨＳ端末）
①局線加入電話設備
（固定電話機）
②衛星電話設備（固定型）</td></tr>
</table>

※１　統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

・優先順位については，今後，訓練等を通して見直しを行う。

凡例
丸数字：優先順位
：重大事故等対処設備
：自主対策設備

手順のリンク先について

通信連絡に関する手順等について，手順のリンク先を以下にまとめる。

１．1.19.2.1（1）(d) ⅱ　ＳＰＤＳデータ表示装置
　＜リンク先＞　1.18.2.2(1)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）によるプラントパラメータ等の監視手順

２．1.19.2.1（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（社内外）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　　代替電源（交流）による対応手順
　1.18.2.4(1) 緊急時対策所用発電機による給電

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

＜目　　次＞

2.1　可搬型設備等による対応
2.1.1　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方
2.1.1.1　大規模損壊発生時の手順書の整備
2.1.1.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備
2.1.1.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備
2.1.2　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項
2.1.2.1　大規模損壊発生時の手順書の整備
2.1.2.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備
2.1.2.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備
2.1.3　まとめ

添付資料 2.1.1　大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスについて
添付資料 2.1.2　設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.3　設計基準を超える凍結事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.4　設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.5　設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.6　設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.7　設計基準を超える地滑り・土石流事象のうち土石流に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.8　設計基準を超える森林火災事象に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.9　設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出
添付資料 2.1.10　ＰＲＡで選定しなかった事故シーケンス等への対応について
添付資料 2.1.11　大規模損壊発生時の対応
添付資料 2.1.12　大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について
添付資料 2.1.13　燃料プール大規模漏えい時の対応について
添付資料 2.1.14　放水砲の設置場所及び使用方法等について
添付資料 2.1.15　外部事象に対する対応操作の適合性について
添付資料 2.1.16　米国ガイド（ＮＥＩ－06－12 及びＮＥＩ－12－06）で参考とした事項について
添付資料 2.1.17　大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について
添付資料 2.1.18　重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方
添付資料 2.1.19　大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について
添付資料 2.1.20　設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況
添付資料 2.1.21　大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

別冊　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内容
Ⅲ.　テロの想定脅威の具体的内容

2.1　可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し，次の項目に関する手順書を適切に整備し，また，当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。

ここでは，発電用原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても，当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

2.1.1　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方

2.1.1.1　大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては，大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として，設計基準を超えるような規模の自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。ただし，特定の事象の発生や検知がなくても，運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書で対応可能なよう配慮する。

また，発電用原子炉施設の被災状況を把握するための手順及び被災状況を踏まえた優先実施事項の実行判断を行うための手順を整備する。

自然災害については，大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定したうえで，整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え，確率論的リスク評価（以下「ＰＲＡ」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(1)　大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を想定するに当たっては，国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し，その中から考慮すべき自然災害に対して，設計基準を超えるような規模を想定し，発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。

また，事前予測が可能な自然現象については，影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

さらに，事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。

(2)　故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し，多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

(3)　大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊では，重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され，あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから，緊急時対策本部における情報収集，運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。

＜炉心の著しい損傷を緩和するための対策＞

・炉心の著しい損傷緩和のための原子炉停止と原子炉圧力容器への注水

＜原子炉格納容器の破損を緩和するための対策＞

・炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

＜燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞

・燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

＜放射性物質の放出を低減するための対策＞

・水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための対策
・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建物への放水による拡散抑制

＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞

・消火活動

＜その他の対策＞

・要員の安全確保
・対応に必要なアクセスルートの確保
・電源及び水源の確保並びに燃料補給
・人命救助

ａ．大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は，発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は，プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように対応フローを整備する。また，大規模損壊発生時に使用する手順書を有効かつ効果的に使用するため，対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに，判断フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について，緊急地震速報，大津波警報，外部からの情報連絡，衝撃音，衝突音等により検知した場合，中央制御室の状況，プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無，建物の損壊状況等）を行うとともに，大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直副長が行う。また，原子力防災管理者又は当直副長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は，大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

a) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合
- プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失や中央制御室と連絡が取れない場合を含む。）
- 燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し，燃料プールの水位が維持できない場合
- 炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建物損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合
- 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合

b) 原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

c) 当直副長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

緊急時対策本部は，発電用原子炉施設の影響予測を行い，その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

また，非常招集を行った場合，緊急時対策要員及び自衛消防隊は，緊急時対策所へ移動する。ただし，緊急時対策所が使用できない場合は，屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは，事故時操作要領書，原子力災害対策手順書等の相互関係の概略をまとめ，全体像を把握するツー

ルとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり，具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。

また，ｂ．(b)項から(o)項の手順の中で使用することを想定している設備については，チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

対応操作の優先順位付けや実施の判断は，一義的に緊急時対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては，次に掲げる(a)，(b)項を実施する。

当直副長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については，緊急時対策本部に報告し，各班の責任者（本部員）は，その時点における人的リソースや資機材の確保状況，対応の優先順位付け等を判断し，必要な支援や対応を行う。

また，重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は，放射線測定器，可搬型直流電源設備，可搬型計測器等の代替の監視手段と無線通信設備等の通信連絡設備を準備し，アクセスルートが確保され次第，パラメータ監視のための当直（運転員），緊急時対策要員等を現場に出動させ，まず外からの目視による確認を行い，その後，確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は，確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行ったうえで，他のパラメータについては，パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。

初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は，判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第１優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第２優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

また，初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は，まず外からの目視による確認を行い，目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復させ，使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。

(a)　当面達成すべき目標の設定

緊急時対策本部は，プラント状況，対応可能な要員数，使用可能な設備，屋外の放射線量率，建物の損傷状況，火災発生状況等を把握し，チェックシートに記載したうえで，その情報を基に当面達成すべき目標を設定し，環境への放射性物質の放出低減を最優先に，優先すべき戦略を決定する。

当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては，重大事故等に対処する要員の安全確保を最優先とする。

・第一義的目標は炉心損傷を回避するため，速やかに発電用原子炉を停止し，注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。
・炉心損傷が回避できない場合は，原子炉格納容器の破損を回避する。
・燃料プールの水位が低下している場合は，速やかに注水する。
・これらの努力を最大限行った場合においても，炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は，複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また，プラント状況に応じて，設定する目標も随時見直していくこととする。

(b)　個別戦略を選択するための判断フロー

緊急時対策本部は，(a)項で決定した目標設定に基づき，個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

a)　設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水

発電用原子炉の「止める」，「冷やす」機能を優先的に実施する。

b)　設定目標：原子炉格納容器の破損回避

基本的に炉心損傷が発生した場合においても，原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが，使用可能な設備や対応可能要員の観点から，一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。

原子炉格納容器の損傷が発生し，原子炉建物内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

c)　設定目標：燃料プール水位確保

燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。燃料プール内の燃料損傷が発生し，原子炉建物内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

d)　設定目標：放射性物質拡散抑制

炉心損傷が発生するとともに原子炉圧力容器への注水が行えない場合，燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建物が損傷してい

る場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

b．大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については，(a)項に示す５つの活動を行うための手順を網羅する。

また，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。なお，プラントパラメータの採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第１優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第２優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。また，大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。

(a)　５つの活動又は緩和対策を行うための手順書

ⅰ　大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として，故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し，放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。

また，地震及び津波のような大規模な自然災害においては，施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても，同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は，放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備し，早期に準備が可能な小型放水砲，小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建物内部に火災が発生した場合において，屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため，これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお，当該の対応において，事故対応を行うためのアクセスルート又は操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は，消火活動を速やかに実施し，操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には，次の手順で対応を行う。

a)　アクセスルートに障害がない箇所があれば，その箇所を使用する。

b)　複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合，最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。

c)　a)及びb)いずれの場合も，予備としてもう１つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。

消火活動を行うに当たっては，火災発見の都度，次に示すa)からd)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し，優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

a)　アクセスルート・操作箇所の確保のための消火
- アクセスルート確保
- 車両及びホースルートの設置エリアの確保
（初期消火に用いる化学消防自動車，小型放水砲等）

b)　原子力安全の確保のための消火
- 重大事故等対処設備が設置された建物，放射性物質内包の建物
- 可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- 大型送水ポンプ車，ホースルート及び放水砲の設置エリアの確保

c)　火災の波及性が考えられ，事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火
- 可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保

d) その他火災の消火
a)からc)以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。

建物内外ともに上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建物内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

また，自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動を行う場合は，緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。

消火活動に当たっては，事故対応とは独立した通信手段を用いるために，消火活動専用の無線通信設備の回線を使用する。

ii　炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

・原子炉停止機能が喪失した場合は，原子炉手動スクラム，原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制，ほう酸水注入，代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に，高圧原子炉代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，常設代替直流電源設備より給電される高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動により発電用原子炉の冷却を試みる。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は，残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系を優先し，全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

iii　原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

・残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能喪失した場合は，格納容器代替スプレイ系（常設），復水輸送系，消火系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，原子炉補機代替冷却系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため，格納容器フィルタベント系により，原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。

・炉心に著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，残留熱代替除去系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

・炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「ＭＣＣＩ」という。）や溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器下部へ注水を行う。
・原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気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，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は，可燃性ガス濃度制御系により水素ガス及び酸素ガスの濃度を抑制する。また，可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し，さらに酸素濃度が上昇する場合においては，格納容器フィルタベント系により水素ガス及び酸素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

ⅳ　燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

・燃料プールの状態を監視するため，燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）及び燃料プール監視カメラ（ＳＡ）を使用する。
・燃料プールの注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい，その他の要因により燃料プールの水位が低下した場合は，消火系，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水することにより，燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，臨界を防止する。
・燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位維持が行えない場合は，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールスプレイを実施することで，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止するとともに，環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。

・原子炉建物の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建物に近づけない場合は，放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。

v　放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。

・原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合は，大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。
・その際，防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
・放水することで放射性物質を含む汚染水が構内雨水排水路から海へ流れ出すためシルトフェンスを設置することで，海洋への拡散範囲を抑制する。
・また，シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況等）である場合は，大津波警報又は津波警報等が解除された後にシルトフェンスの設置を開始する。

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

重大事故等対策にて整備する1.2の手順を用いた手順等を整備する。

(c)　「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.3の手順を用いた手順等を整備する。

(d)　「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.4の手順を用いた手順等を整備する。

(e)　「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.5の手順を用いた手順等を整備する。

(f)　「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.6の手順を用いた手順等を整備する。

(g)　「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.7の手順を用いた手順等を整備する。

(h)　「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.8の手順を用いた手順等を整備する。

(i)　「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」
重大事故等対策にて整備する1.9の手順を用いた手順等を整備する。

(j)　「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」
重大事故等対策にて整備する1.10の手順を用いた手順等を整備する。

(k)　「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」
重大事故等対策にて整備する1.11の手順を用いた手順等を整備する。

(l)　「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」
重大事故等対策にて整備する1.12の手順を用いた手順等を整備する。

(m)　「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」
重大事故等対策にて整備する1.13の手順を用いた手順等を整備する。

(n)　「1.14　電源の確保に関する手順等」
重大事故等対策にて整備する1.14の手順を用いた手順等を整備する。

(o)　「2.1　可搬型設備等による対応手順等」
可搬型設備等による対応手順等のうち，柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。
ⅰ　現場での可搬型計測器によるパラメータ計測，監視手順
ⅱ　中央制御室損傷時の通信連絡手順

c．b.項に示す大規模損壊への対応手順書は，万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。

d．b．項に示す大規模損壊への対応手順書は，地震，津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して，また，ＰＲＡの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて，当該事故により発生する可能性のある重大事故及び大規模損壊への対応も考慮する。加えて，大規模損壊発生時に，同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく，炉心注水，電源確保，放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

ｅ．発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順は，大規模損壊に関する考慮事項等，米国におけるＮＥＩガイドの考え方も参考とする。また，当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

2.1.1.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については，重大事故等対策に係る体制を基本とするが，大規模損壊の発生により，要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合においても流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

また，重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備，充実するために，大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

(1)　大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については，重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え，過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また，原子力防災管理者及びその代行者を対象に，通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育及び訓練を実施する。さらに，緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え，流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより，本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。

(2)　大規模損壊発生時の体制

大規模損壊の発生に備えた緊急時対策本部及び緊急時対策総本部の体制は，重大事故等対策に係る体制を基本とする体制を整備する。

また，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員 31 名，運転員９名及び火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊７名の合計 47 名を常時確保し，大規模損壊の発生により要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む。）においても，対応できる体制を整備する。

なお，２号炉原子炉運転停止中※については，中央制御室の２号運転員を５名とする。

※　原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が 100℃未満）及び燃料交換の期間

さらに，発電所構内に常駐する要員により交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3)　大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても，発電所構内に勤務している重大事故等に対処する要員により指揮命令系統を確立できるよう，大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

ａ．夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における指示者（副原子力防災管理者）を含む重大事故等に対処する要員は，地震，津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう，分散して待機する。また，建物の損壊等により要員が被災するような状況においても，発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。

ｂ．プルーム通過時は，大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策要員は緊急時対策所，運転員は，中央制御室待避室及び緊急時対策所にとどまり，その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し，その後，緊急時対策本部長の指示に基づき再参集する。

ｃ．大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合，緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下，自衛消防隊は消火活動を実施する。また，緊急時対策本部長が，事故対応を実施又は継続するために，放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は，緊急時対策本部の指揮命令系統の下，放水砲等の対応を行う要員を消火活動に従事させる。

(4)　大規模損壊発生時の支援体制の確立

ａ．緊急時対策総本部体制の確立

大規模損壊発生時における緊急時対策総本部の設置による発電所への支援体制は，「技術的能力審査基準1.0」で整備する支援体制と同様である。

ｂ．外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における外部支援体制は，「技術的能力審査基準1.0」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

2.1.1.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え，大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(1)　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は，重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で，同時に複数の可搬型重大事故等対処設備等が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。

a．屋外の可搬型重大事故等対処設備は，地震により生じる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足，地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。また，原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備のうち，少なくとも１セットは，基準津波を超える津波に対して，裕度を有する高台に保管する。

b．屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，原子炉建物，タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保したうえで，当該建物及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

c．可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は，アクセスルートを確保した複数の接続口を設ける。

(2)　大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については，重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に，高線量の環境，大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また，そのような状況においても使用を期待できるよう，原子炉建物，制御室建物及び廃棄物処理建物から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

ａ．炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用する全面マスク，高線量対応防護服，個人線量計等の必要な資機材を配備する。

ｂ．地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ車や放水砲等の消火設備を配備する。

ｃ．大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。また，消火活動専用の通信連絡が可能な無線通信設備を配備する。

2.1.2　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

＜要求事項＞

発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊(以下「大規模損壊」という。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

【解釈】

1　発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第 1 号から第 5 号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。

2　第 1 号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。

3　発電用原子炉設置者は、本規程における「1.重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
1.8 原子炉格納容器下部の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うえで，整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え，ＰＲＡの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える事象を前提とした対応手順書を整備する。

(1)　大規模損壊のケーススタディで扱う自然現象の選定について

大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象を網羅的に抽出するため，島根原子力発電所及びその周辺での発生実績に関わらず，国内で一般に発生し得る事象に加え，国内外の基準で示されている外部事象を抽出した。

各事象（重畳を含む。）について，設計基準を超えるような過酷な状況を想定した場合の発電用原子炉施設への影響度を評価し，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象を選定し，さらに大規模損壊のケーススタディとして扱う事象をその中から選定した。

検討プロセスをフローで表したものを第１図に示す。また検討内容について以下に示す。

ａ．自然現象の網羅的な抽出

国内外の基準を参考に，網羅的に自然現象を抽出・整理し，自然現象55事象を抽出した。（添付資料2.1.1参照）

ｂ．特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

各自然現象について，設計基準を超えるような非常に過酷な状況を想定した場合に発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し，発生し得るプラント状態（起因事象）を特定した。

プラント状態を特定するに当たっては，イベントツリーによる事象進展

評価又は定性的な評価を実施した。

主要な事象（検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を第１表，第２表及び第２図にそれぞれ示す。その他の事象を含む全事象に対する検討内容については添付資料 2.1.1 に示す。検討した結果，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象として選定されたものは次のとおり。

・地震
・津波
・地震と津波の重畳
・竜巻
・凍結
・積雪
・落雷
・地滑り・土石流
・火山の影響
・森林火災
・隕石

ｃ．ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された自然現象について，それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に，大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。

上記ｂ．での整理から，発電用原子炉施設の最終状態は次の３項目に類型化することができ，第３表に事象ごとに整理した結果を示す。

・重大事故等対策で想定していない事故シーケンス（大規模損壊）
・重大事故等対策で想定している事故シーケンス
・設計基準事故で想定している事故シーケンス

第３表に示すとおり，発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は，地震，津波，地震と津波の重畳，積雪，落雷，火山の影響及び隕石の７事象となる。

また，大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象のうち，以下の事象については，他の事象のシナリオに代表させることができる。

・積雪

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計装・制御系喪失となる。積雪については大型航空機の衝突と異なり事象進展がある程度遅いことから，事前に除雪等の対応が可能となる。非常に過酷な状況を考慮

した場合にも，除雪の対象を限定し最小限必要な設備（原子炉建物やアクセスルート等）について健全性を維持させるといった対応により損傷範囲を抑制することが可能であることから，津波又は地震と津波の重畳のシナリオに代表させる事象として整理した。

・落雷

最も過酷なケースは外部電源喪失＋計装・制御系喪失となるが，地震と津波の重畳のシナリオ又は大型航空機の衝突に代表させることができる。

・火山の影響

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計装・制御系喪失となる。火山の影響についても，大量の降下火砕物がある場合には，積雪時と同様，降下火砕物を除去することで，影響範囲を抑制することが可能であることから，津波又は地震と津波の重畳のシナリオに代表させる事象として整理した。

・隕石

隕石衝突に伴う建物・屋外設備の損傷については，大型航空機の衝突のシナリオに代表させることができる。

発電所敷地への隕石落下に伴う振動の発生については，地震のシナリオに代表させることができる。

また，隕石の発電所近海への落下に伴う津波については，津波のシナリオに代表させることができる。

以上より，自然現象として，地震，津波及び地震と津波の重畳の３事象をケーススタディとして選定する。これら３事象で想定する事故シーケンスと代表シナリオは次のとおりとする。

(a) 地震

地震レベル１ＰＲＡにより抽出した事故シーケンスには，Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ，原子炉格納容器損傷，原子炉圧力容器損傷，計装・制御系喪失，格納容器バイパス，原子炉建物損傷，制御室建物損傷，廃棄物処理建物損傷，全交流動力電源喪失＋原子炉停止失敗等がある。また，内部事象のレベル 1.5ＰＲＡにより，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な地震が発生した場合には，これらの事故シーケンス，あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，ケーススタディとして，大規模な地震で原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリにおいて，大破断ＬＯＣＡを超える規模の損傷が発生し，炉心損傷に至るＥｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡを代表シナリオ

として選定する。この際，地盤の陥没等により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(b) 津波

津波レベル１ＰＲＡにより抽出した事故シーケンスとして，直接炉心損傷に至る事象がある。また，内部事象のレベル 1.5ＰＲＡにより，炉心損傷後に格納容器バイパスに至る原子炉格納容器の破損モードとして，格納容器隔離失敗を抽出している。大規模な津波が発生した場合には，これらの事故シーケンス，あるいは複数の事故シーケンスの組合せが生じることが考えられるが，大規模損壊が発生した場合の対応手順書の有効性を確認する観点から，防波壁を超える規模の津波により，原子炉建物付属棟地下階が浸水する前提において，ケーススタディとして，全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋計装・制御系喪失に至る事象を代表シナリオとして選定する。この際，取水槽エリアの浸水により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(c) 地震と津波の重畳

地震と津波の重畳では，上記の地震及び津波の項で想定した事故シーケンスの組合せとして，全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ＋計装・制御系喪失等が想定される。ケーススタディとしては，対応手順書の有効性を確認する観点から，この事故シーケンスを代表シナリオとして選定する。この際，地盤の陥没等及び取水槽エリアの浸水により，アクセスルートの通行に支障をきたす可能性を考慮する。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮について

テロリズムには様々な状況が想定されるが，その中でも施設の広範囲にわたる損壊，多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突をケーススタディとして選定する。

なお，爆発等の人為事象による発電用原子炉施設への影響については，故意による大型航空機の衝突に代表させることができる。

以上より，大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては，(1)及び(2)において整理した大規模損壊の発生によって，多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し，発電用原子炉施設において使える可能性のある設備，資機材及び要員を最大限に活用した多様性及び柔軟性を有する手段を構築する。

（添付資料2.1.2，2.1.3，2.1.4，2.1.5，2.1.6，2.1.7，2.1.8，2.1.9，2.1.10参照）

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（１／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
地震	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・事前の予測については，現在確立した手法が存在しないことから，予兆なく発生する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送受電設備の碍子等の損傷により，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉補機海水ポンプ等の損傷による補機冷却系喪失及びディーゼル発電機の損傷による全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・直流電源を供給する設備の損傷により，非常用交流電源の制御機能等が喪失するため，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建物が大規模に損傷する場合には，緩和できない大規模なＬＯＣＡ（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）が発生すると同時に，建物内の原子炉注水系配管が損傷して原子炉注水機能も喪失するため，重大事故に至る可能性がある。建物損傷の二次的被害により，原子炉格納容器や原子炉格納容器の貫通配管が損傷しており，閉じ込め機能にも期待することはできない。 ・原子炉格納容器内の配管及びＥＣＣＳ注入配管が同時に損傷して，大規模なＬＯＣＡ（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）が発生すると同時に，原子炉注水機能も喪失するため，重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉圧力容器の損傷により，原子炉冷却材圧力バウンダリの大規模な損傷や，炉内構造物の大規模な破損による原子炉冷却材の流路閉塞等により，炉心の除熱が困難となり重大事故に至る可能性がある。 ・制御室建物が大規模に損傷する場合には，建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると，中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により原子炉注水機能等が喪失し，重大事故に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建物が大規模に損傷する場合には，建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると，補助盤室やバッテリ室損傷により緩和系の制御機能が喪失する。これにより原子炉注水機能等が喪失し，重大事故に至る可能性がある。 ・複数の制御盤等が同時に損傷することにより，計装・制御系喪失に至る可能性がある。 ・常時開の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで，高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で原子炉格納容器外（原子炉建物）へ流出し，複数の緩和系が機能喪失に至る可能性がある。	【基準地震動を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・直流電源 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・設計基準事故対処設備（ＥＣＣＳ等） ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器 ・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・計装・制御系 ・隔離弁の閉機能及び原子炉格納容器外配管 ・燃料プール ・モニタリング・ポスト	【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 ・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失 ・ＬＯＣＡ及びＥＣＣＳ注水機能喪失 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・原子炉建物損傷 ・制御室建物損傷 ・廃棄物処理建物損傷 ・計装・制御系喪失 ・格納容器バイパス

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（２／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
地震	・燃料プールのスロッシングによるプール水の溢水及び全交流動力電源喪失による燃料プール冷却系の機能喪失に伴うプール水の蒸発により，燃料プールの水位が低下する。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・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。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬式モニタリング・ポストにより測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は，化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		
津波	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・発電所近傍を震源とする地震を考慮し，地震発生後，15分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準津波を超える規模として，防波壁の高さ（15m）を上回る高さの津波を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・屋外変圧器の水没により，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉補機海水ポンプの水没により，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・建物内への浸水により，計装・制御系，ＥＣＣＳ等の緩和機能が喪失し，直接炉心損傷に至る可能性がある。 ・タンク等からの火災発生，漂流物等により，アクセスルートの通行に支障をきたし，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 【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。 ・火災が発生した場合は，化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。	【防波壁を超える高さの津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・計装・制御系，ＥＣＣＳ等の緩和機能	【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 ・補機冷却系喪失 ・直接炉心損傷

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（３／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
竜巻	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・外部事象防護対象施設は，風速92m/sの竜巻から設定した荷重に対して，竜巻防護対策設備により防護すること等により安全機能を損なわない設計としている。 ・事前の予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全性に影響を与えることがないように，あらかじめ体制を強化して安全対策（飛来物発生防止対策の確認等）を講じることが可能である。 ・最大風速92m/sを超える規模の竜巻を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・風荷重又は飛来物によって，送受電設備が損傷し，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・気圧差荷重又は飛来物によって，ディーゼル燃料移送ポンプが損傷し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・気圧差荷重によって，原子炉建物付属棟空調換気系のダクトやダンパ等が損傷し，ディーゼル発電機室の室温上昇によりディーゼル発電機が機能喪失し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・気圧差荷重又は飛来物によって，原子炉補機海水ポンプが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建物外壁を貫通した飛来物によって，原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・飛来物等によりアクセスルートの通行に支障をきたし，重大事故等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。	【設計基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・ディーゼル発電機 ・原子炉補機海水ポンプ ・原子炉補機冷却系サージタンク	【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 ・補機冷却系喪失

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（４／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
凍結	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前に予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，事前に保温，電熱線ヒータによる凍結防止対策を実施することができる。 ・低温における設計基準温度－8.7℃を下回る規模を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送受電設備への着氷によって地絡・短絡を起こし，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・低温によってディーゼル燃料貯蔵タンク等の軽油が凍結し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・事前の凍結防止対策（加温，循環運転等の凍結防止対策）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。	【設計基準を超える低温を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・ディーゼル発電機	【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

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（５／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
積雪	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前に予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を実施することができる。 ・設計基準積雪量100cmを超える規模の積雪を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送受電設備への着雪によって地絡・短絡を起こし，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・積雪荷重によって，変圧器が損傷し，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・積雪によるディーゼル発電機の燃焼用給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞により，ディーゼル発電機の機能が喪失し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・積雪荷重によって，ディーゼル発電機燃焼用給気口が損傷し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・積雪荷重によって，原子炉建物屋上が崩壊，原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・積雪荷重によって，原子炉補機海水ポンプが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・積雪によって，原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・積雪荷重によって，制御室建物屋上が崩壊，中央制御室が損傷し，計装・制御系喪失に至る可能性がある。 ・積雪によりアクセスルートの通行に支障をきたし，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 【主な対応】 ・あらかじめ体制を強化して対策（除雪）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。	【設計基準を超える積雪を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・ディーゼル発電機 ・原子炉補機冷却系サージタンク ・原子炉補機海水ポンプ ・計装・制御系	【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 ・補機冷却系喪失 ・計装・制御系喪失

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（６／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
落雷	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・設計基準電流値150kAを超える雷サージの影響を想定する。 ・落雷に対して，建築基準法に基づき高さ20mを超える排気筒等へ避雷設備を設置し，避雷導体により接地網と接続する。接地網は，雷撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから，安全保護系等の設備に影響を与えることはなく，安全に大地に導くことができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・直撃雷によって送受電設備が損傷し，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・直撃雷によって，原子炉補機海水ポンプが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・建物避雷設備等から誘導雷サージが建物内に侵入し，電気盤内の制御回路が損傷し，計装・制御系喪失に至る可能性がある。 【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。	【設計基準を超える落雷を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・計装・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】 ・外部電源喪失 ・補機冷却系喪失 ・計装・制御系喪失
地滑り ・土石流	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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。 ・設計基準における影響範囲（土石流危険区域）を超える影響範囲の土石流を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・土砂の荷重によって送受電設備が損傷し，外部電源喪失に至る可能性がある。 【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。	【設計基準を超える地滑り・土石流を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備	・外部電源喪失

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（７／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
火山の影響	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・予報等により事前に予測が可能であることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を実施することができる。 ・降下火砕物（火山灰）の堆積厚さの設計基準である56cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・降下火砕物の堆積荷重によって，送受電設備が損傷し，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物が送受電設備へ付着し，霧や降雨の水分を吸収することによって，地絡・短絡を起こし，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物の堆積荷重によって，ディーゼル発電機燃焼用給気口が損傷し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物によるディーゼル発電機の燃焼用給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって，ディーゼル発電機の機能が喪失し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物によって，ディーゼル燃料移送ポンプの軸受が損傷し，同時に外部電源喪失の発生を想定すると，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物の堆積荷重によって，原子炉建物屋上が崩壊，原子炉補機冷却系サージタンクが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物の堆積荷重によって原子炉補機海水ポンプが損傷し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・海水中の降下火砕物が高濃度な場合に，熱交換器の伝熱管，海水ポンプ軸受の閉塞による異常摩耗や海水ストレーナの閉塞によって，原子炉補機海水ポンプが機能喪失し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物によって，原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞し，補機冷却系喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物の堆積荷重によって，制御室建物屋上が崩壊，中央制御室が損傷し，計装・制御系喪失に至る可能性がある。 ・降下火砕物によりアクセスルートの通行に支障をきたし，重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。	【設計基準を超える降下火砕物堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・ディーゼル発電機 ・原子炉補機冷却系サージタンク ・原子炉補機海水ポンプ ・計装・制御系	【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 ・補機冷却系喪失 ・計装・制御系喪失

第１表　自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響評価（８／８）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
火山の影響	【主な対応】 ・あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		
森林火災	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・防火帯を越えて延焼するような規模を想定する。 ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから，発電用原子炉施設の安全機能に影響を与えることがないよう，予防散水する等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・森林火災の輻射熱によって，送受電設備が損傷し，外部電源喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・早期の消火体制確立による火災影響緩和対策を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。	【設計基準を超える森林火災を想定した場合に喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備	・外部電源喪失
隕石	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・事前の予測については，行えないものとして想定する。 【隕石が落下した場合の影響評価】 ・建物又は屋外設備に隕石が衝突した場合は，当該建物又は設備が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合に発生する振動により設備が損傷し，機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合に発生する津波により設備が浸水し，機能喪失に至る可能性がある。 【主な対応】 ・建物又は屋外設備等に隕石が衝突した場合は，故意による大型航空機の衝突と同様に対応する。 ・発電所敷地に隕石が衝突し，振動が発生した場合は，地震発生時と同様に対応する。 ・発電所近海に隕石が落下し，津波が発生した場合は，津波発生時と同様に対応する。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。	・具体的な喪失する機器は特定しない（地震，津波又は故意による大型航空機の衝突による影響に包含）	・具体的なプラント状態は特定しない（地震，津波又は故意による大型航空機の衝突による影響に包含）

第２表　自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価（１／２）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
大規模地震と大規模津波の重畳	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・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，15 分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準地震動を超える地震の発生を想定する。 ・基準津波を超える規模として，防波壁の高さ（15m）を上回る高さの津波を想定する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・送受電設備の碍子等の損傷により，外部電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉補機海水ポンプ等の損傷による補機冷却系喪失及びディーゼル発電機の損傷による全交流動力電源喪失に至る可能性がある。さらに，原子炉隔離時冷却系コントロールセンタの浸水により，原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は，高圧・低圧注水機能喪失に至る可能性がある。 ・直流電源を供給する設備の損傷により，非常用交流電源の制御機能等が喪失するため，全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉建物が大規模に損傷する場合には，緩和できない大規模なＬＯＣＡ（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）が発生すると同時に，建物内の原子炉注水系配管が損傷して原子炉注水機能も喪失するため，重大事故に至る可能性がある。建物損傷の二次的被害により，原子炉格納容器や原子炉格納容器の貫通配管が損傷しており，閉じ込め機能にも期待することはできない。 ・原子炉格納容器内の配管及びＥＣＣＳ注入配管が同時に損傷して，大規模なＬＯＣＡ（Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ）が発生すると同時に，原子炉注水機能も喪失するため，重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉圧力容器の損傷により，原子炉冷却材圧力バウンダリの大規模な損傷や，炉内構造物の大規模な破損による原子炉冷却材の流路閉塞等により，炉心の除熱が困難となり重大事故に至る可能性がある。 ・制御室建物が大規模に損傷する場合には，建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると，中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷により原子炉注水機能等が喪失し，重大事故に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建物が大規模に損傷する場合には，建物内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定すると，補助盤室やバッテリ室損傷により緩和系の制御機能が喪失する。これにより原子炉注水機能等が喪失し，重大事故に至る可能性がある。 ・複数の制御盤等が同時に損傷することにより，計装・制御系喪失に至る可能性がある。	【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機器】 ・送受電設備 ・原子炉補機海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・直流電源 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉隔離時冷却系 ・設計基準事故対処設備（ＥＣＣＳ等） ・原子炉格納容器 ・原子炉圧力容器 ・原子炉建物 ・制御室建物 ・廃棄物処理建物 ・計装・制御系 ・隔離弁等の閉機能及び原子炉格納容器外配管 ・燃料プール ・モニタリング・ポスト	【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 ・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失 ・ＬＯＣＡ及びＥＣＣＳ注水機能喪失 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉圧力容器損傷 ・原子炉建物損傷 ・制御室建物損傷 ・廃棄物処理建物損傷 ・計装・制御系喪失 ・格納容器バイパス ・直接炉心損傷

第２表　自然現象の重畳が発電用原子炉施設へ与える影響評価（２／２）

自然現象	設計基準を超える自然現象が発電用原子炉施設へ与える影響の評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある設備・機能	最終的なプラント状態
大規模地震と大規模津波の重畳	・常時開の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで，高温・高圧の原子炉冷却材が隔離不能な状態で原子炉格納容器外（原子炉建物）へ流出し，複数の緩和系が機能喪失に至る可能性がある。 ・建物内への浸水により，計装・制御系，ＥＣＣＳ等の緩和機能が喪失し，直接炉心損傷に至る可能性がある。 ・燃料プールのスロッシングによるプール水の溢水及び全交流動力電源喪失による燃料プール冷却系の機能喪失に伴うプール水の蒸発により，燃料プールの水位が低下する。 ・モニタリング・ポストの監視機能が喪失する可能性がある。 ・保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・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。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は，可搬式モニタリング・ポストにより測定及び監視を行う。 ・火災が発生した場合は，化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は，重機により仮復旧を行う。		

第３表　大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（１／２）

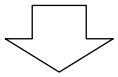
自然現象	重大事故等対策で想定していない 事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故等対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
地震	・外部電源喪失＋原子炉格納容器損傷 ・外部電源喪失＋原子炉圧力容器損傷 ・外部電源喪失＋原子炉建物損傷 ・外部電源喪失＋制御室建物損傷 ・外部電源喪失＋廃棄物処理建物損傷 ・外部電源喪失＋Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ ・外部電源喪失＋計装・制御系喪失 ・外部電源喪失＋格納容器バイパス	・冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ） ＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗 ・冷却材喪失（中小破断ＬＯＣＡ） ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・冷却材喪失（中小破断ＬＯＣＡ） ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ・全交流動力電源喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失 ・大破断ＬＯＣＡ
津波	・直接炉心損傷に至る事象 （全交流動力電源喪失＋直流電源喪失 ＋計装・制御系喪失）	・補機冷却系喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
地震と津波の重畳	・外部電源喪失＋原子炉格納容器損傷 ・外部電源喪失＋原子炉圧力容器損傷 ・外部電源喪失＋原子炉建物損傷 ・外部電源喪失＋制御室建物損傷 ・外部電源喪失＋廃棄物処理建物損傷 ・外部電源喪失＋Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ ・外部電源喪失＋計装・制御系喪失 ・外部電源喪失＋格納容器バイパス ・全交流動力電源喪失＋直流電源喪失 ＋Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ＋計装・制御系喪失	・冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ） ＋高圧炉心冷却（ＨＰＣＳ）失敗 ＋低圧炉心冷却失敗 ・冷却材喪失（中小破断ＬＯＣＡ） ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗 ・冷却材喪失（中小破断ＬＯＣＡ） ＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗 ・全交流動力電源喪失 ・補機冷却系喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失 ・大破断ＬＯＣＡ
竜巻	なし	・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
凍結	なし	・全交流動力電源喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
積雪	・全交流動力電源喪失＋計装・制御系喪失	・全交流動力電源喪失 ・補機冷却系喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失

第３表　大規模損壊へ至る可能性のある自然現象（２／２）

自然現象	重大事故等対策で想定していない 事故シーケンス（大規模損壊）	重大事故等対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
落雷	・外部電源喪失＋計装・制御系喪失	・補機冷却系喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
地滑り ・土石流	なし	なし	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
火山の影響	・全交流動力電源喪失＋計装・制御系喪失	・補機冷却系喪失 ・全交流動力電源喪失	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
森林火災	なし	なし	・通常停止／緊急停止等 ・外部電源喪失
隕石	（地震，津波又は大型航空機の衝突に同じ）		

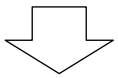
① 外部事象の収集

発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため，国内外の基準等で示されている外部事象を参考に 55 事象を収集。



② 個別の事象に対する発電用原子炉施設の安全性への影響度評価（起因事象の特定）

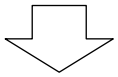
収集した各自然現象について，設計基準を超えるような非常に過酷な状況を想定した場合に，発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性について評価を実施し，発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。



③ 特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然現象の選定

②の影響度評価により，そもそも島根原子力発電所において発生する可能性があるか，非常に過酷な状況を想定した場合，発電用原子炉施設の安全性が損なわれる可能性があるか，影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で，特に発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性がある事象を下記のとおり選定。

- 地震
- 津波
- 地震と津波の重畳
- 竜巻
- 凍結
- 積雪
- 落雷
- 地滑り・土石流
- 火山の影響
- 森林火災
- 隕石

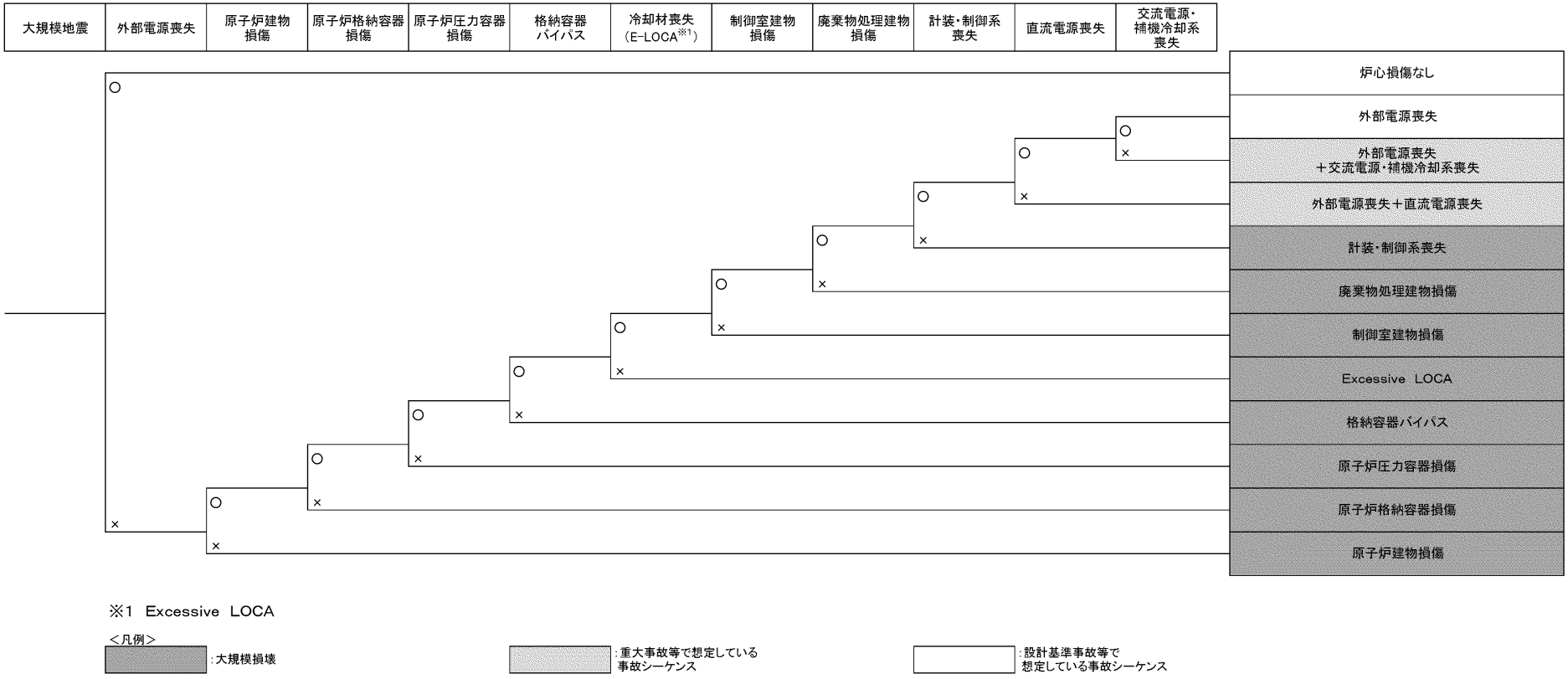


④ ケーススタディの対象シナリオ選定

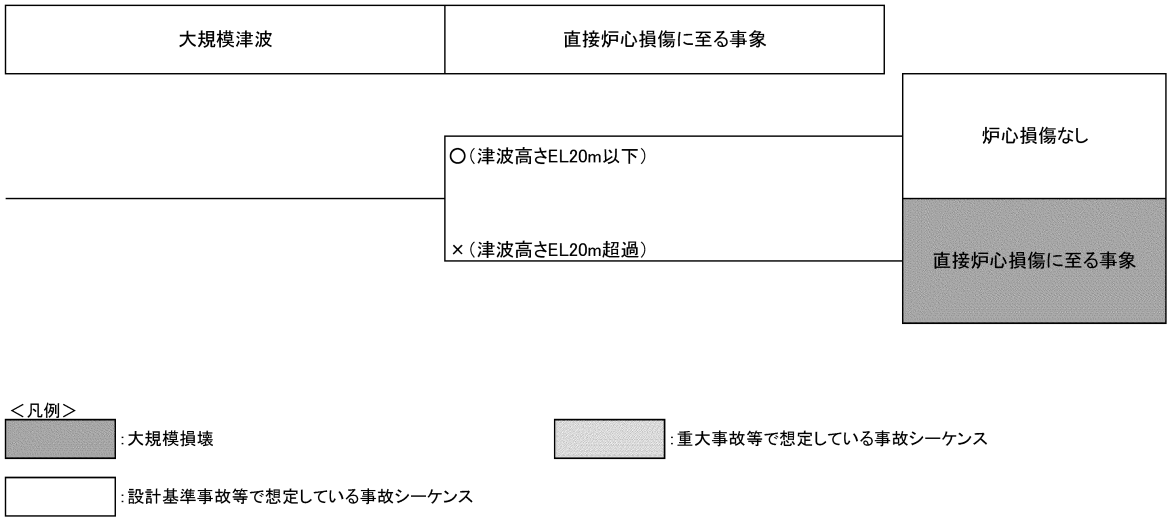
上記で選定された事象の発電用原子炉施設への影響について，重大事故等対策で想定している事故シーケンスに包含されないものを抽出し，さらに他事象での想定シナリオによる代表性を考慮して，大規模損壊のケーススタディの対象とするシナリオを選定。

- 地震
- 津波
- 地震と津波の重畳

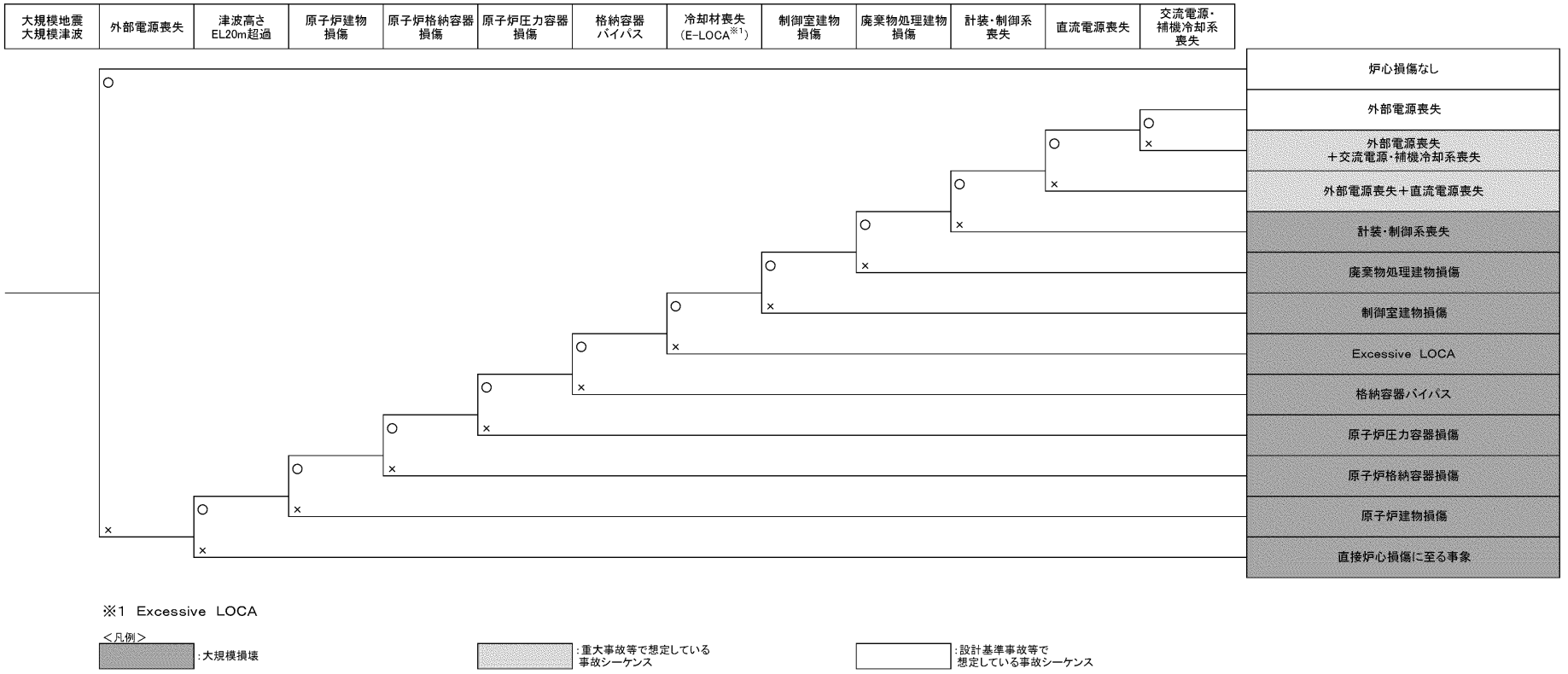
第１図　大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象の検討プロセスの概要



第２図(1)　大規模な自然災害（地震）により生じ得る発電用原子炉施設の状況



第２図(2)　大規模な自然災害（津波）により生じ得る発電用原子炉施設の状況



第２図(3)　大規模な自然災害（地震と津波の重畳）により生じ得る発電用原子炉施設の状況

(3)　大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊では，重大事故等時に比べて発電用原子炉施設が受ける影響及び被害の程度が大きく，その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され，あらかじめシナリオを設定して対応することが困難であると考えられることから，緊急時対策本部における情報収集，運転員が実施する発電用原子炉施設の操作に対する支援が重要となる。

大規模損壊の対応に当たっては，発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として，次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を第４表に示す。

＜炉心の著しい損傷を緩和するための対策＞

・炉心の著しい損傷を緩和するための原子炉停止と発電用原子炉への注水

＜原子炉格納容器の破損を緩和するための対策＞

・炉心損傷回避，著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と原子炉格納容器の破損回避

＜燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策＞

・燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

＜放射性物質の放出を低減するための対策＞

・水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための対策
・放射性物質放出の可能性がある場合の原子炉建物への放水による拡散抑制

＜大規模な火災が発生した場合における消火活動＞

・消火活動

＜その他の対策＞

・要員の安全確保
・対応に必要なアクセスルートの確保
・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対応フロー

大規模損壊発生時は，発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は，プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるように対応フローを整備する。また，大規模損壊発生時に使用す

る手順書を有効，かつ効果的に使用するため，対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに，対応フローを明示することにより必要な個別戦略への移行基準を明確化する。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について，緊急地震速報，大津波警報，外部からの情報連絡，衝撃音，衝突音等により検知した場合，中央制御室の状況，プラント状態の大まかな確認及び把握（火災発生の有無，建物の損壊状況等）を行うとともに，大規模損壊の発生（又は発生が疑われる場合）の判断を原子力防災管理者又は当直副長が行う。また，原子力防災管理者又は当直副長が以下の適用開始条件に該当すると判断した場合は，大規模損壊時に対応する手順に基づく事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

a) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合
- ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の機能喪失を含む。）
- ・燃料プールの損傷により水の漏えいが発生し，燃料プールの水位が維持できない場合
- ・炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊（建物損壊に伴う広範囲な機能喪失等）が発生した場合
- ・大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合

b) 原子力防災管理者が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※

c) 当直副長が大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合※

※：大規模損壊に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合とは，重大事故等時に期待する設備等が機能喪失し，事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合をいう。

緊急時対策本部は，発電用原子炉施設の影響予測を行い，その結果を基に各班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は，これらの情報を収集し，発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

非常招集を行った場合，緊急時対策要員及び自衛消防隊は，緊急時対策

所へ移動する。ただし，緊急時対策所が使用できない場合は，屋内の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び対応操作の優先順位付けや対策決定の判断を行うための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは，事故時操作要領書，原子力災害対策手順書等の相互関係の概略をまとめ，全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり，具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また，ｂ．(b)項から(o)項の手順（第５表から第18表）の中で使用することを想定している設備については，チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

対応操作の優先順位付けや実施の判断は，一義的に緊急時対策本部長が行う。大規模損壊時の対応に当たっては，次に掲げる(a)，(b)項を実施する。

当直副長又は対応操作の責任者が実施した監視や操作については，緊急時対策本部に報告し，各班の責任者（統括又は班長）は，その時点における人的リソースや資機材の確保状況，対応の優先順位付け等を判断し，必要な支援や対応を行う。

また，重大事故等時に対処するために直接監視することが必要なパラメータが中央制御室及び緊急時対策所のいずれでも確認できない場合は，放射線測定器，可搬型直流電源設備，可搬型計測器等の代替の監視手段と無線通信設備等の通信連絡設備を準備し，アクセスルートが確保され次第，パラメータ監視のための当直（運転員），緊急時対策要員等を現場に出動させ，まず外からの目視による確認を行い，その後，確認できないパラメータを対象に代替監視手段を用いて可能な限り継続的なプラント状況の把握に努める。パラメータが中央制御室及び緊急時対策所において部分的に確認できる場合は，確認したパラメータを基に安全機能等の状況把握を行ったうえで，他のパラメータについては，パラメータが確認できない場合と同様の対応を行う。

初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータが採取できない場合は，判断要素として代替できる他のパラメータを採取する。採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第１優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第２優先とする。補助盤室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

また，初動対応での目標設定や個別戦略における判断要素として必要になる主要パラメータ及び代替できる他のパラメータのいずれも採取できない場合は，まず外からの目視による確認を行い，目標設定や個別戦略の判断に最も影響を与えるパラメータから優先順位を付けて監視機能を回復さ

せ，使用可能な設備を用いて緩和措置を行う。

(a) 当面達成すべき目標の設定

緊急時対策本部は，プラント状況，対応可能な要員数，使用可能な設備，屋外の放射線量率，建物の損傷状況，火災発生状況等を把握し，チェックシートに記載したうえで，その情報を基に当面達成すべき目標を設定し，環境への放射性物質の放出低減を最優先に，優先すべき戦略を決定する。

当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては，重大事故等に対処する要員の安全確保を最優先とする。

・第一義的目標は炉心損傷を回避するため，速やかに発電用原子炉を停止し，注水することである。炉心損傷に至った場合においても発電用原子炉への注水は必要となる。
・炉心損傷が回避できない場合は，原子炉格納容器の破損を回避する。
・燃料プールの水位が低下している場合は，速やかに注水する。
・これらの努力を最大限行った場合においても，炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は，複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また，プラント状況に応じて，設定する目標も随時見直していくこととする。

(b) 個別戦略を選択するための判断フロー

緊急時対策本部は，(a)項で決定した目標設定に基づき，個別戦略を実施する。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

ⅰ　設定目標：炉心損傷回避のための原子炉圧力容器への注水

発電用原子炉の「止める」，「冷やす」機能を優先的に実施する。

ⅱ　設定目標：原子炉格納容器の破損回避

基本的に炉心損傷が発生した場合においても，原子炉圧力容器への注水は継続して必要となるが，使用可能な設備や対応可能要員の観点から，一時的に原子炉格納容器の破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。原子炉格納容器の損傷が発生し，原子炉建物内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ⅲ　設定目標：燃料プール水位確保

燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。

燃料プール内の燃料損傷が発生し，原子炉建物内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ⅳ　設定目標：放射性物質拡散抑制

炉心損傷が発生するとともに原子炉圧力容器への注水が行えない場合，燃料プール水位の低下が継続している場合又は原子炉建物が損傷している場合は，放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

（添付資料 2.1.11，2.1.12 参照）

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（１／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	原子炉緊急停止（原子炉スクラム）ができない事象（以下「ＡＴＷＳ」という。）が発生した場合，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）又は原子炉再循環ポンプの手動停止操作により，原子炉出力を抑制する。	第１項（1.1）
	ほう酸水注入	ＡＴＷＳが発生した場合，ほう酸水を注入することにより未臨界とする。	
	制御棒挿入	ＡＴＷＳが発生した場合，原子炉手動スクラム又はＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒全挿入が確認できない場合，手動操作による制御棒挿入を行う。	
	原子炉水位低下操作による原子炉出力抑制	ＡＴＷＳが発生した場合，原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。	
	現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合，現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	第３項，第４項（1.2）
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において，高圧原子炉代替注水系を起動できない場合，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。	
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。	
	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において，高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，電源及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保し，復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。	

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（２／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	原子炉減圧操作	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，低圧の注水機能を働かせるために，自動減圧系，原子炉減圧の自動化又は逃がし安全弁若しくはタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する。	第３項，第４項（1.3）
	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁を開放して，発電用原子炉を減圧する。	
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を接続し，逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，ＡＤＳ仮設電源接続中継端子箱にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を接続し，逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放	常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なしＡ及びＪ）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し，逃がし安全弁（自動減圧機能なしＡ及びＪ）を開放して発電用原子炉を減圧する。	
	逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策	想定される重大事故等の環境条件を考慮して，原子炉格納容器内の圧力 853kPa[gage]において確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，逃がし安全弁窒素ガス供給系の供給圧力を調整する。	
	逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保	窒素ガス制御系からの作動窒素ガスの供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合，供給源が逃がし安全弁用窒素ガスボンベに自動で切り替わることで，逃がし弁の駆動源を確保する。	

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（３／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	低圧代替注水	常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合，低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について，同時並行で注水準備を開始する。 また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系の手段のうち，低圧で原子炉圧力容器へ注水可能な系統１系統以上が起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した手段のうち，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系，低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。 なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記手段に加え復水・給水系，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水モード）を使用し原子炉圧力容器への注水を実施する。	第３項，第４項（1.4）
	復水・給水系復旧による原子炉冷却	低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系が発電用原子炉の冷却に使用できない場合，復水・給水系を復旧させて発電用原子炉を冷却する。	
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器の不活性化	炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため，可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素ガスを供給する。	第３項，第４項（1.9）
	原子炉格納容器の水素ガス及び酸素ガスの排出	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウム－水反応，水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器フィルタベント系を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。	

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（４／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	原子炉補機代替冷却系による除熱	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合，原子炉補機冷却系の系統構成を行い，原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を供給する。	第３項，第４項（1.5）
	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。	
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，耐圧強化ベントラインにより最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。	
	格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	第３項，第４項（1.6）
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	
	復水輸送系による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，復水輸送系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	
	消火系による格納容器スプレイ	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，消火系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。	
	残留熱代替除去系による原子炉過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合，残留熱代替除去系の運転により，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	第３項，第４項（1.7）
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（５／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	ペデスタル代替注水系（常設）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，ペデスタル代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。	第３項，第４項（1.8）
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。	
	ペデスタル代替注水系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，ペデスタル代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。	
	復水輸送系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，復水輸送系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。	
	消火系によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，消火系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。	
燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策	燃料プールスプレイ	燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。燃料プールからの大量の水の漏えいにより，燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，大量送水車により常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。また，この場合に，外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には，可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。	第３項，第４項（1.11）
	消火系による燃料プールへの注水	燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により燃料プールの水位が低下した場合，消火系の電源復旧が実施可能な場合において，補助消火水槽又はろ過水タンクを水源とし，消火系によりスキマサージタンクに補給し，逆流（オーバーフロー）させることで燃料プールへ注水する。	

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（６／８）

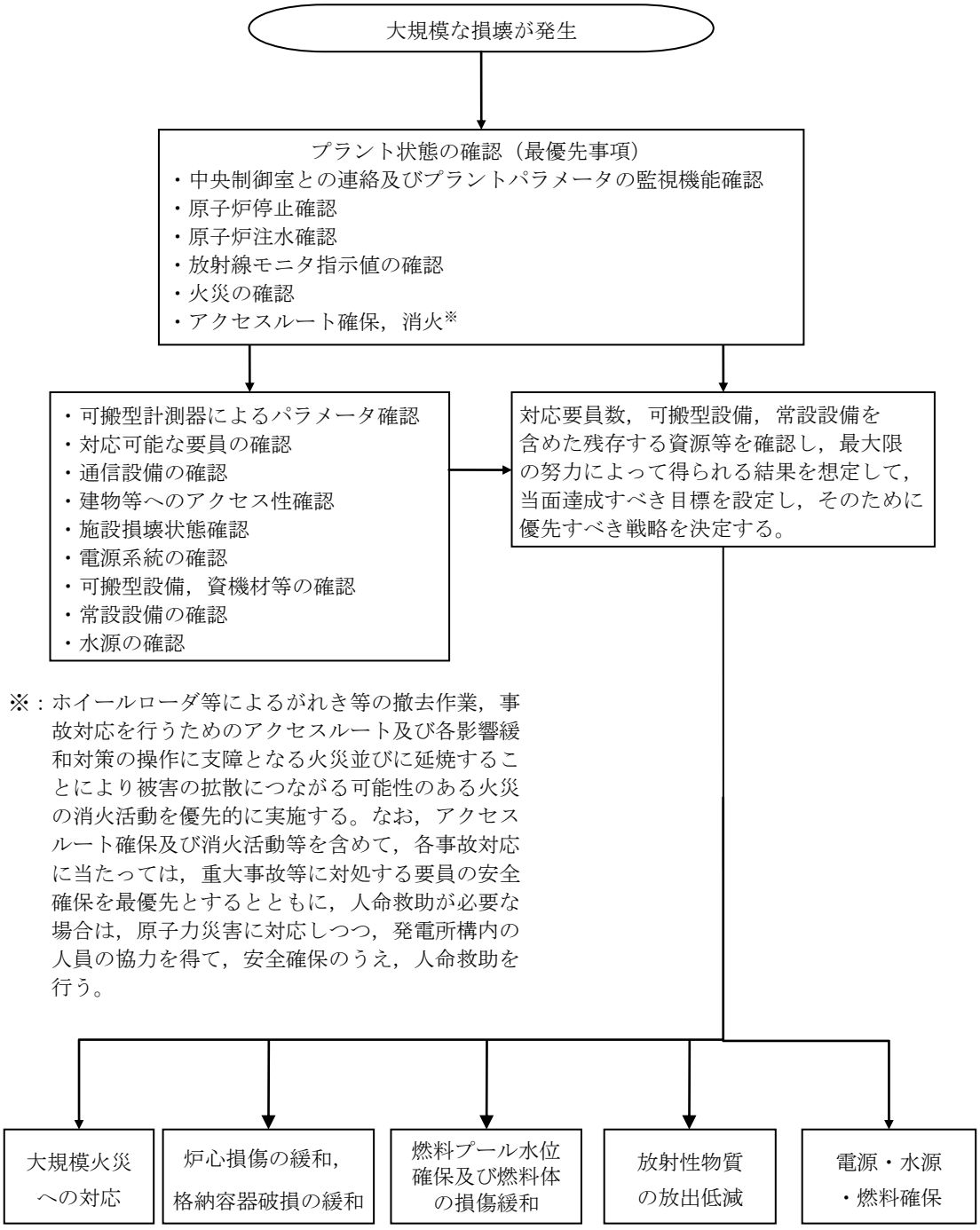
対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
放射性物質の放出を低減するための対策	原子炉ウェル注水	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建物への水素ガス漏えいを抑制する。	第３項，第４項（1.10）
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素の排出	炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建物内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放することにより，原子炉建物原子炉棟４階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し，原子炉建物の水素爆発を防止する。	
	大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は燃料プールの燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合，大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。	第３項，第４項（1.12）
	放射性物質吸着材及びシルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	放水により放射性物質を含む汚染水が発生した場合，防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより，汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また，放射性物質を含む汚染水は雨水排水路及び２号炉放水接合槽を通って海へ流れ出すため，シルトフェンスを設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する。	
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合，放水砲，大型送水ポンプ車，小型動力ポンプ付水槽車，小型放水砲及び化学消防自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を行う。	第２項（2.1）
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合，がれきの撤去，道路段差の解消，堆積土砂の撤去，火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	第１項，第２項（2.1）

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（７／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
電源確保	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合，非常用高圧母線Ｄ系及び非常用高圧母線Ｃ系の順に復旧し，常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備へ給電する。（緊急用メタクラを経由するため，代替所内電気設備への給電も同時に行われる。）	第３項，第４項（1.14） 第３項，第４項（1.15）
	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	外部電源，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備及び号炉間電力融通ケーブルによる非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系への給電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）を高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側），高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）又は緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し，非常用高圧母線Ｃ系又は非常用高圧母線Ｄ系へ給電する。	
	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	当該号炉で外部電源，非常用交流電源設備及び常設代替交流電源設備による非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系への給電が見込めない場合，号炉間電力融通ケーブルを使用して他号炉の非常用高圧母線から当該号炉の非常用高圧母線Ｃ系又は非常用高圧母線Ｄ系までの電路を構成し，他号炉から給電する。	
	可搬型直流電源設備による直流盤への給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設代替交流電源設備，号炉間電力融通ケーブル及び可搬型代替交流電源設備による交流入力電源の復旧が見込めない場合，可搬型直流電源設備（高圧発電機車，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））により直流電源を接続し，Ｂ－115V 系直流盤（ＳＡ），ＳＡ対策設備用分電盤（２），230V 系直流盤（ＲＣＩＣ）へ給電する。	
	直流給電車による直流盤への給電	外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失した場合で，かつ可搬型直流電源設備（高圧発電機車，Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））による直流電源の給電ができない場合に，直流給電車をＢ－115V 系直流盤，230V 系直流盤（ＲＣＩＣ），Ｂ－115V 系直流盤（ＳＡ）及び 230V 系直流盤（常用）に接続し，直流電源を給電する。	

第４表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（８／８）

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準（解釈）の該当項目
電源確保	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合，可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の３系統全てが同時に機能喪失した場合，又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合に，代替所内電気設備により，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。	第３項，第４項（1.14） 第３項，第４項（1.15）
水源確保	低圧原子炉代替注水槽への補給	低圧原子炉代替注水槽を水源として低圧原子炉代替注水ポンプにより各種注水する場合，低圧原子炉代替注水槽の水が枯渇する前に輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽に補給する。	第３項，第４項（1.13）
燃料確保	燃料給油	可搬型重大事故等対処設備等への給油を行う。	第１項（1.14）



第３図　大規模損壊発生時の対応全体概略フロー
（プラント状況把握が困難な場合）

b．大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対応する手順については，(a)項に示す５つの活動を行うための手順を網羅する。

また，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

なお，プラントパラメータの採取手段の優先順位は，採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第１優先とし，監視機能の喪失により採取できない場合は，補助盤室内の計器盤内にて可搬型計測器の使用を第２優先とする。

補助盤室内でパラメータが採取できない場合は，現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。なお，大規模損壊に特化した手順を(o)項に示す。

(a) ５つの活動又は緩和対策を行うための手順書

i 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として，故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し，放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。

また，地震及び津波のような大規模な自然災害においては，施設内の油タンク火災等の複数の危険物内包設備の火災が発生した場合においても，同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は，放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに，早期に準備が可能な小型放水砲，小型動力ポンプ付水槽車及び化学消防自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建物内部に火災が発生した場合において，屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため，これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお，当該の対応において，事故対応を行うためのアクセスルート又は操作箇所での復旧活動に支障となる火災が発生している場合は，消火活動を速やかに実施し，操作箇所までのアクセスルート等を確保する。具体的には，次の手順で対応を行う。

a) アクセスルートに障害がない箇所があれば，その箇所を使用する。

b)　複数の操作箇所のいずれもがアクセスルートに障害がある場合，最もアクセスルートを確保しやすい箇所を優先的に確保する。

c)　a)及びb)いずれの場合も，予備としてもう１つの操作箇所へのアクセスルートを確保する。

消火活動を行うに当たっては，火災発見の都度，次に示すa)からd)の区分を基本に消火活動の優先度を判定し，優先度の高い火災より順次消火活動を実施する。

a)　アクセスルート及び操作箇所の確保のための消火
・アクセスルート確保
・車両及びホースルートの設置エリアの確保
（初期消火に用いる化学消防自動車等又は小型放水砲等）

b)　原子力安全の確保のための消火
・重大事故等対処設備が設置された建物，放射性物質内包の建物
・可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
・大型送水ポンプ車，ホースルート及び放水砲の設置エリアの確保

c)　火災の波及性が考えられ，事故収束に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火
・可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所及び設置エリアの確保

d)　その他火災の消火
a)からc)以外の火災は，対応可能な段階になってから，可能な範囲で消火する。

建物内外ともに上記の考え方を基本に消火するが，大型航空機衝突による建物内の大規模な火災時は，入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

消火活動に当たっては，現場間及び現場と緊急時対策本部間では無線通信設備を使用し，連絡を密にする。無線通信設備での連絡が困難な建物内において火災が発生している場合には，複数ある別の対応手

段を選択して事故対応を試みるとともに，火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び自衛消防隊の安全を確保したうえで，対応可能な範囲の消火活動を行う。

また，自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動の支援を行う場合は，緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。

ii　炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

・原子炉停止機能が喪失した場合は，原子炉手動スクラム，原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制，ほう酸水注入，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に，高圧原子炉代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，常設代替直流電源設備より給電される高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動により発電用原子炉の冷却を試みる。
・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は，残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系を優先し，全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

iii　原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

・残留熱除去系（格納容器冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能喪失した場合は，格納容器代替スプレイ系（常設），消火系，復水輸送系，格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

・最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は，原子炉補機代替冷却系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
・原子炉格納容器の過圧破損を防止するため，格納容器フィルタベント系により，原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。
・炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，残留熱代替除去系により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
・炉心の著しい損傷が発生した場合において，ＭＣＣＩや溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器下部への注水を行う。
・原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気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，ジルコニウムー水反応，水の放射線分解等による水素ガス及び酸素ガスの発生によって水素濃度が可燃限界を超えるおそれがある場合は，可燃性ガス濃度制御系による水素ガス又は酸素ガスの濃度を抑制する。また，可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器への窒素注入を行うことで酸素濃度を抑制し，さらに，格納容器フィルタベント系により水素ガス及び酸素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

ⅳ　燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。燃料プールの水位を確保するための対応手段及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

・燃料プールの状態を監視するため，燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）及び燃料プール監視カメラ（ＳＡ）を使用する。
・燃料プールの注水機能の喪失又は燃料プールからの水の漏えい，その他の要因により燃料プールの水位が低下した場合は，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）及び消火系により燃料プールへ注水することにより，燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，臨界を防止する。

・燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により燃料プールの水位維持が行えない場合，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールスプレイを実施することで，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止するとともに，環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。
・原子炉建物の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建物に近づけない場合は，放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

v　放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。

・原子炉建物から直接放射性物質が拡散する場合，大型送水ポンプ車，放水砲により原子炉建物に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。
・その際，防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
・放水することで放射性物質を含む汚染水が雨水排水路及び２号炉放水接合槽から海へ流れ出すためシルトフェンスを設置することで，海洋への拡散範囲を抑制する。
・また，シルトフェンスの設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況等）である場合，大津波警報又は津波警報等が解除された後にシルトフェンスの設置を開始する。

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

i　重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ii　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における発

電用原子炉を冷却するための手順の例を次に示す（第５表参照）。

・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合において，中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合，現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

・全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を発電用原子炉の冷却に使用できない場合において，高圧原子炉代替注水系が起動できない場合，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

・高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失において，高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル３）以上に維持できない場合，ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注水を実施する。

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

第５表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）
（１／６）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備※1	重大事故等対処設備	
		高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ・ポンプ 高圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ 高圧炉心スプレイ補機冷却系 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第５表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）
（２／６）
（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※1 可搬型直流電源設備※1 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」
		高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第５表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）
（３／６）
（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＲＣＩＣによる原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水処理」
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備※1	自主対策設備	
	全交流動力電源	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備※1 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	重大事故等対処設備	
		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	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ	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 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備※1 可搬型直流電源設備※1	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第５表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）
（４／６）
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車による	原子炉隔離時冷却ポンプ サプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備※1 所内常設蓄電式直流電源設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第５表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）
（５／６）

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
監視及び制御	－	高圧原子炉代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 高圧原子炉代替注水流量 サプレッション・プール水位（ＳＡ）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」
			原子炉水位（狭帯域）	自主対策設備	
		高圧原子炉代替注水系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉水位（可搬型計測器） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉圧力（可搬型計測器）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」
			原子炉水位（狭帯域） 高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉水位（可搬型計測器） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉圧力（可搬型計測器）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＲＣＩＣによる原子炉注水」
			原子炉水位（狭帯域） 原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第５表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.2）
（６／６）

（重大事故等の進展抑制時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等の進展抑制	－	制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系　配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＣＲＤによる原子炉注水」
		ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入）	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系　配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 （原子炉圧力容器内部） 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＳＬＣによる原子炉注水」
		ほう酸水注入系による進展抑制（注水）	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系　テストタンク ほう酸水注入系　配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 （原子炉圧力容器内部） 復水輸送系 消火系 補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＳＬＣによる原子炉注水」

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c)　「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

i　重大事故等対策に係る手順

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

インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時は，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお，損傷箇所の隔離ができない場合は，逃がし安全弁による原子炉減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対処設備及び手順を整備する。

ii　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順の例を次に示す（第６表参照）。

・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁を開放して，発電用原子炉を減圧する。
・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合，補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を接続し，逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。
・常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合，逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁（自動減圧機能なしＡ及びＪ）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し，逃がし安全弁（自動減圧機能なしＡ及びＪ）を開放して発電用原子炉を減圧する。
・窒素ガス制御系からの作動窒素ガスの供給が喪失し，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合，供給源が逃がし安全弁用窒素ガスボンベに自動で切り替わることで逃がし安全弁の機能が確保される。

第６表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）
（１／４）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） 逃がし安全弁（自動減圧機能付きB,Mの２個） 主蒸気系　配管・クエンチャ 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	－※1，※2
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		手動操作による減圧（逃がし安全弁）	逃がし安全弁 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「減圧冷却」等 事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－1」
		手動操作による減圧（タービン・バイパス弁）	タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「減圧冷却」等

※１：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
※２：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※４：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

第６表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）
（２／４）
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 ＳＲＶ用電源切替盤 逃がし安全弁 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「ＳＲＶ駆動源確保（ＳＲＶ電源切替）」
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室） 逃がし安全弁 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「ＳＲＶ駆動源確保（ＳＲＶ用蓄電池）」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作（補助盤室）」
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物） 逃がし安全弁（自動減圧機能付きＢ，Ｍの２個） 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「ＳＲＶ駆動源確保（ＳＲＶ用蓄電池）」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作（原子炉建物）」
		逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 逃がし安全弁（自動減圧機能なしＡ，Ｊの２個） 主蒸気系　配管・クエンチャ	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「ＳＲＶＤＳによるＳＲＶ開放」 原子力災害対策手順書 「逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による主蒸気逃がし安全弁開放」
	－	逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ 逃がし安全弁窒素ガス供給系　配管・弁 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 常設代替交流電源設備※3 所内常設蓄電式直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型直流電源設備※3	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「ＳＲＶ駆動源確保（窒素ガスボンベ）」

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
※2：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

第６表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）
（３／４）
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	－	逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ 逃がし安全弁窒素ガス供給系　配管・弁	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－1」 AM設備別操作要領書 「ＳＲＶ背圧対策」 原子力災害対策手順書 「窒素ガスボンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」
	常設直流電源 全交流動力電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備※3	重大事故等対処設備	－※3
			直流給電車※3	自主対策設備	
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備※3 代替所内電気設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	重大事故等対処設備	

※１：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
※２：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※４：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

第６表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.3）
（４／４）
（原子炉格納容器の破損防止，インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の破損防止	－	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－1」
インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時	－	発電用原子炉の減圧	逃がし安全弁 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「二次格納施設制御」等
			タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	残留熱除去系注水弁 低圧炉心スプレイ系注水弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		原子炉建物原子炉棟の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル※4	重大事故等対処設備	

※１：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
※２：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※４：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

(d)　「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

ⅰ　重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は，残留熱除去系（低圧注水モード），低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す（第７表参照）。

・常設の原子炉圧力容器への注水設備による注水機能が喪失した場合，低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水について，同時並行で注水準備を開始する。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統１系統以上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で，その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型），復水輸送系及び消火系の手段のうち低圧で原子炉圧力容器への注水可能な系統１系統以上を起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し，原子炉圧力容器への注水を開始する。

原子炉圧力容器への注水に使用する手段は，準備が完了した系統のうち，低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系，低圧原子炉代替注水系（可搬型）の順で選択する。

なお，原子炉圧力容器内の水位が不明になる等，発電用原子炉を満水にする必要がある場合は，上記手段に加え復水・給水系，残留熱

除去系（低圧注水モード），高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系を使用し，原子炉圧力容器への注水を実施する。

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）
（１／９）
（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ※5 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
		低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ・ポンプ 低圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系　配管 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「減圧冷却」等
			原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※4：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※5：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）
（２／９）
（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＦＬＳＲポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による発電用原子炉の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによる原子炉注水」
		消火系による発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）
（３／９）
（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）
（４／９）
(原子炉運転中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	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	サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＲＨＲによる原子炉注水」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧	サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＬＰＣＳによる原子炉注水」
			低圧炉心スプレイ・ポンプ 低圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）
（５／９）
（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－４」等 AM設備別操作要領書 「ＦＬＳＲポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による残存溶融炉心の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－４」等 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによる原子炉注水」
		消火系による残存溶融炉心の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 代替所内電気設備※2		事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－４」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）
（６／９）
（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※２ 代替所内電気設備※２ 燃料補給設備※２	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－４」等 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※１，※４ 輪谷貯水槽（西２）※１，※４	自主対策設備	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）
（７／９）
（原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「ＦＬＳＲポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による発電用原子炉の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによる原子炉注水」
		消火系による発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）
（８／９）
（原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	
		原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱	原子炉浄化補助ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉浄化系非再生熱交換器 原子炉再循環系　配管・弁 原子炉浄化系　配管・弁 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「ＣＵＷによる原子炉除熱」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

第７表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.4）
（９／９）
(原子炉停止中のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	原子炉圧力容器 原子炉補機代替冷却系※3 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「ＲＨＲによる原子炉除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ジェットポンプ 原子炉再循環系　配管 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

(e)　「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

ⅰ　重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）並びに原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，サプレッション・チェンバに蓄積された熱を，最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す（第８表参照）。

・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能が喪失した場合，原子炉補機冷却系の系統構成を行い，原子炉補機代替冷却系により，補機冷却水を供給する。
・残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，残留熱代替除去系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
・残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，格納容器フィルタベント系により，最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。
・残留熱除去系の機能が喪失し，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合，耐圧強化ベントラインを使用して最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）
（１／６）
（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース）「減圧冷却」等
		残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）※2 残留熱除去系（格納容器冷却モード）※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース）「Ｓ／Ｃ温度制御」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）
（２／６）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱	原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系熱交換器 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「Ｓ／Ｃ温度制御」
			取水口 取水管 取水槽	重大事故等対処設備	

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）
（３／６）
（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 AM設備別操作要領書 「ＲＨＡＲによる格納容器除熱」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）
（４／６）
（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器フィルタベント系	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳによる格納容器ベント」 「ＦＣＶＳ停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
			スクラバ容器補給設備	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第１ベントフィルタスクラバ容器への水補給」
		可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	可搬式窒素供給装置	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作機構 ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁用空気ボンベ ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む。） 窒素ガス制御系　配管・弁 非常用ガス処理系　配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）
（５／６）
（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳによる格納容器ベント」 「ＦＣＶＳ停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
		可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	可搬式窒素供給装置	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作機構 ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁用空気ボンベ ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む。） 窒素ガス制御系　配管・弁 非常用ガス処理系　配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第８表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.5）
（６／６）
（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 全交流動力電源	原子炉補機代替冷却系による除熱	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機冷却系　配管・弁・サージタンク 原子炉補機代替冷却系　配管・弁 残留熱除去系熱交換器 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「Ｓ／Ｃ温度制御」等 ＡＭ設備別操作要領書 「移動式代替熱交換設備による冷却水確保」 原子力災害対策手順書 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保（ＵＨＳＳ編）」 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保（電源編）」
			残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）※3 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）※2 残留熱除去系（格納容器冷却モード）※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		大型送水ポンプ車による除熱	大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機冷却系　配管・弁 原子炉補機代替冷却系　配管・弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）※2 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）※2 残留熱除去系（格納容器冷却モード）※2 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1 燃料補給設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「Ｓ／Ｃ温度制御」等 ＡＭ設備別操作要領書 「大型送水ポンプ車による冷却水確保」 原子力災害対策手順書 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(f)　「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

ⅰ　重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は，残留熱除去系（格納容器冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器の冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ，また，炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す（第９表参照）。

・残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合，低圧原子炉代替注水槽を水源とした格納容器代替スプレイ系（常設）による格納容器内スプレイを行う。

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）
（１／７）
（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｃ温度制御」 「ＰＣＶ水素濃度制御」 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」
			サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 格納容器スプレイ・ヘッダ	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱	残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 非常用交流電源設備※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「Ｓ／Ｃ温度制御」
			サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）
（２／７）
（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）	格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 AM設備別操作要領書 「ＦＬＳＲポンプによる格納容器スプレイ」
		復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによる格納容器スプレイ」
		消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）
（３／７）
（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）
（４／７）
(炉心損傷前のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2 格納容器スプレイ・ヘッダ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 「Ｓ／Ｃ水位制御」 「ＰＣＶ水素濃度制御」 AM設備別操作要領書 「ＲＨＲによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱	サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「Ｓ／Ｃ温度制御」 AM設備別操作要領書 「ＲＨＲによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）
（５／７）
（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器冷却モード）	格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 AM設備別操作要領書 「ＦＬＳＲポンプによる格納容器スプレイ」
		復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによる格納容器スプレイ」
		消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）
（６／７）
（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器冷却モード）	原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水） 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	
		格納容器内の代替除熱 ドライウェル冷却系による	ドライウェル冷却装置 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 常設代替交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 AM設備別操作要領書 「ＨＶＤによる格納容器除熱」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

第９表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.6）
（７／７）

（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2 格納容器スプレイ・ヘッダ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 AM設備別操作要領書 「ＲＨＲによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱	サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系※3 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 AM設備別操作要領書 「ＲＨＲによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

(g)　「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

i　重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ii　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す（第10表参照）。

・炉心の著しい損傷が発生した場合，残留熱代替除去系の運転により，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。
・炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系の機能が喪失した場合及び残留熱代替除去系の運転が期待できない場合，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する。

第 10 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.7）（１／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱 残留熱代替除去系による	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系※4 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 AM設備別操作要領書 「ＲＨＡＲによる格納容器除熱」
			大量送水車※1 輪谷貯水槽（西１）※1，※3 輪谷貯水槽（西２）※1，※3	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱 格納容器フィルタベント系による	第１ベントフィルタスクラバ容器 第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器 圧力開放板 遠隔手動弁操作機構 可搬式窒素供給装置 第１ベントフィルタ格納槽遮蔽 配管遮蔽 窒素ガス制御系　配管・弁 非常用ガス処理系　配管・弁 格納容器フィルタベント系　配管・弁 ホース・接続口 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む。） 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳによる格納容器ベント」 「ＦＣＶＳスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第１ベントフィルタスクラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」 「格納容器フィルタベント系系統構成」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※3 輪谷貯水槽（西２）※1，※3 ドレン移送ポンプ 薬品注入タンク 大量送水車※1 ホース・接続口	自主対策設備	
	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳによる格納容器ベント」

※１：手順は，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は，「1.14　電源の確保に関する手順」にて整備する。
※３：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※４：手順は，「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 10 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.7）
（２／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳ停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口 窒素ガス代替注入系　配管・弁	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		サプレッション・プール水ｐＨ制御	残留熱除去系　配管 サプレッション・チェンバスプレイヘッダ サプレッション・プール水ｐＨ制御系	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「Ｓ／Ｐ水ｐＨ制御」
		ドライウェルｐＨ制御	残留熱代替除去ポンプ 原子炉補機代替冷却系 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」

※１：手順は，「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は，「1.14　電源の確保に関する手順」にて整備する。
※３：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※４：手順は，「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(h)　「1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

i　重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ＭＣＣＩや溶融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し，また，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。

ii　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心溶融による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順の例を次に示す（第11表参照）。

・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，ペデスタル代替注水系（常設）により，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。
・炉心の著しい損傷が発生した場合において，ペデスタル代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペデスタル代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。
・炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，復水貯蔵タンクを水源とした復水輸送系又は補助消火水槽若しくはろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する。
・炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため，低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器に注水する。

第11表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）
（１／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	—	ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－３ａ」 「注水－３ｂ」 AM設備別操作要領書 「ＦＬＳＲポンプによるペデスタル注水」
		復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－３ａ」 「注水－３ｂ」 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによるペデスタル注水」 「ＣＷＴによる格納容器スプレイ」
		消火系による原子炉格納容器下部への注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－３ａ」 「注水－３ｂ」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによるペデスタル注水」 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」
		格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－３ａ」 「注水－３ｂ」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※3 輪谷貯水槽（西２）※1，※3	自主対策設備	
		ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 ペデスタル代替注水系　配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 コリウムシールド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－３ａ」 「注水－３ｂ」 AM設備別操作要領書 「大量送水車によるペデスタル注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※3 輪谷貯水槽（西２）※1，※3	自主対策設備	

※1：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）。

第 11 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）（２／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁 原子炉浄化系　配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 主蒸気系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※2 可搬型直流電源設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－１」 「注水－２」 AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」
		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	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系　配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部） 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「ＳＬＣによる原子炉注水」
		制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系　配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－１」 「注水－２」 AM設備別操作要領書 「ＣＲＤによる原子炉注水」

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）。

第 11 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.8）
（３／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－１」 「注水－２」 AM設備別操作要領書 「ＦＬＳＲポンプによる原子炉注水」
		復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－１」 「注水－２」 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによる原子炉注水」
		消火系による原子炉圧力容器への注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－１」 「注水－２」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」
		低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 燃料補給設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－１」 「注水－２」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）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」

ⅰ　重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウムー水反応，水の放射線分解等による水素ガスが原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順の例を次に示す（第12表参照）。

・炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため，可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内へ窒素ガスを供給する。
・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し，ジルコニウムー水反応，水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合，格納容器フィルタベント系を使用した原子炉格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

第 12 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.9）
（１／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	窒素ガス制御系※1	－※4	－※1
			可搬式窒素供給装置	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
	－	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出　格納容器フィルタベント系による	格納容器フィルタベント系※2 第１ベントフィルタ出口水素濃度 第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＦＣＶＳによる格納容器ベント」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」
	－	可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化	可搬式窒素供給装置 格納容器フィルタベント系	－※6	－※5

※１：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。
※２：手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※４：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※５：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。
※６：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

第 12 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.9）（２／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ 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 残留熱代替除去系	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＳによる格納容器水素・酸素濃度制御」
	－	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度（ＳＡ） 格納容器酸素濃度（ＳＡ） 格納容器水素濃度（Ｂ系） 格納容器酸素濃度（Ｂ系）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「ＭＣＡＭＳによる格納容器水素・酸素濃度測定」 「ＣＡＭＳによる格納容器水素・酸素濃度測定」
			格納容器水素濃度（Ａ系） 格納容器酸素濃度（Ａ系）	自主対策設備	
	－	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※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 可搬型直流電源設備※3 代替所内電気設備※3	重大事故等対処設備	－※3

※１：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。
※２：手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※４：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※５：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。
※６：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

(j)　「1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

ⅰ　重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建物等に漏えいした場合においても，水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建物等の損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するための手順の例を次に示す（第13表参照）。

・炉心の著しい損傷が発生した場合，輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源として原子炉ウェル代替注水系により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し，原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟への水素ガス漏えいを抑制する。

・炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉建物内の水素濃度が可燃限界に達する前に，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を開放することにより，原子炉建物原子炉棟４階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し，原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止する。

第 13 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.10）
（１／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止	—	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置※1 静的触媒式水素処理装置入口温度※1 静的触媒式水素処理装置出口温度※1 原子炉建物原子炉棟	重大事故等対処設備	—※1
		原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「水素」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 常設代替直流電源設備※2 可搬型直流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	—※2

※1：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。
※2：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※4：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第 13 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.10）
（２／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	—	原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）	大量送水車 輪谷貯水槽（西１）※3 輪谷貯水槽（西２）※3 ホース・接続口 原子炉ウェル代替注水系　配管・弁 燃料プール冷却系　配管・弁 原子炉ウェル 燃料補給設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水-1」 「注水-4」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉ウェル注水」
水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 大型送水ポンプ車※4 ホース※4 放水砲※4 燃料補給設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「水素」 原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための島根２号機原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順」 「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作手順」

※１：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※４：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(k)　「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

i　重大事故等対策に係る手順

燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において，燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。なお，燃料プール内の燃料体等は，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵しているため，未臨界は維持されている。

また，燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するための対処設備及び手順を整備する。

ii　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す（第14表参照）。

・燃料プールからの大量の水の漏えいにより，燃料プールの水位が異常に低下し，燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に，大量送水車により，常設スプレイヘッダを使用したスプレイを実施することで燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。また，この場合に，外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により，常設スプレイヘッダの機能が喪失した場合には，大量送水車により，可搬型スプレイノズルを使用したスプレイを実施することで，燃料損傷を緩和し，臨界を防止する。

（添付資料2.1.13参照）

第 14 表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順（1.11）
（１／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	消火系による燃料プールへの注水（消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合）	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁・注水ホース，代替注水ノズル，代替注水配管 燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水」
		消火系による燃料プールへの注水（復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合）	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 燃料プール冷却系　配管・弁 燃料プール冷却系　スキマ・サージ・タンク 燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水」

※1：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
※4：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※5：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※6：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 14 表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順（1.11）
（２／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへの注水	大量送水車 ホース・接続口 燃料プールスプレイ系　配管・弁 常設スプレイヘッダ 燃料プール 燃料補給設備※2 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1※5 輪谷貯水槽（西２）※1※5	自主対策設備	
		燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	大量送水車 ホース・弁 可搬型スプレイノズル 燃料プール 燃料補給設備※2 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレイ」
			輪谷貯水槽（西１）※1※5 輪谷貯水槽（西２）※1※5	自主対策設備	
	－	漏えい抑制	サイフォンブレイク機能	重大事故等対処設備	－※4

※１：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
※４：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※５：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※６：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 14 表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順（1.11）
（３／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへのスプレイ	大量送水車 ホース・接続口 燃料プールスプレイ系　配管・弁 常設スプレイヘッダ 燃料プール 燃料補給設備※2 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1※5 輪谷貯水槽（西２）※1※5	自主対策設備	
		燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ	大量送水車 ホース・弁 可搬型スプレイノズル 燃料プール 燃料補給設備※2 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレイ」
			輪谷貯水槽（西１）※1※5 輪谷貯水槽（西２）※1※5	自主対策設備	
	－	漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「燃料プール漏えい緩和」
	－	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 燃料補給設備※2	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」※3

※1：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
※4：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※5：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※6：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 14 表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順（1.11）
（４／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等時における燃料プールの監視	－	燃料プールの状態監視	燃料プール水位（ＳＡ） 燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） 燃料プール監視カメラ（ＳＡ） （燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＳＦＰ監視カメラ用冷却設備起動」
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 所内常設蓄電式直流電源設備※2 常設代替直流電源設備※2 可搬型直流電源設備※2	重大事故等対処設備	－※2
燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※6	燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	燃料プール冷却ポンプ 燃料プール 燃料プール冷却系熱交換器 燃料プール冷却系　配管・弁 燃料プール冷却系　スキマ・サージ・タンク 燃料プール冷却系　ディフューザ 原子炉補機代替冷却系※6 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＦＰＣによる燃料プール除熱」
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※6	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
※4：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※5：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※6：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(1)　「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

ⅰ　重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において,発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。

ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に発電用原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す（第15表参照）。

・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建物から直接放射性物質が拡散するおそれがある場合，大型送水ポンプ車，放水砲により原子炉建物に海水を放水し，大気への放射性物質の拡散を抑制する。

・放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合，防波壁の内側で放射性物質吸着材を設置することにより，汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また，放射性物質を含む汚染水は雨水排水路及び２号炉放水接合槽から海へ流れ込むため，シルトフェンスを設置することで，海洋への放射性物質の拡散を抑制する。

第 15 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.12）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 燃料プール内燃料体等の著しい損傷	－	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 取水口 取水管 取水槽 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材 シルトフェンス 小型船舶	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」 「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」
原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	－	航空機燃料火災への対応	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 泡消火薬剤容器 取水口 取水管 取水槽 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による消火活動」 「航空機燃料火災時等における初動対応」
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 小型動力ポンプ付水槽車 小型放水砲 泡消火薬剤容器 消火栓（ろ過水タンク，補助消火水槽） ろ過水タンク 補助消火水槽 純水タンク	自主対策設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(m)　「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

i　重大事故等対策に係る手順

重大事故等が発生した場合において，設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要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。

ii　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要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する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に事故の収束に必要となる水の供給手順の例を次に示す（第16表参照）。

・低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水等の対応を実施している場合，大量送水車により輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）を水源とした低圧原子炉代替注水槽への補給を実施する。

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）
（１／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サプレッション・チェンバを水源とした対応	復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時）	サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（高圧原子炉代替注水ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却ポンプ） 高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ・ポンプ）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ・ポンプ） 残留熱除去系（残留熱除去ポンプ）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
		原子炉格納容器内の除熱	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
			残留熱除去系（残留熱除去ポンプ）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
	－	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱	サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）
（２／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時）	復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 所内常設蓄電式直流電源設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等
		高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時）	復水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ・ポンプ 原子炉圧力容器 主蒸気系　配管・弁 高圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉浄化系　配管 非常用交流電源設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等
		制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時）	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系（制御棒駆動水圧ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）
（３／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	復水貯蔵タンク 復水輸送系（復水輸送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵タンク 復水輸送系（復水輸送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク 復水輸送系（復水輸送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）
（４／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧原子炉代替注水槽 低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	低圧原子炉代替注水槽 格納容器代替スプレイ系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水槽 ペデスタル代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）
（５／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
補助消火水槽を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	補助消火水槽 消火系（補助消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	補助消火水槽 消火系（補助消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	補助消火水槽 消火系（補助消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水	補助消火水槽 消火系（補助消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）
（6／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
ろ過水タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	ろ過水タンク 消火系（消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 消火系（消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク 消火系（消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水	ろ過水タンク 消火系（消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
		ろ過水タンクを水源とした送水	ろ過水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	ろ過水タンク 低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	ろ過水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備※1	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク 格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等） ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	ろ過水タンク 原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水／スプレイ	ろ過水タンク 燃料プールスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第16表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）（7／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした送水	大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2	自主対策設備	
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の冷却	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
			輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2	自主対策設備	
	－	第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	大量送水車 ホース・接続口 輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等） ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2	自主対策設備	
		原子炉ウェルへの注水	原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等） 輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による 原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水／スプレイ	燃料プールスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
			輪谷貯水槽（西1）※2 輪谷貯水槽（西2）※2	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）
（８／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
純水タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	純水タンクを水源とした送水	純水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	純水タンク 低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	純水タンク 格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	純水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備※1	自主対策設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	純水タンク 格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等） ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	純水タンク 原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水	純水タンク 燃料プールスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）（９／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	海を水源とした送水	大量送水車 ホース・接続口 非常用取水設備 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			大型送水ポンプ車	自主対策設備	
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等） ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水／スプレイ	燃料プールスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）
（10／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	－	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却水の確保	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） （原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機海水ポンプ）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	原子炉補機代替冷却系（移動式代替熱交換設備，大型送水ポンプ車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
		大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 放水砲 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 泡消火薬剤容器 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	－	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）	重大事故等対処設備	手順は「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」及び「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）
（11／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応	－	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした補給（淡水／海水）	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
			輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	
		淡水タンクを水源とした補給	淡水タンク 大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		海を水源とした補給	大量送水車 非常用取水設備 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」
			大型送水ポンプ車	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）
（12／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）へ水を補給するための対応	－	輪谷貯水槽（東１）又は輪谷貯水槽（東２）から輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）への補給	大量送水車 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2 輪谷貯水槽（東１） 輪谷貯水槽（東２） ホース 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）への海水補給	大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」
			大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	
復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応	－	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした補給（淡水／海水）	大量送水車 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		淡水タンクを水源とした補給	淡水タンク 大量送水車 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		海を水源とした補給	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）
（13／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等
			原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			復水貯蔵タンク	自主対策設備	
		低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え	大量送水車 非常用取水設備 ホース 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備 ※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
			大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2 淡水タンク	自主対策設備	
		輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）へ補給する水源の切替え	大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」
			大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2 輪谷貯水槽（東１） 輪谷貯水槽（東２）	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）（14／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）から海への切替え	大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」
			大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	
		復水貯蔵タンクへ補給する水源の切替え	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2 淡水タンク ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」
		外部水源から内部水源への切替え（外部水源（低圧原子炉代替注水槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え）	低圧原子炉代替注水槽 サプレッション・チェンバ 低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ） 残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水-2」
		外部水源から内部水源への切替え（外部水源（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２））から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え）	サプレッション・チェンバ ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等） 残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ） 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水-4」
			輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 16 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.13）
（15／15）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	海から淡水タンクへの切替え	大量送水車 大型送水ポンプ車 非常用取水設備 ろ過水タンク ホース 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

(n)　「1.14　電源の確保に関する手順等」

ⅰ　重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，代替電源から給電するための対処設備及び手順を整備する。

ⅱ　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため，重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合の現場での可搬型計測器によるプラントパラメータ計測，監視手順及び中央制御室損傷時の現場と緊急時対策所の通信連絡手順を整備する。

大規模損壊発生時に電源の確保手順の例を次に示す（第17表参照）。

・外部電源及び非常用交流電源設備による給電が見込めない場合，非常用高圧母線Ｄ系及び非常用高圧母線Ｃ系の順に復旧し，常設代替交流電源設備から非常用所内電気設備へ給電する。（緊急用メタクラを経由するため，代替所内電気設備への給電も同時に行われる）

・当該号炉で外部電源，非常用交流電源設備及び常設代替交流電源設備による非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系への給電が見込めない場合，号炉間電力融通ケーブルを使用して他号炉の非常用高圧母線から当該号炉の非常用高圧母線Ｃ系又は非常用高圧母線Ｄ系までの電路を構成し，他号炉から給電する。

・外部電源，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備及び号炉間電力融通ケーブルによる非常用高圧母線Ｃ系及び非常用高圧母線Ｄ系への給電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）を高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側），高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）又は緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し，非常用高圧母線Ｃ系又は非常用高圧母線Ｄ系へ給電する。

・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，常設代替交流電源設備，号炉間電力融通ケーブル及び可搬型代替交流電源設備による交流入力電源の復旧が見込めない場合，可搬型直流電源設備(高圧発電機車，Ｂ１－115V系充電器（ＳＡ），ＳＡ用115V系充電器及び230V系充電器（常用）)により直流電源を接続し，Ｂ－

115V系直流盤（ＳＡ），ＳＡ対策設備用分電盤（２），230V系直流盤（ＲＣＩＣ）へ給電する。

・外部電源及び非常用交流電源設備の機能喪失時に，所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失した場合で，かつ可搬型直流電源設備（高圧発電機車，Ｂ１－115V系充電器（ＳＡ），ＳＡ用115V系充電器及び230V系充電器（常用））による直流電源の給電ができない場合に，直流給電車をＢ－115V系直流盤，230V系直流盤（ＲＣＩＣ），Ｂ－115V系直流盤（ＳＡ）及び230V系直流盤（常用）に接続し，直流電源を給電する。

・非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失した場合は，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（又は可搬型代替交流電源設備）から代替所内電気設備へ給電するとともに，代替直流電源設備である可搬型直流電源設備の電路として代替所内電気設備を使用する。

第 17 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.14）
（１／５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線ＨＰＣＳ系電路 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※1 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）※1 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機燃料移送系　配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	重大事故等対処設備	
		非常用直流電源設備による給電	高圧炉心スプレイ系蓄電池※2 高圧炉心スプレイ系充電器 高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「電源復旧」
			Ａ－115V 系蓄電池※2 Ｂ－115V 系蓄電池※2 Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）※2 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）※2 Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池※2 Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池※2 Ａ－115V 系充電器 Ｂ－115V 系充電器 Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ） 230V 系充電器（ＲＣＩＣ） Ａ－原子炉中性子計装用充電器 Ｂ－原子炉中性子計装用充電器 Ａ－115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 Ｂ－115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び充電器～直流母線電路 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）及び充電器～直流母線電路 Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路 Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備	

※1：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：Ａ－115V 系蓄電池，Ｂ－115V 系蓄電池，ＳＡ用 115V 系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

第 17 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.14）（２／５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失）	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ガスタービン発電機用燃料移送系　配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ電路 ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ１コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ２コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機用軽油タンク	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＧＴＧによるＣ，Ｄ－Ｍ／Ｃ受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」
		号炉間電力融通電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル（常設） 号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線Ａ系～非常用高圧母線Ｃ系電路 号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線Ｂ系～非常用高圧母線Ｄ系電路 号炉間電力融通ケーブル（可搬型） 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 ＡＭ設備別操作要領書 「号炉間融通によるＣ，Ｄ－Ｍ／Ｃ受電」 原子力災害対策手順書 「号炉間電力融通ケーブルを使用したＭ／Ｃ　Ｃ系又はＭ／Ｃ　Ｄ系電源確保」
		可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 ＡＭ設備別操作要領書 「高圧発電機車によるＣ，Ｄ－Ｍ／Ｃ受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したＭ／Ｃ　Ｃ系又はＭ／Ｃ　Ｄ系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」

※１：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※２：Ａ－115V 系蓄電池，Ｂ－115V 系蓄電池，ＳＡ用 115V 系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

第 17 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.14）（３／５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	所内常設蓄電式直流電源設備による給電	Ｂ－115V 系蓄電池※2 Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）※2 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）※2 ＳＡ用 115V 系蓄電池※2 Ｂ－115V 系充電器 Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ） ＳＡ用 115V 系充電器 230V 系充電器（ＲＣＩＣ） Ｂ－115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び充電器～直流母線電路 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）及び充電器～直流母線電路 ＳＡ用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）によるＢ－115V 系直流盤受電」 「充電器復旧，中央監視計器復旧」
	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （常設直流電源系統喪失）	常設代替直流電源設備による給電	ＳＡ用 115V 系蓄電池※2 ＳＡ用 115V 系充電器 ＳＡ用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「ＳＡ用 115V 系蓄電池によるＢ－115V 系直流盤受電」
	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	可搬型直流電源設備による給電	高圧発電機車 Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ） ＳＡ用 115V 系充電器 230V 系充電器（常用） 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～直流母線電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～直流母線電路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～直流母線電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるＳＡ－Ｌ／Ｃ，Ｃ／Ｃ受電」 「充電器復旧，中央監視計器復旧」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用Ｍ／Ｃ電源確保」 「高圧発電機車による直流電源確保時の可搬ケーブルを使用した中央制御室排風機電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」
		直流給電車による給電	高圧発電機車 直流給電車 115V 直流給電車 230V 高圧発電機車～直流給電車～直流給電車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 直流給電車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～直流母線電路 高圧発電機車～直流給電車～直流給電車接続プラグ収納箱（廃棄物処理建物南側）電路 直流給電車接続プラグ収納箱（廃棄物処理建物南側）～直流母線電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「直流給電車による直流盤受電」 原子力災害対策手順書 「直流給電車を使用した直流盤電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」

※１：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※２：Ａ－115V 系蓄電池，Ｂ－115V 系蓄電池，ＳＡ用 115V 系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

第 17 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.14）（４／５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「低圧電源融通」
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ メタクラ切替盤 緊急用メタクラ接続プラグ盤 高圧発電機車接続プラグ収納箱 ＳＡロードセンタ ＳＡ１コントロールセンタ ＳＡ２コントロールセンタ 充電器電源切替盤 ＳＡ電源切替盤 重大事故操作盤 非常用高圧母線Ｃ系 非常用高圧母線Ｄ系	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「ＧＴＧによるＳＡ－Ｌ／Ｃ，Ｃ／Ｃ受電」 「主要弁の電源切替」 「高圧発電機車によるＳＡ－Ｌ／Ｃ，Ｃ／Ｃ受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用Ｍ／Ｃ電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」
			非常用コントロールセンタ切替盤	自主対策設備	
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ガスタービン発電機用燃料移送系　配管・弁 ガスタービン発電機～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ電路 ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ１コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ２コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機用軽油タンク	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「ＧＴＧによるＣ，Ｄ－Ｍ／Ｃ受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」

※１：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※２：Ａ－115V 系蓄電池，Ｂ－115V 系蓄電池，ＳＡ用 115V 系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

第 17 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（1.14）（５／５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク 高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）※1 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「ＨＰＣＳ－ＤＥＧによるＣ，Ｄ－Ｍ／Ｃ受電」
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	重大事故等対処設備	
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線ＨＰＣＳ系～常用高圧母線Ａ系～非常用高圧母線Ｃ系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線ＨＰＣＳ系～常用高圧母線Ａ系～常用高圧母線Ｂ系～非常用高圧母線Ｄ系電路	自主対策設備	
		号炉間電力融通電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル（常設） 号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線Ａ系～非常用高圧母線Ｃ系電路 号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線Ｂ系～非常用高圧母線Ｄ系電路 号炉間電力融通ケーブル（可搬型） 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通による　Ｃ，Ｄ－Ｍ／Ｃ受電」 原子力災害対策手順書 「号炉間電力融通ケーブルを使用したＭ／Ｃ　Ｃ系又はＭ／Ｃ　Ｄ系電源確保」
		可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるＣ，Ｄ－Ｍ／Ｃ受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したＭ／Ｃ　Ｃ系又はＭ／Ｃ　Ｄ系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」
燃料の補給	—	燃料補給設備による給油	ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載」 「タンクローリから各機器等への給油」

※1：手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
※2：Ａ－115V 系蓄電池，Ｂ－115V 系蓄電池，ＳＡ用 115V 系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

(o)　「2.1　可搬型設備等による対応手順等」

大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については，先に記載した(b)項から(n)項で示した重大事故等対策で整備する手順等を活用することで「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」，「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」，「燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策」，「放射性物質の放出を低減させるための対策」及び「大規模な火災が発生した場合における消火活動」の措置を行う。

さらに，柔軟な対応を行うため上記の手順に加えて，以下の大規模損壊に特化した手順を整備する（第18表参照）。

ⅰ　現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順

中央制御室が機能喪失する場合を想定し，現場での可搬型計測器によるパラメータ監視手順を整備する。

ⅱ　中央制御室損傷時の通信連絡手順

中央制御室が機能喪失する場合を想定し，現場と緊急時対策所が直接連絡できる手順を整備する。

第 18 表　大規模損壊に特化した手順

想定	対応手段	対応手順	対処設備	整備する手順書の分類
中央制御室が機能喪失する場合	監視機能の回復	現場での可搬型計測器によるパラメータ計測及び監視手順	可搬型計測器	大規模損壊時に対応する手順
	連絡手段の確保	中央制御室損傷時の通信連絡手順	衛星電話設備 有線式通信設備	大規模損壊時に対応する手順

ｃ．ｂ．項に示す大規模損壊への対応手順書は，万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。

ｄ．ｂ．項に示す大規模損壊への対応手順書は，地震，津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して，また，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等及び大規模損壊への対応も考慮する。

加えて，大規模損壊発生時に，同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく，炉心注水，電源確保及び放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

ｅ．発電用原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応手順については，大規模損壊に関する考慮事項等，米国におけるＮＥＩガイドの考え方も参考とする。また，当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

2.1.2.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については，重大事故等時の対応体制を基本とするが，大規模損壊の発生により，要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む。）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

また，重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備，充実するために，大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練を付加して実施し体制の整備を図る。

(1)　大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，重大事故等に対処する要員への教育及び訓練については，重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練に加え，過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また，緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え，流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより，本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。必要となる力量を第 19 表に示す。

ａ．大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。

ｂ．緊急時対策要員については，要員の役割に応じて付与される力量に加え，例えば要員の被災等が発生した場合においても，優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないよう，臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。

ｃ．原子力防災管理者及びその代行者を対象に，通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。

ｄ．大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

第19表 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量
緊急時対策要員 ・本部長，本部員，各統括	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○的確な指揮 ○各班との連携
緊急時対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施 （統括／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解
実施組織 （運転員除く。）	○復旧対策の実施 ・資機材の移動，電源車による給電，原子炉への注水，燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い ○配置場所の把握
技術支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○放射線・放射能の状況把握	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い
運営支援組織	○資材の調達及び輸送 ○社外関係機関への通報・連絡	○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い

(2)　大規模損壊発生時の体制

緊急時対策本部は，大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており，それぞれの機能ごとに責任者を定め，役割分担を明確にし，効果的な大規模損壊の緩和措置を実施し得る体制とする。また，複数号炉の同時被災の場合においても，重大事故等対処設備を使用して炉心損傷や原子炉格納容器の破損等に対応できる体制とする。

大規模損壊の発生により，要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失を含む。）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

ａ．夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員31名，運転員９名及び火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊７名の合計47名を常時確保し，大規模損壊発生時は指示者が初動の指揮を執る体制を整備する。なお，２号炉原子炉運転停止中※については，中央制御室の２号運転員を５名とする。

※　原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間

また，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により，中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合もあらかじめ想定し，重大事故等に対処する要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。

ｂ．大規模損壊発生時において，重大事故等に対処する要員として参集が期待される社員寮，社宅等の重大事故等に対処する要員の発電所へのアクセスルートは複数確保し，その中から通行可能なルートを選択し発電所へ参集する。

なお，プラント状況が確実に入手できない場合は，あらかじめ定めた構外参集拠点にて，発電所の状況等の確認を行った後，発電所へ参集する。

ｃ．大規模な自然災害が発生した場合には，発電所構内に常時確保する重大事故等に対処する要員47名の中に被災者が発生する可能性があることに加え，社員寮，社宅等からの交替要員参集に時間を要する可能性があるが，その場合であっても，運転員及び自衛消防隊を含む発電所構内に常駐する要員により，優先する対応手順を，必要とする要員数未満で対応することで交替要員が到着するまでの間も事故対応を行えるよう体制を整備する。

(3)　大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的考え方

大規模損壊発生時には，通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しな

い場合も考えられる。このような状況においても，発電所構内に勤務している重大事故等に対処する要員により指揮命令系統を確立できるよう，大規模損壊発生時に対応するための体制を整備する。

ａ．大規模損壊への対応に必要な要員を常時確保するため，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における重大事故等に対処する要員は，地震，津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう，分散して待機する。また，地震，津波等の大規模な自然災害によって，待機場所への影響が考えられる場合は，屋外への退避及び高台への避難等を行う。なお，建物の損壊等により要員が被災するような状況においても，発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。

ｂ．地震，津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により，通常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あらかじめ複数定めることで体制を維持する。

ｃ．プルーム通過時は，大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策要員は緊急時対策所，運転員は，中央制御室待避室及び緊急時対策所にとどまり，その他の緊急時対策要員及び自衛消防隊は発電所構外へ一時退避し，その後，緊急時対策本部長の指示に基づき再参集する。

ｄ．大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合，緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下，自衛消防隊は消火活動を実施する。また，緊急時対策本部長が，事故対応を実施又は継続するために，放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は，緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる。

(4)　大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合において，緊急時対策本部長を含む緊急時対策本部の緊急時対策要員が対応を行う拠点は，緊急時対策所を基本とする。緊急時対策所の健全性（居住性確保，通信連絡機能等）が確認できない場合は，代替可能なスペースを有する建物を活用することにより緊急時対策本部の指揮命令系統を維持する。

また，運転員の拠点については，中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが，中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員に危険が及ぶおそれがある場合は，施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し，緊

急時対策本部が適切な拠点を選定する。

(5)　大規模損壊発生時の支援体制の確立

ａ．緊急時対策総本部体制の確立

大規模損壊発生時における緊急時対策総本部の設置による発電所への支援体制は，「技術的能力審査基準1.0」で整備する支援体制と同様である。

ｂ．外部支援体制の確立

大規模損壊発生時における発電所への外部支援体制は，「技術的能力審査基準1.0」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

2.1.2.3　大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え，2.1.2.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方に基づき配備する。

(1)　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は，重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し，同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また，大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で，同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。

a．屋外の可搬型重大事故等対処設備は，基準地震動を超える地震動に対して，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。

b．原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備のうち，少なくとも１セットは，基準津波を超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。

c．屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して，原子炉建物，タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保したうえで，当該建物及び当該設備と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

d．可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は，アクセスルートを確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，速やかに消火及びがれき撤去ができる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(2)　大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については，重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に，高線量の環境，大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また，そのような状況においても使用を期待できるよう，原子炉建物，制御室建物及び廃棄物処理建物から100m以上離隔をとった場所に，分散して配備する。

a．全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

b．地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び大型送水ポンプ車や放水砲等の消火設備を配備する。

c．炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用する全面マスク，高線量対応防護服，個人線量計等の必要な資機材を配備する。

d．化学薬品等が流出した場合に備えて，マスク，長靴等の資機材を配備する。

e．大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具，線量計，食料等の資機材を確保する。

f．大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。また，通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として，衛星電話設備，無線通信設備，有線式通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。さらに，消火活動専用の通信連絡が可能な無線通信設備を配備する。

g．大規模損壊に特化した手順に使用する資機材を配備する。

2.1.3　まとめ

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより，プラント監視機能の喪失，建物の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の対応措置として，発電用原子炉施設内において有効に機能する運転員を含む人的資源，設計基準事故対処設備，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発電用原子炉施設の状況把握が困難である場合も考慮し，可搬型重大事故等対処設備による対応を考慮した多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

「体制の整備」においては，指揮命令系統が機能しなくなる等の通常の体制の一部が機能しない場合を考慮した対応体制を構築するとともに，原子力防災組織の実効性等を確認するため，大規模損壊となる種々の想定に対して本部要員が対応方針を決定し指示を出すまでの図上訓練，緊急時対策要員が必要となる力量を習得及び維持するための教育・訓練を実施する。

「設備・資機材の整備」においては，可搬型重大事故等対処設備は，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，原子炉建物外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備のうち少なくとも１セットは構内の高台に分散配置するとともに，原子炉建物，タービン建物及び廃棄物処理建物から離隔距離を置いて配備する。

大規模損壊への対応として整備する「手順書」，「体制」及び「設備・資機材」については，今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れることで，継続的に改善を図っていく。

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスについて

1. 外部事象の収集

島根原子力発電所での設計上考慮すべき事象の選定に当たっては，安全性の観点から考慮すべき外部事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（第 1 表参照）の収集を行った。

① Specific Safety Guide No.SSG-3“Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
② NEI 12-06[Rev.0]“DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES(FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012
③ 「日本の自然災害」国会資料編纂会　1998 年 4 月
④ NUREG/CR-2300“PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
⑤ ASME/ANS RA-Sa-2009“Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, ASME/ANS, February 2009
⑥ 「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）
⑦ 「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）
⑧ NEI 06-12“B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline”, NEI, December 2006 -2011.5 NRC 公表
⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」一般社団法人　日本原子力学会　2014 年 12 月

第１表 文献より収集した自然現象（１／２）

Ｎｏ	外部事象	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-1	風（台風）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-2	竜巻	○	○	○	○	○	○	○		○
1-3	高温	○	○	○	○	○				○
1-4	低温（凍結）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-5	極限的な気圧	○								○
1-6	降雨（豪雨）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-7	積雪（豪雪）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-8	ひょう	○	○	○	○	○				○
1-9	もや	○								
1-10	霜	○	○	○	○	○				○
1-11	干ばつ	○	○	○	○	○				○
1-12	塩害，塩雲	○								○
1-13	砂嵐	○	○		○	○				○
1-14	落雷	○	○	○	○	○	○	○		○
1-15	隕石	○	○		○	○				○
1-16	地面の隆起	○		○						○
1-17	動物	○								○
1-18	火山（火山活動・降灰）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-19	雪崩	○	○	○	○	○				○
1-20	地滑り	○	○	○	○	○	○			○
1-21	地震	○	○	○	○	○	○	○		○
1-22	カルスト	○								○
1-23	地下水による浸食	○								
1-24	海岸浸食（水面下の浸食）	○	○		○	○				○
1-25	湖又は河川の水位低下	○	○		○	○				○
1-26	湖又は河川の水位上昇	○		○	○					
1-27	海水面低	○								○
1-28	海水面高	○		○						○
1-29	高水温（海水温高）	○								○
1-30	低水温（海水温低）	○		○						○
1-31	海底地滑り	○								
1-32	氷結（水面の凍結）	○	○		○	○				○
1-33	氷晶	○								○
1-34	氷壁	○								○
1-35	水中の有機物質	○								
1-36	生物学的事象		○			○	○	○		○
1-37	津波	○	○	○	○	○	○	○		○
1-38	太陽フレア，磁気嵐		○							○
1-39	洪水		○	○	○	○	○			○
1-40	濃霧		○		○	○				○
1-41	森林火災	○	○	○	○	○	○	○		○
1-42	草原火災		○							○
1-43	満潮		○		○	○				○
1-44	ハリケーン		○		○	○				
1-45	河川の迂回		○		○	○				○
1-46	静振		○	○	○	○				○

第１表 文献より収集した自然現象（２／２）

Ｎｏ	外部事象	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-47	陥没		○	○						○
1-48	高潮		○	○	○	○				○
1-49	波浪		○	○	○	○				○
1-50	土石流			○						○
1-51	土砂崩れ（山崩れ，崖崩れ）			○						
1-52	泥湧出			○						
1-53	水蒸気，熱湯噴出			○						○
1-54	土壌の収縮又は膨張		○	○	○	○				○
1-55	毒性ガス		○	○	○	○				○

(1)各事象の影響度評価と選定

各自然現象について，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過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（第２表参照）。

選定に当たっては，そもそも島根原子力発電所において発生する可能性があるか，非常に過酷な状況を想定した場合，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，過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。

・地震
・津波
・地震と津波の重畳
・竜巻
・凍結
・積雪
・落雷
・地滑り・土石流
・火山の影響
・森林火災
・隕石

第２表 評価対象自然現象評価結果（１／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
1	風（台風）	①荷重（風圧，気圧差及び衝突） 風荷重及び気圧差荷重による建物や設備等の損傷	・風荷重又は飛来物の衝撃荷重により送受電設備の損傷等が考えられるが，その影響は竜巻の影響に包含される（Ｎｏ．２参照）。
		②閉塞（取水） 台風による漂流物による取水口閉塞	
2	竜巻 ※詳細は添付資料 2.1.2 参照	①荷重（風圧，気圧差及び衝突） 風荷重及び気圧差荷重による建物や設備等の損傷	・気圧差荷重の発生に伴う原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放による手動停止に至るシナリオ。 ・タービン建物上層部が風荷重及び気圧差荷重により破損に至る場合は，影響としてタービンや発電機の破損が想定され，非隔離事象に至るシナリオ。また，タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・送受電設備が風荷重により損傷した場合に，外部電源喪失に至るシナリオ。 ・ディーゼル燃料移送ポンプが気圧差荷重により損傷し，ディーゼル発電設備が燃料枯渇により機能喪失した場合に，上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・排気筒及び非常用ガス処理系排気管が風荷重により損傷した場合に，手動停止に至るシナリオ。 ・復水貯蔵タンクが風荷重及び気圧差荷重により損傷した場合に，復水輸送系の喪失により，手動停止に至るシナリオ。 ・原子炉補機海水ポンプが気圧差荷重により損傷した場合に，原子炉補機冷却系が喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが気圧差荷重により損傷した場合に，高圧炉心スプレイ系が喪失し，手動停止に至るシナリオ。 ・タービン補機海水ポンプが気圧差荷重により損傷した場合に，タービン補機冷却系が喪失し，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・循環水ポンプが風荷重により損傷した場合に，復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。 ・原子炉建物付属棟空調換気系は，原子炉建物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，ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合，ディーゼル発電機室温度の上昇に伴い，ディーゼル発電設備が機能喪失し，さらに上記の送受電設備損傷に伴う外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

第２表 評価対象自然現象評価結果（２／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能 喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
2	竜巻 ※詳細は添付資料 2.1.2 参照	①荷重（風圧，気圧差及び衝突） 風荷重及び気圧差荷重による建物や設備等の損傷	・原子炉建物に設置している原子炉補機冷却系サージタンクに建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，原子炉補機冷却系が機能喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・原子炉建物に設置している可燃性ガス濃度制御系に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，手動停止に至るシナリオ。 ・原子炉建物に設置している原子炉建物給排気隔離弁に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，手動停止に至るシナリオ。 ・廃棄物処理建物に設置している気体廃棄物処理設備に建物外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合に，手動停止に至るシナリオ。 ・タービン建物に設置しているタービン補機冷却系サージタンクに建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，タービン補機冷却系が機能喪失し，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・タービン建物に設置しているタービン又は発電機に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，タービン又は発電機が機能喪失し，非隔離事象に至るシナリオ。 ・タービン建物に設置している主蒸気管に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，隔離事象に至るシナリオ。
		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，原子炉補機海水ポンプの取水ができなくなり補機冷却系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ほどの資機材や車両等の飛散は考えられないことから，考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

第２表 評価対象自然現象評価結果（３／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能 喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
3	高温	①外気温度高 外気温度高による設備等の冷却能力低下	・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，また，外気温度高により即プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
4	低温（凍結） ※詳細は添付資料 2.1.3 参照	①外気温度低（凍結） 屋外タンク及び配管内流体の凍結	・低温によってディーゼル燃料貯蔵タンク等の軽油が凍結した場合に，下記②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，ディーゼル発電機デイタンクの燃料枯渇により，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・低温によって復水貯蔵タンク等の保有水が凍結した場合，復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。
		②相間短絡 着氷による送電線の相間短絡	・送電線や碍子への着氷によって，相間短絡を起こし，外部電源喪失に至るシナリオ。
5	極限的な気圧	①荷重（気圧差） 気圧差による換気空調設備等への影響	・気圧差荷重によるダクト，ファン，ダンパ等の損傷が考えられるが，その影響は竜巻の影響に包含される（Ｎｏ．２参照）。
6	降雨（豪雨）	①浸水 敷地及び建物内浸水による設備の浸水	・日本全国の日最大１時間降水量の最大値（153㎜/h）に対しても，敷地内の雨水は排水可能であることから，プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		②荷重（堆積荷重） 建物屋上での雨水滞留	・日本全国の日最大１時間降水量の最大値（153㎜/h）に対しても，建物屋上の雨水は排水可能であること，また，仮に建物屋上に雨水が滞留した場合においても雨水の堆積荷重により建物天井は崩落しないことから，プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

第２表 評価対象自然現象評価結果（４／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能 喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
7	積雪（豪雪） ※詳細は添付資料 2.1.4 参照	①荷重（堆積荷重） 建物及び屋外機器への堆積	・原子炉建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建物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機能喪失することで，原子炉補機冷却系が喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・原子炉建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置している原子炉建物給排気隔離弁の機能喪失による手動停止に至るシナリオ。 ・タービン建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び，非隔離事象に至るシナリオ。 ・タービン建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置しているタービン補機冷却系サージタンクが機能喪失することで，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・廃棄物処理建物屋上が積雪荷重により崩壊した場合に，建物最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失し，手動停止に至るシナリオ。 ・制御室建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置している中央制御室が機能喪失し，計装・制御系機能喪失に至るシナリオ。 ・変圧器が積雪荷重により損傷した場合に，外部電源喪失に至るシナリオ。 ・復水貯蔵タンク天板が積雪荷重により崩落し，保有水が喪失した場合，復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。 ・ディーゼル発電機の燃焼用給気口が積雪荷重により損傷しディーゼル発電機が機能喪失した場合に，上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・原子炉補機海水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に，原子炉補機冷却系が喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に，高圧炉心スプレイ系が機能喪失することによる手動停止に至るシナリオ。 ・タービン補機海水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に，タービン補機海水系が機能喪失することでタービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・循環水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に，復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。
		②相間短絡 送受電設備の屋外設備への着氷	・送電線や碍子へ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シナリオ。

第２表 評価対象自然現象評価結果（５／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能 喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
7	積雪（豪雪） ※詳細は添付資料 2.1.4 参照	③閉塞 空調給気口，冷却口の閉塞	・積雪によるディーゼル発電機の燃焼用給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって，ディーゼル発電機の機能が喪失した場合に，上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・積雪によって，原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合，原子炉補機冷却系の機能喪失による補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・積雪によって，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合，高圧炉心スプレイ系が機能喪失することによる手動停止に至るシナリオ。 ・積雪によって，タービン補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合，タービン補機海水系が機能喪失することによるタービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・積雪によって，循環水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合，復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。
8	ひょう	①荷重（衝突荷重） 建物及び屋外設備へのひょうの衝突荷重	・ひょうの衝突荷重による送受電設備の損傷等が考えられるが，その影響は竜巻の影響に包含される（Ｎｏ．２参照）。
		②荷重（堆積荷重） 建物及び屋外設備へのひょうの堆積荷重	・ひょうの堆積荷重による変圧器の損傷等が考えられるが，その影響は積雪の影響に包含される（Ｎｏ．７参照）。
9	もや	①－ もやの発生による設備等への影響	・発電所敷地内でのもやの発生によるプラントの安全性への影響はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
10	霜	①－ 建物及び屋外設備への霜の付着	・建物及び屋外設備への霜付着によるプラントの安全性への影響はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
11	干ばつ	①－ 干ばつによる設備への影響	・海水を冷却源としていることから，河川からの取水不可によるプラントへの影響はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
12	塩害，塩雲	①腐食 塩害による屋外設備の腐食	・腐食の進展は遅く，保守管理による不具合防止が可能であることから，塩害によるプラントの安全性への影響はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

第２表 評価対象自然現象評価結果（６／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能 喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
13	砂嵐	①閉塞（空調） 空調フィルタの閉塞	・発電所周辺では砂嵐は発生しない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 ・なお，黄砂については，換気空調設備の外気取入口に設置されたフィルタにより大部分を捕集可能であること，また，容易に清掃又は取替が可能であることから，プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
14	落雷 ※詳細は添付資料 2.1.5 参照	①雷サージ，誘導電流及び直撃雷 過電圧による設備損傷	・ノイズにより安全保護系が誤動作した場合，隔離事象又は原子炉保護系誤動作等に至るシナリオ。 ・ノイズにより安全保護系以外の計測制御設備が誤動作した場合，非隔離事象，全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオ。 ・送受電設備への直撃雷により，当該設備が機能喪失し，外部電源喪失に至るシナリオ。 ・原子炉補機海水ポンプへの直撃雷により，当該設備が機能喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプへの直撃雷により，当該設備が機能喪失し，手動停止に至るシナリオ。 ・タービン補機海水ポンプへの直撃雷により，当該設備が機能喪失し，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・循環水ポンプへの直撃雷により，当該設備が機能喪失し，復水器真空度喪失により隔離事象に至るシナリオ。 ・建物避雷設備等から誘導雷サージが建物内に侵入し，電気盤内の制御回路が損傷し，計装・制御系喪失に至るシナリオ。
15	隕石	①荷重（衝突） 隕石衝突に伴う建物及び屋外設備の損傷	・安全施設の機能に影響を及ぼす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荷重（衝突）については，航空機衝突と同じ起因事象等が発生する可能性がある。 ・②荷重（衝撃波）については，地震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，津波と同じ起因事象等が発生する可能性がある。
		②荷重（衝撃波） 発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波による建物及び屋外設備の損傷	
		③浸水 隕石の発電所近海への落下に伴う津波による建物及び屋外設備の浸水	

第２表 評価対象自然現象評価結果（７／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能 喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
16	地面の隆起	①地盤安定性 　地盤の隆起に伴う建物や屋外設備の傾斜等による損壊	・地面の隆起は地震の随伴事象であることから，地震の影響に包含される（Ｎｏ.21 参照）。
17	動物	①電気的影響 　動物等の侵入による電気機器接触による地絡等	・動物等の侵入による電気機器接触による地絡等の影響が考えられるため，その影響は生物学的事象の評価で考慮（Ｎｏ.36 参照）。

第２表 評価対象自然現象評価結果（８／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能 喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
18	火山 ※詳細は添付資料 2.1.6 参照	①荷重（堆積） 降下火砕物による建物天井や屋外設備に対する堆積荷重	・原子炉建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に，建物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損傷することで，原子炉補機冷却系が喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・原子炉建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置している原子炉建物給排気隔離弁の機能喪失により手動停止に至るシナリオ。 ・タービン建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び，非隔離事象に至るシナリオ。また，タービン補機冷却系サージタンクが機能喪失することで，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・廃棄物処理建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩壊した場合に，建物最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失し，手動停止に至るシナリオ。 ・制御室建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置している中央制御室が機能喪失し，計装・制御系機能喪失に至るシナリオ。 ・変圧器が降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に，外部電源喪失に至るシナリオ。 ・復水貯蔵タンク天板が降下火砕物による堆積荷重により崩落し，保有水が喪失した場合，復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。 ・ディーゼル発電機の燃焼用給気口が降下火砕物による堆積荷重によって損傷し，ディーゼル発電機が機能喪失した場合に，上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・原子炉補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に，原子炉補機冷却系が喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。 ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に，高圧炉心スプレイ系が機能喪失し，手動停止に至るシナリオ。 ・タービン補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に，タービン補機海水系が機能喪失し，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。 ・循環水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に，復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。
		②閉塞（取水） 降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞	・海水系については，海水中の降下火砕物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摩耗や海水ストレーナの閉塞により，原子炉補機海水ポンプが機能喪失し補機冷却系喪失に至るシナリオ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが機能喪失し手動停止に至るシナリオ，タービン補機海水ポンプが機能喪失しタービン・サポート系故障に至るシナリオ及び循環水ポンプが機能喪失し隔離事象に至るシナリオ。

第２表 評価対象自然現象評価結果（９／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能 喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
18	火山 ※詳細は添付資料 2.1.6 参照	③閉塞（空調）及び摩耗 降下火砕物による空調給気口等の閉塞及び屋外設備の摩耗	・降下火砕物によるディーゼル発電機の給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって，ディーゼル発電機の機能が喪失した場合に，外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・降下火砕物の吸い込み又は冷却口への堆積により，海水ポンプモータの冷却口が閉塞した場合，原子炉補機海水ポンプが機能喪失し補機冷却系喪失に至るシナリオ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが機能喪失し手動停止に至るシナリオ，タービン補機海水ポンプが機能喪失しタービン・サポート系故障に至るシナリオ又は循環水ポンプが機能喪失し隔離事象に至るシナリオ。 ・降下火砕物による軸受摩耗により，ディーゼル燃料移送ポンプが損傷し，ディーゼル発電設備が燃料枯渇により機能喪失した場合に，外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
		④電気的影響 送受電設備の地絡・短絡	・降下火砕物が送電線や碍子へ付着し，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。
19	雪崩	①荷重（衝突） 雪崩による建物及び屋外設備への荷重	・建物周辺に急峻な斜面がないことから，プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
20	地滑り	①荷重（衝突荷重） 地滑りに伴う土砂等の建物及び屋外設備への衝突	・発電所敷地内において，地滑りが発生する可能性はあるが，安全上重要な設備とは十分な離隔距離を有しており，プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
21	地震	－	・地震の事故シーケンスは，地震時レベル１ＰＲＡに示すとおり。
22	カルスト	①地盤安定性 地盤沈下に伴う建物や屋外設備の損壊	・発電所敷地にはカルスト地形はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

第２表 評価対象自然現象評価結果（10／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
23	地下水による浸食	①地盤安定性 建物及び設備の地下部土壌侵食 ②浸水 建物の地下部浸食による建物内への地下水の流入	・発電所敷地には地下水による浸食を受ける岩質はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
24	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機能への影響	・海岸の浸食は進展が遅く十分に管理でき，補強工事等により浸食を食い止めることができることから，プラントの安全性への影響はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
25	湖又は河川の水位低下	①－ 湖又は河川の水位低下による設備への影響なし	・海水を冷却源としていることから，湖又は河川からの取水不可によるプラントへの影響はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
26	湖又は河川の水位上昇	①浸水 発電所敷地の浸水による建物や設備への浸水影響	・発電所周辺の湖又は河川の水位が上昇しても，敷地は周囲を山で囲まれており，敷地への浸水はないため，プラントの安全性への影響はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
27	海水面低	①海水水位低（冷却機能低下：海水系） 取水口の水位低下に伴う冷却性能への影響	・海水水位の降下により冷却用海水の取水への影響が考えられるが，津波の影響に包含される（Ｎｏ.37参照）。
28	海水面高	①浸水 発電所敷地の浸水による建物や設備への浸水影響	・海水水位の上昇により原子炉補機海水ポンプの浸水等が考えられるが，その影響は津波の影響に包含される（Ｎｏ.37参照）。

第２表 評価対象自然現象評価結果（11／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能 喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
29	高水温（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	・海水温度は監視しており，水温上昇に対しては出力低下等の措置を講じることができるため，プラントの安全性への影響はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
30	低水温（海水温低）	①－ 取水温度低に伴う海水系設備への影響なし	・取水温度低について冷却性能の劣化につながらず，プラントの安全性への影響はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
31	海底地滑り	①浸水 発電所敷地の浸水による建物や設備への浸水影響	・沿岸部の地滑りに伴う発電所敷地の浸水による建物や設備への影響は，津波の評価で考慮（Ｎｏ.37参照）。
32	氷結（水面の凍結）	①閉塞（取水） 水面の凍結による取水口閉塞	・発電所周辺では取水源（海水）の凍結は起こり得ないと考えられる。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
33	氷晶	①荷重（堆積荷重） 建物及び屋外設備への荷重	・氷晶とは大気中の微細な氷の結晶のことであり，氷結による堆積荷重の影響については軽微であることから，積雪の影響に包含される（Ｎｏ．７参照）。
34	氷壁	①－ 建物及び屋外設備への氷の付着	・氷壁とは氷河の末端や氷山などの絶壁，また，氷におおわれた岩壁のことであり，発電所周辺では氷壁は発生しない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
35	水中の有機物質	①閉塞（冷却機能低下：海水系） 水中の有機物質による冷却性能への影響	・冷却用海水の取水への影響が考えられるため，生物学的事象の評価で考慮（Ｎｏ.36参照）。

第２表 評価対象自然現象評価結果（12／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能 喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
36	生物学的事象	①閉塞（冷却機能低下：海水系） 海生生物（クラゲ等）の襲来による冷却性能への影響	・大量発生したクラゲ等の海生生物は，除じん装置により捕獲されることから海水系の冷却機能が喪失することは考えにくい。さらに除じん能力を超える大量のクラゲ等が除じん装置に流入した場合でも循環水ポンプの取水量の調整，原子炉出力の抑制等により冷却性能を維持できることから，プラントの安全性が損なわれるような影響は発生しない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		②個別設備の機能喪失 小動物の侵入による電気機器接触による地絡等	・貫通部のシール等の小動物侵入防止対策を実施しており，小動物の侵入は考えにくい。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
37	津波	－	・津波の事故シーケンスは，津波のレベル１ＰＲＡに示すとおり。
38	太陽フレア，磁気嵐	①誘導電流 太陽フレア等の地磁気誘導電流による送受電設備の損傷	・太陽フレア，磁気嵐により送電線に誘導電流が発生，安全保護系の誤動作，電気盤内の制御回路の損傷等の影響が考えられるが，その影響は落雷の影響に包含される（Ｎｏ.14 参照）。
39	洪水	①浸水 発電所敷地の浸水による建物や設備への浸水影響	・津波以外の洪水としては，河川の氾濫等が考えられるが，発電所敷地へ影響を及ぼす範囲に河川はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
40	濃霧	①－ 濃霧の発生による設備等への影響	・発電所敷地内での霧の発生によるプラントの安全性への影響はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

第２表 評価対象自然現象評価結果（13／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
41	森林火災 ※詳細は添付資料 2.1.8 参照	①輻射熱による建物や設備等への影響 輻射熱による建物・屋外設備への熱影響	・森林火災の輻射熱による建物への影響について，想定し得る最大の火災影響評価において，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，建物の許容温度を下回り，建物が損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による建物影響について，24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから，考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 ・森林火災の輻射熱により送受電設備が損傷した場合，外部電源喪失に至るシナリオ。 なお，森林火災の輻射熱によるその他の屋外設備への影響については，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，設備が受ける輻射強度は低いため，設備が損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による影響について，24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから，考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		②ばい煙による設備等の閉塞 ばい煙等による閉塞（空調）影響及び人への影響	・森林火災で発生するばい煙のディーゼル発電設備の給気口への吸い込みにより給気口が閉塞した場合でも，フィルタの取替え及び清掃が可能であることから，考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 ・換気空調設備の外気取入口にはフィルタを設置しているため，一定以上の粒径のばい煙を捕集するとともに，換気空調設備の停止により建物内へのばい煙の侵入を阻止することが可能であるため，考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 ・中央制御室換気系の外気取入口にはフィルタを設置しているため，一定以上の粒径のばい煙を捕集するとともに，給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し系統隔離運転モードとすることにより，長時間室内へのばい煙侵入を阻止することが可能であるため，考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
42	草原火災	①熱影響 輻射熱による建物・屋外設備への熱影響	・草原火災によるばい煙の発生等が考えられるため，その影響は森林火災の評価で考慮（Ｎｏ．41 参照）。
		②外気取入機器及び人への影響 ばい煙等による閉塞（空調）影響及び人への影響	

第２表 評価対象自然現象評価結果（14／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能 喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
43	満潮	①浸水 発電所敷地の浸水による建物や設備への浸水影響	・発電所敷地の浸水による建物や設備への影響は，津波の影響に包含される（Ｎｏ.37 参照）。
44	ハリケーン	①荷重（風圧，衝突） 風圧（又は飛来物衝突）による建物，設備の損傷 ②閉塞（取水） 台風による漂流物による取水口閉塞	・日本ではハリケーンは発生しない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
45	河川の迂回	①－ 河川の迂回による設備への影響なし	・海水を冷却源としていることから，河川からの取水不可によるプラントへの影響はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
46	静振	①浸水 港湾内での潮位振動による建物及び屋外設備への浸水 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	・静振による原子炉補機海水ポンプの浸水等が考えられるが，その影響は津波の影響に包含される（Ｎｏ.37 参照）。
47	陥没	①地盤安定性 地盤沈下に伴う建物や屋外設備の損壊	・発電所敷地の地盤は硬質岩盤であり陥没は発生しない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
48	高潮	①浸水 発電所敷地の浸水による建物や設備への浸水影響	・高潮による原子炉補機海水ポンプの浸水等が考えられるが，その影響は津波の影響に包含される（Ｎｏ.37 参照）。
49	波浪	①浸水 発電所敷地の浸水による建物や設備への浸水影響	・波浪による原子炉補機海水ポンプの浸水等が考えられるが，その影響は津波の影響に包含される（Ｎｏ.37 参照）。

第２表 評価対象自然現象評価結果（15／15）

Ｎｏ	自然現象	設備等の損傷・機能 喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
50	土石流 ※詳細は添付資料 2.1.7 参照	①荷重（衝突） 土石流による建物及び屋外設備への荷重	・送受電設備が土砂の荷重により損傷した場合に，外部電源喪失に至るシナリオ。
51	土砂崩れ（山崩れ，崖崩れ）	①荷重（衝突荷重） 土砂崩れ（山崩れ，崖崩れ）に伴う土砂等の建物及び屋外設備への衝突	・発電所敷地内において，土砂崩れ（山崩れ，崖崩れ）は発生しない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
52	泥湧出（液状化）	①地盤安定性 地盤の脆弱化に伴う建物及び屋外設備の傾斜等による損傷	・泥湧出（液状化）は地震の随伴事象であることから，地震の影響に包含される（Ｎｏ.21 参照）。
53	水蒸気，熱湯噴出	①浸水影響 水蒸気等による設備への浸水影響	・発電所周辺には，発電所に影響を及ぼす範囲に火山はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
54	土壌の収縮又は膨張	①地盤安定性 周辺地形の変状に伴う建物や屋外設備の損壊	・発電所敷地の地盤は硬質岩盤であり土壌の収縮及び膨張は発生しない。また，土壌の収縮及び膨張の進展は遅く，保守管理による対応が可能である。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
55	毒性ガス	①－ 人体への影響	・発電所周辺には，発電所に影響を及ぼす範囲に火山はない。したがって，本事象から事故シーケンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

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」という。）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事象について，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物や設備等の損傷

②飛来物の衝撃荷重による建物や設備等の損傷

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物や設備等の損傷

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竜巻襲来後のがれき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うち，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，以下に示す建物及び屋外設置の設備等を評価対象として選定した。ただし，屋内設備については，飛来物の建物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ため，飛来物が直接衝突する壁は損傷し，その一つ内側の壁との間に設置されている設備等を対象とする。

①風荷重及び気圧差荷重による建物や設備等の損傷

＜建物＞

・原子炉建物
・タービン建物
・廃棄物処理建物
・制御室建物

＜屋外設備＞

・送受電設備
・ディーゼル燃料移送ポンプ
・排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）
・復水貯蔵タンク
・原子炉補機海水ポンプ
・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

・タービン補機海水ポンプ
・循環水ポンプ
＜屋内設備＞
・原子炉建物付属棟空調換気系
・中央制御室換気系

②飛来物の衝撃荷重による建物や設備等の損傷
＜建物＞
・原子炉建物
・タービン建物
・廃棄物処理建物
・制御室建物
＜屋外設備＞
・送受電設備
・ディーゼル燃料移送ポンプ
・排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）
・復水貯蔵タンク
・原子炉補機海水ポンプ
・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
・タービン補機海水ポンプ
・循環水ポンプ
＜屋内設備＞
・原子炉補機冷却系サージタンク
・原子炉補機冷却水ポンプ，熱交換器
・可燃性ガス濃度制御系
・原子炉建物付属棟空調換気系
・中央制御室
・中央制御室換気系
・原子炉建物給排気隔離弁
・気体廃棄物処理設備
・タービン補機冷却系サージタンク
・タービン及び発電機
・主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管）

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物や設備等の損傷
・①及び②にて選定した建物や設備等

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

・取水口

⑤竜巻襲来後のがれき散乱によるアクセス性や作業性の悪化
－（アクセスルート）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(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うえ，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物や設備等の損傷

建物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。

＜建物＞

○原子炉建物

原子炉建物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おり，極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建物の頑健性は維持されると考えられることからシナリオの選定は不要である。

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，原子炉建物設計時の地震荷重よりも小さく，建物の頑健性は維持されると考えられることからシナリオの選定は不要である。

ただし，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，建物内外の差圧による開放に至る場合に手動停止に至るシナリオを選定する。

○タービン建物

タービン建物上層部が風荷重及び気圧差荷重により破損に至る場合は，影響としてタービンや発電機の破損が想定され，非隔離事象に至るシナリオ。

また，タービン補機冷却系サージタンクに影響が及び，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○廃棄物処理建物

原子炉建物同様，廃棄物処理建物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おり，極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建物の頑健性は維持されると考えられることからシナリオの選定は不要である。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同様と考えられることからシナリオの選定は不要である。

○制御室建物

制御室建物は周囲をより高い建物で囲まれているため，直接風荷重及び気圧差荷重が作用することは考えられないことからシナリオの選

定は不要である。

＜屋外設備＞

○送受電設備

送受電設備が風荷重により損傷した場合に，外部電源喪失に至るシナリオ。

○ディーゼル燃料移送ポンプ

ディーゼル燃料移送ポンプが気圧差荷重により損傷し，ディーゼル発電設備が燃料枯渇により機能喪失した場合に，上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）

排気筒及び非常用ガス処理系排気管が風荷重により損傷した場合に，手動停止に至るシナリオ。

○復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクが風荷重及び気圧差荷重により損傷した場合に，復水輸送系の喪失により，手動停止に至るシナリオ。

○原子炉補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプが気圧差荷重により損傷した場合に，原子炉補機冷却系が喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが気圧差荷重により損傷した場合に，高圧炉心スプレイ系が喪失し，手動停止に至るシナリオ。

○タービン補機海水ポンプ

タービン補機海水ポンプが気圧差荷重により損傷した場合に，タービン補機冷却系が喪失し，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○循環水ポンプ

循環水ポンプが風荷重により損傷した場合に，復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。

＜屋内設備＞

○原子炉建物付属棟空調換気系

原子炉建物付属棟空調換気系は，原子炉建物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，ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合，ディーゼル発電機室温度の上昇に伴い，ディーゼル発電設備が機能喪失し，さらに上記の送受電設備損傷による外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○中央制御室換気系

中央制御室換気系は，廃棄物処理建物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，竜巻の影響は一時的であり竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計装・制御系喪失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物や設備等の損傷

建物及び建物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は以下のとおり。

＜建物＞

○原子炉建物，タービン建物，廃棄物処理建物，制御室建物

飛来物が建物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，後述の＜屋内設備＞で考慮することとする。

＜屋外設備＞

○送受電設備

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○ディーゼル燃料移送ポンプ

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○復水貯蔵タンク

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○原子炉補機海水ポンプ

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○タービン補機海水ポンプ

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

○循環水ポンプ

①の風荷重等により発生可能性のあるシナリオと同様。

＜屋内設備＞

○原子炉補機冷却系サージタンク

原子炉建物に設置している原子炉補機冷却系サージタンクに建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，原子炉補機冷却系が機能喪失

し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。

○原子炉補機冷却水ポンプ，熱交換器

原子炉建物に設置している原子炉補機冷却水ポンプ又は熱交換器に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，原子炉補機冷却系が機能喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオが考えられるが，原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器は多重化されていることに加え分散配置が図られているため，同時に２系統が機能喪失する可能性は低いことから，補機冷却系喪失に至るシナリオは考慮不要とする。

○可燃性ガス濃度制御系

原子炉建物に設置している可燃性ガス濃度制御系に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，手動停止に至るシナリオ。

○原子炉建物付属棟空調換気系

原子炉建物付属棟空調換気系は，原子炉建物内に設置されており飛来物の影響を直接受けないが，外気取入口に飛来物が衝突して閉塞することが考えられる。それらの設備の損傷により，ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合，ディーゼル発電機室温度の上昇に伴い，ディーゼル発電設備が機能喪失し，さらに同時に上記の送受電設備の損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられるが，ディーゼル発電機室外気取入口は多重化されていることに加え分散配置されているため，ディーゼル発電設備が全数機能喪失する可能性は低いことから，全交流動力電源喪失に至るシナリオは考慮不要とする。

○中央制御室

制御室建物は周囲をより高い建物で囲まれているため，直接飛来物が衝突することは考えられないことからシナリオの選定は不要である。

○中央制御室換気系

中央制御室換気系は，廃棄物処理建物内に設置されており飛来物の影響を直接受けないが，外気取入口に飛来物が衝突して閉塞することが考えられる。それらの設備の損傷により，中央制御室の換気が困難になった場合，中央制御室温度が上昇するが，即，中央制御室内の機器に影響が及ぶことはなく，また，竜巻の影響は一時的であり竜巻襲来後の対応は十分可能であるため計装・制御系喪失に至るシナリオは考慮不要とする。

○原子炉建物給排気隔離弁

原子炉建物に設置している原子炉建物給排気隔離弁に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，手動停止に至るシナリオ。

○気体廃棄物処理設備

廃棄物処理建物に設置している気体廃棄物処理設備に建物外壁を貫通した飛来物が衝突して機能喪失した場合に，手動停止に至るシナリ

オ。

○タービン補機冷却系サージタンク

タービン建物に設置しているタービン補機冷却系サージタンクに建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，タービン補機冷却系が機能喪失し，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○タービン及び発電機

タービン建物に設置しているタービン又は発電機に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，タービン又は発電機が機能喪失し，非隔離事象に至るシナリオ。

○主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管）

タービン建物に設置している主蒸気管に建物外壁を貫通した飛来物が衝突した場合に，隔離事象に至るシナリオ。

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物や設備等の損傷

建物及び屋内外設備に対する組合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，原子炉補機海水ポンプの取水が出来なくなり補機冷却系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ほど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竜巻襲来後のがれき散乱によるアクセス性や作業性の悪化

竜巻襲来後のがれき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ぼす可能性があるものの，設計基準事故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での現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外で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，がれき撤去を行うことから問題はない。

そのため上記①～④の影響評価の結果として，可搬型重大事故等対処設備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，想定を超える竜巻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当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①風荷重及び気圧差荷重による建物や設備等の損傷

＜建物＞

○原子炉建物，廃棄物処理建物，制御室建物

建物内外差圧の発生に伴う原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放による手動停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として選定する。

○タービン建物

想定を超える風荷重がタービン建物に作用した場合，建物が損傷してタービン，発電機又はタービン補機冷却系サージタンクに影響を及ぼす可能性は否定できないため，タービンや発電機の機能喪失による非隔離事象，タービン補機冷却系の機能喪失によるタービン・サポート系故障は考慮すべき起因事象として選定する。

＜屋外設備＞

○送受電設備

想定を超える風荷重に対して送受電設備の損傷を否定できないため，送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○ディーゼル燃料移送ポンプ

想定を超える風荷重及び気圧差荷重に対しディーゼル燃料移送ポンプの損傷，かつ外部電源喪失の同時発生を否定できないため，全交流動力電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）

想定を超える風荷重に対して排気筒及び非常用ガス処理系排気管の損傷を否定できないため，排気筒及び非常用ガス処理系排気管の損傷に伴う手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○復水貯蔵タンク

想定を超える風荷重に対して復水貯蔵タンクの損傷を否定できないため，復水輸送系の喪失に伴う手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○原子炉補機海水ポンプ

想定を超える気圧差荷重に対して原子炉補機海水ポンプの損傷を否定できないため，原子炉補機冷却系の機能喪失に伴う補機冷却系喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

想定を超える気圧差荷重に対し高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの損傷を否定できないため，高圧炉心スプレイ系の機能喪失に伴う手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○タービン補機海水ポンプ

想定を超える気圧差荷重に対しタービン補機海水ポンプの損傷を否定できないため，タービン補機冷却系の機能喪失に伴うタービン・サポート故障は考慮すべき起因事象として選定する。

○循環水ポンプ

想定を超える風荷重に対し循環水ポンプの損傷を否定できないため，復水器真空度低による隔離事象は考慮すべき起因事象として選定する。

＜屋内設備＞

○タービン及び発電機

先述のとおり，タービン建物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，タービン建物損傷に伴う非隔離事象は考慮すべき起因事象として選定する。

○原子炉建物付属棟空調換気系

想定を超える気圧差荷重に対し原子炉建物付属棟空調換気系のダクト等が損傷し，かつ外部電源喪失の同時発生を否定できないため，全交流動力電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○中央制御室換気系

上記(3)①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。

②飛来物の衝撃荷重による建物や設備等の損傷

＜建物＞

○原子炉建物，タービン建物，廃棄物処理建物，制御室建物

飛来物が建物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，後述の＜屋内設備＞で考慮することとする。

＜屋外設備＞

○送受電設備

飛来物の衝撃荷重に対して送受電設備の損傷を否定できないため，送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○ディーゼル燃料移送ポンプ

飛来物の衝撃荷重に対してディーゼル燃料移送ポンプが損傷し，かつ外部電源喪失の同時発生を否定できないため，全交流動力電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）

飛来物の衝撃荷重に対して排気筒及び非常用ガス処理系排気管の損傷を否定できないため，排気筒及び非常用ガス処理系排気管の損傷に伴う手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○復水貯蔵タンク

飛来物の衝撃荷重に対して復水貯蔵タンクの損傷を否定できないため，復水輸送系の喪失に伴う手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○原子炉補機海水ポンプ

飛来物の衝撃荷重に対して原子炉補機海水ポンプの損傷を否定できないため，原子炉補機冷却系の機能喪失に伴う補機冷却系喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

飛来物の衝撃荷重に対して高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの損傷を否定できないため，高圧炉心スプレイ系の機能喪失に伴う手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○タービン補機海水ポンプ

飛来物の衝撃荷重に対してタービン補機海水ポンプの損傷を否定できないため，タービン補機冷却系の機能喪失に伴うタービン・サポート故障は考慮すべき起因事象として選定する。

○循環水ポンプ

飛来物の衝撃荷重に対して循環水ポンプの損傷を否定できないため，復水器真空度低による隔離事象は考慮すべき起因事象として選定する。

＜屋内設備＞

○原子炉補機冷却系サージタンク

原子炉建物外壁を飛来物が貫通することを想定すると原子炉補機冷却系サージタンクの損傷を否定できないため，原子炉補機冷却系の機能喪失に伴う補機冷却喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

○原子炉補機冷却水ポンプ，熱交換器

上記(3)②のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として選定しない。

○可燃性ガス濃度制御系

原子炉建物外壁を飛来物が貫通することを想定すると可燃性ガス濃度制御系の損傷を否定できないため，手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○原子炉建物付属棟空調換気系

上記(3)②のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として選定しない。

○中央制御室

上記(3)②のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として選定しない。

○中央制御室換気系

上記(3)②のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として選定しない。

○原子炉建物給排気隔離弁

原子炉建物外壁を飛来物が貫通することを想定すると原子炉建物給排気隔離弁の損傷を否定できないため，手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○気体廃棄物処理設備

廃棄物処理建物外壁を飛来物が貫通することを想定すると気体廃棄物処理設備の損傷は否定できないため，手動停止は考慮すべき起因事象として選定する。

○タービン補機冷却系サージタンク

タービン建物外壁を飛来物が貫通することを想定するとタービン補機冷却系サージタンクの損傷を否定できないため，タービン補機冷却系の機能喪失に伴うタービン・サポート系故障は考慮すべき起因事象として選定する。

○タービン及び発電機

タービン建物外壁を飛来物が貫通することを想定するとタービンや発電機の損傷を否定できないため，非隔離事象は考慮すべき起因事象として選定する。

○主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管）

タービン建物を飛来物が貫通することを想定すると主蒸気管（主蒸気隔離弁以降の配管）の損傷を否定できないため，隔離事象は考慮すべき起因事象として選定する。

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物や設備等の損傷

上記(3)③のとおり，建物及び屋内外設備に対する組合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に包絡されるため，起因事象としては選定不要であると判断した。

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

上記(3)④のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として選定しない。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える竜巻事象に対し発生可能性のある起因事象として以

下のとおり選定した。

・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放に伴う手動停止
・可燃性ガス濃度制御系の機能喪失に伴う手動停止
・原子炉建物給排気隔離弁の損傷に伴う手動停止
・気体廃棄物処理設備の損傷に伴う手動停止
・タービン，発電機の損傷に伴う非隔離事象
・タービン補機海水ポンプ又はタービン補機冷却系サージタンクの損傷に伴うタービン・サポート系故障
・主蒸気系（主蒸気隔離弁以降の配管）の損傷に伴う隔離事象
・送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失
・排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）の損傷に伴う手動停止
・復水貯蔵タンクの損傷に伴う手動停止
・ディーゼル燃料移送ポンプの損傷又は原子炉建物付属棟空調換気系の損傷，かつ外部電源喪失の同時発生に伴う全交流動力電源喪失
・原子炉補機海水ポンプ又は原子炉補機冷却系サージタンクの損傷に伴う補機冷却系喪失
・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプの損傷に伴う手動停止
・循環水ポンプの損傷に伴う隔離事象

上記起因事象については，いずれも運転時の内部事象，地震及び津波レベル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。

よって，竜巻を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

設計基準を超える凍結事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

凍結事象により設備等に発生する可能性のある事象について，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着氷による送受電設備の相間短絡

(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うち，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。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

・ディーゼル燃料貯蔵タンク及びディーゼル発電機燃料移送系配管（以下「燃料貯蔵タンク等」という。）

・復水貯蔵タンク及び附属配管（以下「復水貯蔵タンク等」という。）

②ヒートシンク（海水）の凍結

・取水設備（海水）

③着氷による送受電設備の相間短絡

・送受電設備

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(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うえ，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

◯燃料貯蔵タンク等

低温によって燃料貯蔵タンク等の軽油が凍結した場合に，下記③の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，ディーゼル発電機デイタンクの燃料枯渇により，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○復水貯蔵タンク等

低温によって復水貯蔵タンク等の保有水が凍結した場合，復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。

②ヒートシンク（海水）の凍結

○取水設備（海水）

低温によって島根原子力発電所周辺の海水が凍結することは起こり得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着氷による送受電設備の相間短絡

○送受電設備

送電線や碍子への着氷によって，相間短絡を起こし，外部電源喪失に至るシナリオ。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を超える凍結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当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

○燃料貯蔵タンク等の凍結

ディーゼル発電機の燃料として使用している軽油は低温時の使用環境を考慮した油種としており，また，屋外の燃料移送系配管には保温材を取り付けていることから，有意な頻度又は影響のある事故シーケンス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。

○復水貯蔵タンク等の凍結

復水貯蔵タンクは凍結しない一定以上の温度に加温しており，また，屋外の附属配管には保温材を取り付けていることから，有意な頻度又は影響のある事故シーケンス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。

②ヒートシンク（海水）の凍結

○取水設備（海水）

上記(3)②のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として選定しない。

③着氷による送受電設備の相間短絡

○送受電設備

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの，設計基準を超える凍結事象に対して発生を否定できないため，送受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。

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外部電源喪失を特定したが，運転時の内部事象，地震及び津波レベル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。

よって，凍結事象を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

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」という。）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事象について，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建物天井や屋外設備に対する荷重

②送受電設備の屋外設備への着氷

③空調給気口等の閉塞

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うち，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，以下に示す建物及び屋外設置（屋外に面した設備を含む。）の設備等を評価対象設備として選定した。

①建物天井や屋外設備に対する荷重

＜建物＞

・原子炉建物
・タービン建物
・廃棄物処理建物
・制御室建物

＜屋外設備＞

・送受電設備のうち変圧器
・復水貯蔵タンク
・ディーゼル発電機燃焼用給気口
・原子炉補機海水ポンプ
・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
・タービン補機海水ポンプ
・循環水ポンプ

②送受電設備の屋外設備への着氷

・送受電設備

③空調給気口等の閉塞

・中央制御室換気系
・ディーゼル発電機燃焼用給気口
・原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口
・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口
・タービン補機海水ポンプのモータ冷却口
・循環水ポンプのモータ冷却口

④積雪によるアクセス性や作業性の悪化

－（アクセスルート）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(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うえ，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①建物天井や屋外設備に対する荷重

建物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。

＜建物＞

○原子炉建物

原子炉建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建物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機能喪失することで，原子炉補機冷却系が喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。

原子炉建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置している原子炉建物給排気隔離弁の機能喪失による手動停止に至るシナリオ。

○タービン建物

タービン建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び，非隔離事象に至るシナリオ。

タービン建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置しているタービン補機冷却系サージタンクが機能喪失することで，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○廃棄物処理建物

廃棄物処理建物屋上が積雪荷重により崩壊した場合に，建物最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失し，手動停止に至るシナリオ。

○制御室建物

制御室建物屋上が積雪荷重により崩落した場合に，建物最上階に設

置している中央制御室が機能喪失し，計装・制御系機能喪失に至るシナリオ。

＜屋外設備＞

○送受電設備のうち変圧器

変圧器が積雪荷重により損傷した場合に，外部電源喪失に至るシナリオ。

○復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンク天板が積雪荷重により崩落し，保有水が喪失した場合，復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。

○ディーゼル発電機燃焼用給気口

ディーゼル発電機の燃焼用給気口が積雪荷重により損傷しディーゼル発電機が機能喪失した場合に，上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○原子炉補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に，原子炉補機冷却系が喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に，高圧炉心スプレイ系が機能喪失することによる手動停止に至るシナリオ。

○タービン補機海水ポンプ

タービン補機海水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に，タービン補機海水系が機能喪失することでタービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○循環水ポンプ

循環水ポンプが積雪荷重により損傷した場合に，復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。

②送受電設備の屋外設備への着氷

○送受電設備

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喪失に至るシナリオ。

③空調給気口等の閉塞

○中央制御室換気系

積雪によって中央制御室換気系の給排気口が閉塞した場合は，外気遮断による系統隔離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。

○ディーゼル発電機燃焼用給気口

積雪によるディーゼル発電機の燃焼用給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって，ディーゼル発電機の機能が喪失した場合に，上記②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口

積雪によって，原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合，原子炉補機冷却系の機能喪失による補機冷却系喪失に至るシナリオ。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口

積雪によって，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合，高圧炉心スプレイ系が機能喪失することによる手動停止に至るシナリオ。

○タービン補機海水ポンプのモータ冷却口

積雪によって，タービン補機海水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合，タービン補機海水系が機能喪失することによるタービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○循環水ポンプのモータ冷却口

積雪によって，循環水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合，復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。

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，設計基準事故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での現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外で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，可搬型重大事故等対処設備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当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①建物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

○建物及び屋外設備

積雪荷重が各建物天井や屋外設備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が，積雪は事前の予測が十分に可能であり，また積雪事象の進展速度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。

②送受電設備の屋外設備への着氷

〇送受電設備

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，送受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空調給気口等の閉塞

〇中央制御室換気系，ディーゼル発電機燃焼用給気口，原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口，タービン補機海水ポンプのモータ冷却口及び循環水ポンプのモータ冷却口

中央制御室換気系，ディーゼル発電機燃焼用給気口，原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口，タービン補機海水ポンプのモータ冷却口又は循環水ポンプのモータ冷却口が閉塞した場合には，(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるが，積雪は事前の予測が十分に可能であり，また積雪事象の進展速度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り，有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因に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。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える積雪事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが，運転時の内部事象，地震及び津波レベル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。

よって，積雪事象を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

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」という。）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事象について，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屋内外計測制御設備に発生するノイズ

②直撃雷による設備損傷

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

(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うち，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した。

①屋内外計測制御設備に発生するノイズ

・計測制御設備

②直撃雷による設備損傷

・送受電設備
・原子炉補機海水ポンプ
・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
・タービン補機海水ポンプ
・循環水ポンプ

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

・計測制御設備

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(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うえ，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①屋内外計測制御設備に発生するノイズ

○計測制御設備

ノイズにより安全保護系が誤動作した場合，隔離事象又は原子炉保護系誤動作等に至るシナリオ。

ノイズにより安全保護系以外の計測制御設備が誤動作した場合，非隔離事象，全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオ。

②直撃雷による設備損傷

○送受電設備

送受電設備への直撃雷により，当該設備が機能喪失し，外部電源喪失に至るシナリオ。

○原子炉補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプへの直撃雷により，当該設備が機能喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプへの直撃雷により，当該設備が機能喪失し，手動停止に至るシナリオ。

○タービン補機海水ポンプ

タービン補機海水ポンプへの直撃雷により，当該設備が機能喪失し，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○循環水ポンプ

循環水ポンプへの直撃雷により，当該設備が機能喪失し，復水器真空度喪失により隔離事象に至るシナリオ。

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

○計測制御設備

建物避雷設備等から誘導雷サージが建物内に侵入し，電気盤内の制御回路が損傷し，計装・制御系喪失に至るシナリオ。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を超える落雷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当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①屋内外計測制御設備に発生するノイズ

○計測制御設備

落雷によって安全保護系に発生するノイズの影響により誤動作する可能性は否定できず，隔離事象又は原子炉保護系誤動作等に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

また，落雷によって安全保護系以外の計測制御設備に発生するノイズの影響により誤作動する可能性は否定できず，非隔離事象，全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

なお，上記事象以外の誤動作（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，起因事象としては特定しない。

②直撃雷による設備損傷

○送受電設備

送電線，開閉所は架空地線で落雷の確率低減対策を実施しているが，受雷を否定できないため，送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

○原子炉補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプは，避雷設備の効果を期待できるが，海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できない。また，区分分離が実施された複数の系統に期待できるが，同時に機能喪失することを保守的に考慮し，補機冷却系喪失に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプは，避雷設備の効果を期待できるが，海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できないことから，手動停止に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

○タービン補機海水ポンプ

タービン補機海水ポンプは，避雷設備の効果を期待できるが，海水ポンプモータ部に関しては落雷によって機能喪失する可能性を否定できないことから，タービン・サポート系故障に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

○循環水ポンプ

循環水ポンプモータ部に関しては，落雷によって機能喪失する可能性を否定できないため，循環水ポンプの機能喪失に伴う復水器真空度喪失による隔離事象に至るシナリオは考えられるため起因事象として特定する。

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

○計測制御設備

落雷による誘導雷サージを接地網へ効果的に導くことが出来ない場合には，電気盤内の絶縁耐力が低い制御回路が損傷し，発電用原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。しかしながら，安全保護系の制御回路はシールドケーブルを使用し，基本的に建物内に布設しているため，有意なサージの侵入はないこと，また屋外との取合いがある制御回路についても，避雷器や絶縁トランスによるサージ対策が講じられ

ており，制御回路が影響を受けるような誘導雷サージの侵入はないことから，有意な頻度又は影響のある事故シーケンス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特定不要であると判断される。

なお，安全保護系以外の計測制御設備は，誘導雷サージの影響により損傷し，安全保護系以外の計装・制御系喪失により制御不能に至る可能性を否定できない。制御不能となった場合は，非隔離事象，全給水喪失又は水位低下事象に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を特定した。

- 安全保護系に発生するノイズの影響に伴う隔離事象又は原子炉保護系誤動作等
- 安全保護回路以外の計測制御設備に発生するノイズの影響に伴う非隔離事象，全給水喪失又は水位低下事象
- 送受電設備の機能喪失による外部電源喪失
- 原子炉補機海水ポンプの機能喪失による補機冷却系喪失
- 高圧炉心スプレイ・ポンプの機能喪失による手動停止
- タービン補機海水ポンプの機能喪失によるタービン・サポート系故障
- 循環水ポンプの機能喪失による隔離事象
- 安全保護回路以外の計測制御設備の損傷に伴う非隔離事象，全給水喪失又は水位低下事象

上記起因事象については，いずれも運転時の内部事象，地震及び津波レベル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。

よって，落雷事象を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

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」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

火山事象のうち，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」という。）において設計対応不可能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な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。

降下火砕物により設備等に発生する可能性のある事象について，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降下火砕物の堆積荷重による荷重
②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞
③降下火砕物による空調給気口等の閉塞及び屋外設備の摩耗
④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響
⑤降下火砕物の送受電設備への付着による相間短絡
⑥降下火砕物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うち，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した。

①降下火砕物の堆積荷重による荷重

＜建物＞
・原子炉建物
・タービン建物
・廃棄物処理建物
・制御室建物

＜屋外設備＞
・送受電設備のうち変圧器
・復水貯蔵タンク
・ディーゼル発電機燃焼用給気口
・原子炉補機海水ポンプ

・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
・タービン補機海水ポンプ
・循環水ポンプ

②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞
・取水口
・原子炉補機海水ポンプ
・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
・タービン補機海水ポンプ
・循環水ポンプ

③降下火砕物による空調給気口等の閉塞及び屋外設備の摩耗
・ディーゼル発電機燃焼用給気口
・中央制御室換気系
・原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口
・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口
・タービン補機海水ポンプのモータ冷却口
・循環水ポンプのモータ冷却口
・ディーゼル燃料移送ポンプ

④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響
・原子炉補機海水ポンプ等の屋外設備

⑤降下火砕物の送受電設備への付着による相間短絡
・送受電設備

⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化
－（アクセスルート）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(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うえ，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①降下火砕物による建物天井や屋外設備に対する堆積荷重

建物及び屋外設備に対する降下火砕物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。

＜建物＞

○原子炉建物

原子炉建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に，建物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損傷する

ことで，原子炉補機冷却系が喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。

原子炉建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置している原子炉建物給排気隔離弁の機能喪失により手動停止に至るシナリオ。

○タービン建物

タービン建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置しているタービンや発電機に影響が及び，非隔離事象に至るシナリオ。

また，タービン補機冷却系サージタンクが機能喪失することで，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○廃棄物処理建物

廃棄物処理建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩壊した場合に，建物最上階に設置している気体廃棄物処理設備が機能喪失し，手動停止に至るシナリオ。

○制御室建物

制御室建物屋上が降下火砕物による堆積荷重により崩落した場合に，建物最上階に設置している中央制御室が機能喪失し，計装・制御系機能喪失に至るシナリオ。

＜屋外設備＞

○送受電設備のうち変圧器

変圧器が降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に，外部電源喪失に至るシナリオ。

○復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンク天板が降下火砕物による堆積荷重により崩落し，保有水が喪失した場合，復水輸送系の喪失により手動停止に至るシナリオ。

○ディーゼル発電機燃焼用給気口

ディーゼル発電機の燃焼用給気口が降下火砕物による堆積荷重によって損傷し，ディーゼル発電機が機能喪失した場合に，上記の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○原子炉補機海水ポンプ

原子炉補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に，原子炉補機冷却系が喪失し，補機冷却系喪失に至るシナリオ。

○高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ

高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に，高圧炉心スプレイ系が機能喪失し，手動停止に至るシナリオ。

○タービン補機海水ポンプ

タービン補機海水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に，タービン補機海水系が機能喪失し，タービン・サポート系故障に至るシナリオ。

○循環水ポンプ

循環水ポンプが降下火砕物による堆積荷重により損傷した場合に，復水器真空度低により隔離事象に至るシナリオ。

②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞

○取水口

海水中への降下火砕物による取水口への影響については，定量的な裕度評価は困難であるが，降下火砕物に対する取水量や取水設備構造等を考慮すると，取水口閉塞の発生は考えにくく，考慮するシナリオとしては抽出不要と考えられる。

○原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ，タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプ

海水系については，海水中の降下火砕物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摩耗や海水ストレーナの閉塞により，原子炉補機海水ポンプが機能喪失し補機冷却系喪失に至るシナリオ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが機能喪失し手動停止に至るシナリオ，タービン補機海水ポンプが機能喪失しタービン・サポート系故障に至るシナリオ及び循環水ポンプが機能喪失し隔離事象に至るシナリオ。

③降下火砕物による空調給気口等の閉塞及び屋外設備の摩耗

○ディーゼル発電機燃焼用給気口

降下火砕物によるディーゼル発電機の給気フィルタの目詰まり又は燃焼用給気口の閉塞によって，ディーゼル発電機の機能が喪失した場合に，下記⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○中央制御室換気系

降下火砕物によって中央制御室換気系の給排気口が閉塞した場合は，外気遮断による系統隔離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選定は不要である。また，降下火砕物の吸い込みにより給気口が閉塞した場合でも，フィルタの取替え及び清掃が可能であることから考慮すべきシナリオとして選定は不要である。

○原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ，タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプのモータ冷却口の閉塞

降下火砕物の吸い込み又は冷却口への堆積により，海水ポンプモー

タの冷却口が閉塞した場合，原子炉補機海水ポンプが機能喪失し補機冷却系喪失に至るシナリオ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプが機能喪失し手動停止に至るシナリオ，タービン補機海水ポンプが機能喪失しタービン・サポート系故障に至るシナリオ又は循環水ポンプが機能喪失し隔離事象に至るシナリオ。

○ディーゼル燃料移送ポンプ

降下火砕物による軸受摩耗により，ディーゼル燃料移送ポンプが損傷し，ディーゼル発電設備が燃料枯渇により機能喪失した場合に，下記⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

○原子炉補機海水ポンプ等の屋外設備

降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については，屋外設備表面に塗装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，適切な保守管理が可能であるため考慮するシナリオとしては抽出不要とする。

⑤降下火砕物の送受電設備への付着による相間短絡

○送受電設備

降下火砕物が送電線や碍子へ付着し，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。

⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化

降下火砕物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，設計基準事故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での現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外で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，可搬型重大事故等対処設備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，想定を超える火山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当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①降下火砕物による建物天井や屋外設備に対する堆積荷重により発生可能

性のあるシナリオ

○ 建物及び屋外設備

降下火砕物による堆積荷重が各建物天井や屋外設備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が，火山事象は事前の予測が十分に可能であり，また降灰事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから，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に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。

②降下火砕物による取水口及び海水系の閉塞

○原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ，タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプ

海水中の降下火砕物による海水系への影響については，降下火砕物の性質である硬度を考慮すると，海水中の降下火砕物によって熱交換器の伝熱管，海水ポンプ軸受の閉塞による異常摩耗は進展しにくく，また，降灰事象の進展速度を踏まえると，海水ストレーナの差圧が上昇した場合は切替えて清掃することによって機能喪失することは考えにくいため，考慮すべき起因事象として選定不要であると判断した。

③降下火砕物による空調給気口等の閉塞及び屋外設備の摩耗

○ディーゼル発電機燃焼用給気口

降下火砕物の吸い込み又は給気口への堆積によりディーゼル発電機の給気フィルタが閉塞した場合には，(3)項で選定したシナリオが発生する可能性はあるが，火山事象は事前の予測が十分に可能であり，また降灰事象の進展速度を踏まえると除灰管理又はフィルタ交換が可能であることから，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に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。

また，モータ冷却口が閉塞した場合には，(3)項で選定したシナリオが発生する可能性はあるが，火山事象は事前の予測が十分に可能であり，また降灰事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから，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に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。

④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

上記(3)④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。

⑤降下火砕物の送受電設備への付着による相間短絡

〇送受電設備

降下火砕物の影響を受ける可能性がある送受電設備は，発電所内外の広範囲にわたるため，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機能喪失の可能性を否定できないため，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。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える火山事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが，運転時の内部事象，地震及び津波レベル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。

よって，火山の影響を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

設計基準を超える地滑り・土石流事象のうち土石流に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

地滑り・土石流事象のうち土石流により設備等に発生する可能性のある事象について，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土砂の荷重による建物や設備等の損傷

②土砂の堆積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うち，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した。

①土砂の荷重による建物や設備等の損傷

＜建物＞

・原子炉建物

・廃棄物処理建物

＜屋外設備＞

・送受電設備

②土砂の堆積によるアクセス性や作業性の悪化

－（アクセスルート）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(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うえ，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①土砂の荷重による建物や設備等の損傷

建物及び屋内外設備に対する土砂荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

＜建物＞

○原子炉建物，廃棄物処理建物

土石流が斜面に到達した場合は，更に土石流の堆積区間が広がり，各建物に影響を及ぼす可能性があるが，別紙に示す設計基準を超える土石流を想定しても，原子炉建物周辺の斜面まで最も近い土石流危険

区域③においても，当該斜面まで平坦な距離は50m以上あることから各建物に土石流は到達しないと考えられるため，シナリオの選定は不要である。

＜屋外設備＞

○送受電設備

送受電設備が土砂の荷重により損傷した場合に，外部電源喪失に至るシナリオ。

②土砂の堆積によるアクセス性や作業性の悪化

土石流に伴う土砂の堆積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，土石流による影響範囲は限定的であり，影響範囲外の設備及びアクセスルート等を使用した対応が可能であることから問題はない。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，設計基準を超える土石流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当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①土砂の荷重による建物や設備等の損傷

＜屋外設備＞

○送受電設備

土砂の荷重に対して送受電設備の損傷を否定できないため，送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失は考慮すべき起因事象として選定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える土石流に対し発生可能性のある起因事象として以下のとおり選定した。

・送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失

上記起因事象については，いずれも運転時の内部事象，地震及び津波レベル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。

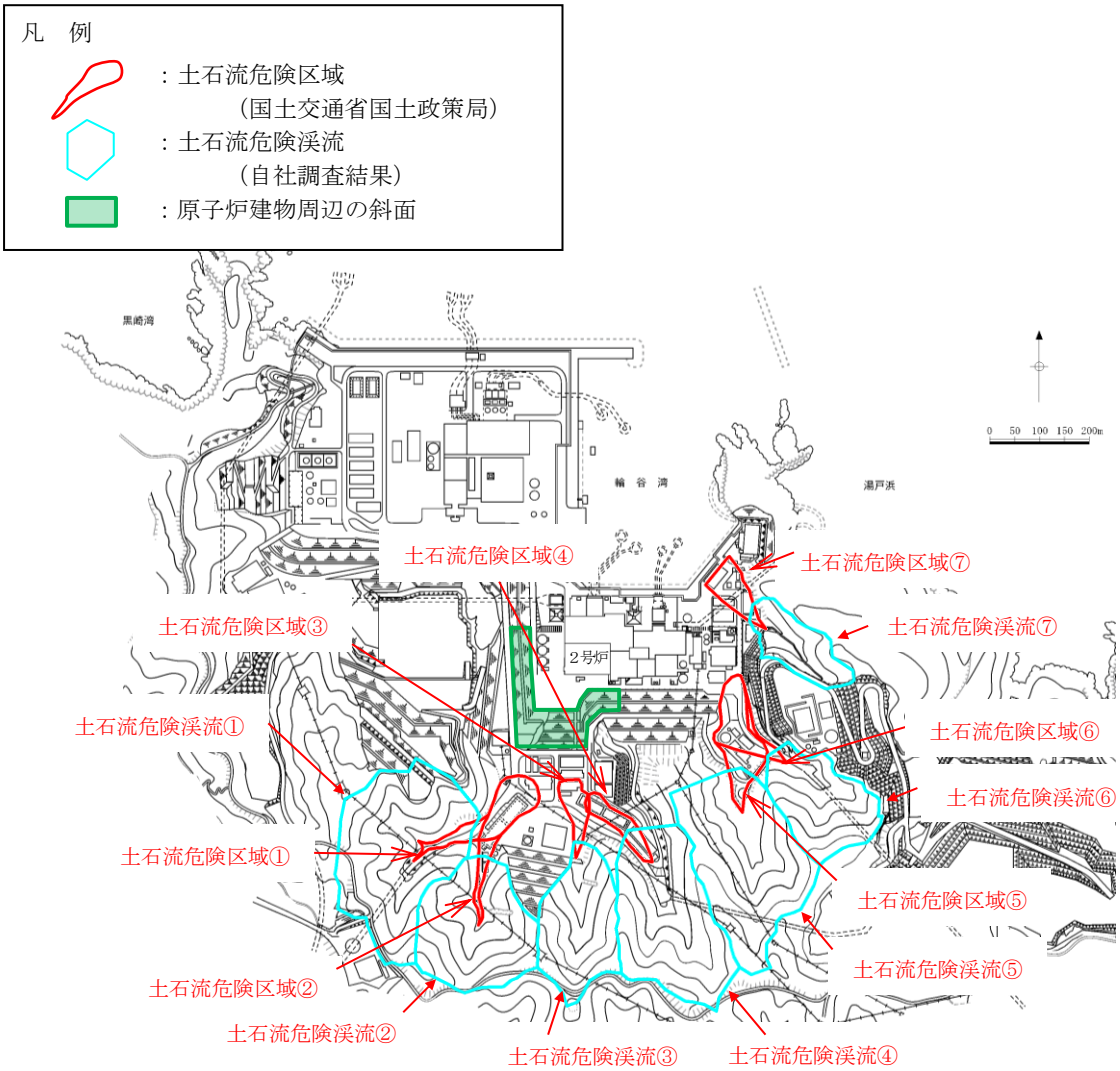
よって，土石流を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

別紙

土石流の規模について

1. 土石流危険区域

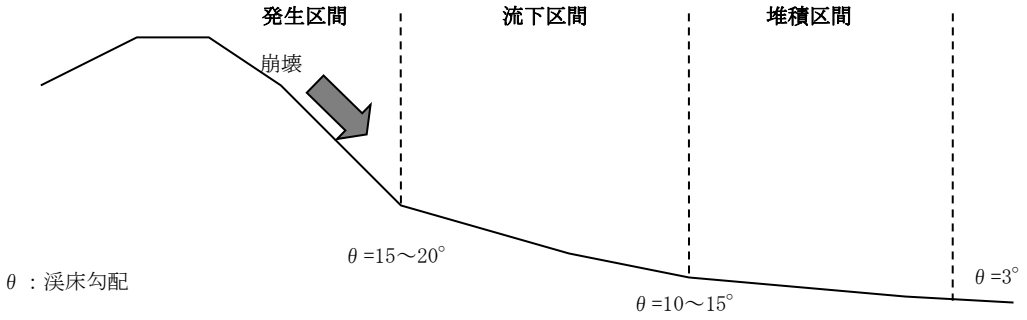
島根原子力発電所周辺の土石流危険区域は第１図のとおり。



第１図　島根原子力発電所周辺における土石流危険区域
及び土石流危険渓流位置図

2. 渓床勾配について

土石流は，発生区間，流下区間及び堆積区間が渓床勾配によってほぼ明確に分類できることが知られている。第２図に渓床勾配の区分を示す。



第２図　渓床勾配の区分

3. 設計基準を超える土石流について

2. のとおり，土石流による影響範囲は渓床勾配に依存するものの，大規模損壊では，設計基準を超える土石流として，土石流の影響範囲が第１図の土石流危険区域から下流に更に 10m 程度拡大することを想定する。

設計基準を超える森林火災事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

森林火災により設備等に発生する可能性のある事象について，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輻射熱による建物や設備等への影響

②ばい煙による設備等の閉塞

(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うち，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した。

①輻射熱による建物や設備等への影響

＜建物＞

・原子炉建物
・タービン建物
・廃棄物処理建物
・制御室建物

＜屋外設備＞

・送受電設備
・復水貯蔵タンク
・排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）
・原子炉補機海水ポンプ
・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ
・タービン補機海水ポンプ
・循環水ポンプ

②ばい煙による設備等の閉塞

・ディーゼル発電機燃焼用給気口
・換気空調設備
・中央制御室換気系
・原子炉補機海水ポンプのモータ冷却口
・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプのモータ冷却口

・タービン補機海水ポンプのモータ冷却口
・循環水ポンプのモータ冷却口

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(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うえ，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①輻射熱による建物や設備等への影響

＜建物＞

○原子炉建物，タービン建物，廃棄物処理建物及び制御室建物

森林火災の輻射熱による建物への影響について，想定し得る最大の火災影響評価において，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，建物の許容温度を下回り，建物が損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による建物影響について，24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから，シナリオの選定は不要である。

＜屋外設備＞

○送受電設備

森林火災の輻射熱により送受電設備が損傷した場合，外部電源喪失に至るシナリオ。

なお，森林火災の輻射熱による送受電設備への影響について，想定し得る最大の火災影響評価において，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，防火帯内の送受電設備が損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による影響について，24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができる。

○復水貯蔵タンク

森林火災の輻射熱による復水貯蔵タンクへの影響について，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，復水貯蔵タンクが受ける輻射強度は低いため，復水貯蔵タンクが損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による影響について，24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから，シナリオの選定は不要である。

○排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）

森林火災の輻射熱による排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）への影響について，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）が受け

る輻射強度は低いため，排気筒（非常用ガス処理系排気管を含む。）が損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による影響について，24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから，シナリオの選定は不要である。

○原子炉補機海水ポンプ，高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ，タービン補機海水ポンプ及び循環水ポンプ（以下「海水ポンプ」という。）

森林火災の輻射熱による海水ポンプへの影響について，想定し得る最大の火災影響評価において，防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると，海水ポンプが受ける輻射強度は低いため，海水ポンプが損傷することはない。また，森林火災の輻射熱による影響について，24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火活動も可能であり，森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから，シナリオの選定は不要である。

②ばい煙による設備等の閉塞

○ディーゼル発電機燃焼用給気口

森林火災で発生するばい煙のディーゼル発電機燃焼用給気口への吸い込みにより給気口が閉塞した場合でも，フィルタの取替え及び清掃が可能であることから，シナリオの選定は不要である。

○海水ポンプのモータ冷却口

海水ポンプモータ内部にばい煙粒子が侵入した場合でも，モータ内の通気経路の隙間は十分に大きく閉塞等の影響はないため，シナリオの選定は不要である。

○換気空調設備

外気取入口にはフィルタを設置しているため，一定以上の粒径のばい煙を捕集するとともに，換気空調設備の停止により建物内へのばい煙の侵入を阻止することが可能であるため，シナリオの選定は不要である。

○中央制御室換気系

外気取入口にはフィルタを設置しているため，一定以上の粒径のばい煙を捕集するとともに，給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し系統隔離運転モードとすることにより，長時間室内へのばい煙侵入を阻止することが可能であるため，シナリオの選定は不要である。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を超える森林火災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当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①輻射熱による建物や設備等への影響

＜建物＞

森林火災の輻射熱による各建物の損傷については，上記(3)①のとおり，考慮すべき起因事象として特定不要であると判断した。

＜屋外設備＞

森林火災の輻射熱により送受電設備が損傷する可能性が否定できず，送受電設備の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。その他の屋外設備についての損傷のシナリオについては，上記(3)①のとおり，考慮すべき起因事象として特定不要であると判断した。

②ばい煙による設備等の閉塞

森林火災のばい煙等による設備等の閉塞については，上記(3)②のとおり，考慮すべき起因事象として特定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて森林火災に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが，運転時の内部事象，地震及び津波レベル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。

よって，森林火災を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

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. 自然現象の重畳影響

自然現象の重畳評価においては，損傷・機能喪失モードに応じて，以下に示す影響を考慮する必要がある。

Ⅰ．各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し，重ね合わさって増長するケース （例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の重ね合わせ）

Ⅱ.ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース(例:地震により止水機能が喪失して浸水量が増加)

Ⅲ-1．他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース（例：降水による降下火砕物密度の増加（降水時は，降下火砕物自体が発電所へ届きにくくなると考えられるため，堆積後の降水を想定)）

Ⅲ-2．他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース（例：斜面に降下火砕物が堆積した後に大量の降水により滑り，プラント周辺まで降下火砕物を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。）

2. 自然現象の重畳によるシナリオの選定

添付資料 2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象の抽出プロセスによって収集した自然現象 55 事象のうち，添付資料 2.1.1 の第２表に示す評価結果により，以下の観点から除外した事象については，重畳評価について考慮不要と判断し，地震，津波，竜巻，凍結，降雨，積雪，落雷，火山，生物学的事象，森林火災，地滑り等の 33 事象を重畳影響として評価する。

○島根原子力発電所及びその周辺では発生しない（又は，発生が極めて稀）と判断した事象

Ｎｏ.15：隕石，Ｎｏ.19：雪崩，Ｎｏ.22：カルスト，Ｎｏ.23：地下水による浸食，Ｎｏ.32：氷結（水面の凍結），Ｎｏ.34：氷壁，Ｎｏ.44：ハリケーン，Ｎｏ.47：陥没，Ｎｏ.51：土砂崩れ（山崩れ，崖崩れ），Ｎｏ．53：水蒸気・熱湯噴出，Ｎｏ.54：土壌の収縮又は膨張

○単独事象での評価において設備等への影響がない（又は，非常に小さい）と判断した事象で，他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

Ｎｏ．３：高温，Ｎｏ．９：もや，Ｎｏ.10：霜，Ｎｏ.11：干ばつ，Ｎｏ.12:塩害・塩雲，Ｎｏ.24：海岸浸食（水面下の浸食），Ｎｏ.25：湖又は河川の水位低下，Ｎｏ.26：湖又は河川の水位上昇，Ｎｏ.30：低水温（海水温低），Ｎｏ.40：濃霧，Ｎｏ.45：河川の迂回

重畳事象については，1. に示すⅠ～Ⅲ－１の影響が考えられるものの，以下に示す理由から，単独事象での評価において抽出されたシナリオ以外のシナリオ

が生じることはなく，重畳影響Ⅲ－２についても該当するケースはなかった。

Ⅰ．各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し，重なり合わさって増長するケース

重畳により影響度合いが大きくなるのみであり，単独事象で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると，新たなシナリオは生じない。

Ⅱ．ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース

単独の自然現象に対するシナリオの選定において，設計基準を超える事象を評価対象としていることは，つまり設備耐力や防護対策に期待していないということであり，単独事象の評価において抽出された以外の新たなシナリオは生じない。

Ⅲ－１．他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース

一方の自然現象の前提条件が，他方の自然現象により変化し，元の自然現象の影響度が大きくなったとしても，Ⅰ．と同様，単独事象で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため，新たなシナリオは生じない。

Ⅲ－２．他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース

単独事象では影響が及ばない評価であったのに対し，事象が重畳することにより影響が及ぶようになるものは，降下火砕物と降水の組合せのみであったが，屋外設備（送変電設備等）の損傷を想定しても，起因事象としては外部電源喪失であり，新しいシナリオは生じない。

3．重畳影響評価のまとめ

事故シーケンスの抽出という観点においては，上述のとおり，自然現象が重畳することにより，単独事象の評価で特定されたシナリオに対し新たなものが生じることはなく，自然現象重畳により新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。

第１表　自然現象の重畳確認結果（１／８）

重畳事象 ＼ 主事象			1 風（台風）				2 竜巻				3 高温	4 低温		5 極限的な気圧	6 降雨（豪雨）		7 積雪（豪雪）			8 ひょう		9 もや	10 霜
			荷重（風圧）	荷重（気圧差）	荷重（飛来物）	閉塞（取水）	荷重（風圧）	荷重（気圧差）	荷重（飛来物）	閉塞（取水）	温度高	温度低（凍結）	電気的影響	荷重（気圧差）	荷重（堆積）	浸水	荷重（堆積）	電気的影響	閉塞（空調）	荷重（衝突）	荷重（堆積）	－	－
1	風（台風）	荷重（風圧）	建物及び屋外設備の損傷				Ⅰ	－	Ⅰ	－		－	－	－	－	－	－	－	Ⅲ-1	Ⅲ-1	－		
		荷重（気圧差）	建物及び屋外設備の損傷				－	Ⅰ	－	－		－	－	Ⅰ	－	－	－	－	－	－	－		
		荷重（飛来物）	建物及び屋外設備の損傷				Ⅰ	－	Ⅰ	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞				－	－	－	Ⅰ		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
2	竜巻	荷重（風圧）	建物及び屋外設備の損傷	Ⅰ	－	Ⅰ	－					－	－	－	－	－	－	－	Ⅲ-1	Ⅲ-1	－		
		荷重（気圧差）	建物及び屋外設備の損傷	－	Ⅰ	－	－					－	－	Ⅰ	－	－	－	－	－	－	－		
		荷重（飛来物）	建物及び屋外設備の損傷	Ⅰ	－	Ⅰ	－					－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞	－	－	－	Ⅰ					－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
3	高温	温度高	（影響がない）																				
4	低温	温度低（凍結）	屋外ﾀﾝｸ及び配管内流体の凍結	－	－	－	－	－	－	－	－				－	－	－	－	－	－	－		
		電気的影響	送受電設備の地絡・短絡	－	－	－	－	－	－	－	－				－	－	－	－	Ⅰ	－	－		
5	極限的な気圧	荷重（気圧差）	建物及び屋外設備の損傷	－	Ⅰ	－	－	－	Ⅰ	－	－		－	－				－	－	－	－		
6	降雨（豪雨）	荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－			Ⅲ-1	－	－	－	Ⅲ-1		
		浸水	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－			－	－	－	－	－		
7	積雪（豪雪）	荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－						－	Ⅰ		
		電気的影響	送受電設備の屋外設備への着氷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	Ⅰ	－	－	－				－	－		
		閉塞（空調）	空調給気口，冷却口の閉塞	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－				－	－		
8	ひょう	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷	Ⅰ	－	－	－	Ⅰ	－	－	－		－	－	－	－	－	Ⅰ	－	－				
		荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－				
9	もや	－	（影響がない）																				
10	霜	－	（影響がない）																				
11	干ばつ	冷却機能低下	（影響がない）																				
12	塩害，塩雲	腐食	（影響がない）																				
13	砂嵐	閉塞（空調）	空調フィルタの閉塞	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
14	落雷	電気的影響（雷サージ）	電気的な設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
		電気的影響（誘導電流）	電気的な設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
		電気的影響（直撃雷）	設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
15	隕石	荷重（衝突）	（発生しない）																				
		荷重（衝撃波）	（発生しない）																				
		浸水	（発生しない）																				
16	地面の隆起	地盤安定性	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
17	動物	電気的影響	個別設備の機能喪失	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
18	火山	荷重（堆積）	建物天井や屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	Ⅰ		－	－	Ⅰ		
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	Ⅰ		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
		閉塞（空調）	空調給気口等の閉塞	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－		
		電気的影響	送受電設備の地絡・短絡	－	－	－	－	－	－	－	－		－	Ⅰ	－	－	－	－	－	－	－	－		
19	雪崩	荷重（衝突）	（発生しない）																				
20	地滑り	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷	Ⅰ	－	－	－	Ⅰ	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
21	地震	荷重（地震）	建物及び屋外設備の損傷	Ⅰ	－	Ⅱ	－	Ⅰ	－	Ⅱ	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
22	カルスト	地盤安定性	（発生しない）																				
23	地下水による浸食	地盤安定性	（発生しない）																				
		浸水	（発生しない）																				

［凡例］

斜　線：以下の理由により，重畳影響考慮不要

・発電所及びその周辺では発生しない（又は，発生が極めて稀）と判断した事象

・単独事象での評価において設備等への影響がない（又は，非常に小さい）事象で，他の事象と重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

－　：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価により増長しない。

Ⅰ　：各自然現象から同じ影響がそれぞれに作用し，重ね合わさって増長するケース。

Ⅱ　：ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース。

Ⅲ-1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース。

Ⅲ-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

第１表　自然現象の重畳確認結果（２／８）

重畳事象		主事象		11	12	13	14			15			16	17	18				19	20	21	22	23	
				干ばつ	塩害，塩雲	砂嵐	落雷			隕石			地面の隆起	動物	火山				雪崩	地滑り	地震	カルスト	地下水による浸食	
		設備等の損傷・機能喪失モード		冷却機能低下	腐食	閉塞（空調）	電気的影響（雷サージ）	電気的影響（誘導電流）	電気的影響（直撃雷）	荷重（衝突）	荷重（衝撃波）	浸水	地盤安定性	電気的影響	荷重（堆積）	閉塞（取水）	閉塞（空調）	電気的影響	荷重（衝突）	荷重（衝突）	荷重（地震）	地盤安定性	地盤安定性	浸水
1	風（台風）	荷重（風圧）	建物及び屋外設備の損傷			Ⅲ-1	－	－	－				－	－	－	－	Ⅲ-1	－		Ⅰ	Ⅰ			
		荷重（気圧差）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
		荷重（飛来物）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	Ⅱ				－	－	－	Ⅰ	－	－		－	－			
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞			－	－	－	－				－	－	－		－	－		－	－			
2	竜巻	荷重（風圧）	建物及び屋外設備の損傷			Ⅲ-1	－	－	－				－	－	－	－	Ⅲ-1	－		Ⅰ	Ⅰ			
		荷重（気圧差）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
		荷重（飛来物）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	Ⅱ				－	－	－	Ⅰ	－	－		－	－			
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
3	高温	温度高	（影響がない）																					
4	低温	温度低（凍結）	屋外ﾀﾝｸ及び配管内流体の凍結			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
		電気的影響	送受電設備の地絡・短絡			－	－	－	－				－	－	－	－	－	Ⅰ		－	－			
5	極限的な気圧	荷重（気圧差）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
6	降雨（豪雨）	荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	Ⅲ-1，2	－	－	－		Ⅲ-1	－			
		浸水	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
7	積雪（豪雪）	荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	Ⅰ	－	－	－		Ⅲ-1	Ⅲ-1			
		電気的影響	送受電設備の屋外設備への着氷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	Ⅰ		－	－			
		閉塞（空調）	空調給気口，冷却口の閉塞			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
8	ひょう	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
		荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	Ⅰ	－	－	－		－	－			
9	もや	－	（影響がない）																					
10	霜	－	（影響がない）																					
11	干ばつ	冷却機能低下	（影響がない）																					
12	塩害，塩雲	腐食	（影響がない）																					
13	砂嵐	閉塞（空調）	空調フィルタの閉塞				－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
14	落雷	電気的影響（雷サージ）	電気的な設備の損傷			－							－	－	－	－	－	－		－	－			
		電気的影響（誘導電流）	電気的な設備の損傷			－							－	－	－	－	－	－		－	－			
		電気的影響（直撃雷）	設備の損傷			－							－	－	－	－	－	－		－	－			
15	隕石	荷重（衝突）	（発生しない）																					
		荷重（衝撃波）	（発生しない）																					
		浸水	（発生しない）																					
16	地面の隆起	地盤安定性	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－					－	－	－	－	－		－	－			
17	動物	電気的影響	個別設備の機能喪失			－	－	－	－				－		－	－	－	－		－	－			
18	火山	荷重（堆積）	建物天井や屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－						Ⅲ-1	Ⅲ-1			
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞			－	－	－	－				－	－						－	－			
		閉塞（空調）	空調給気口等の閉塞			－	－	－	－				－	－						－	－			
		電気的影響	送受電設備の地絡・短絡			－	－	－	－				－	－						－	－			
19	雪崩	荷重（衝突）	（発生しない）																					
20	地滑り	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－			－			
21	地震	荷重（地震）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	Ⅱ				Ⅰ	－	－	－	－	－		－				
22	カルスト	地盤安定性	（発生しない）																					
23	地下水による浸食	地盤安定性	（発生しない）																					
		浸水	（発生しない）																					

［凡例］

斜　線：以下の理由により，重畳影響考慮不要

・発電所及びその周辺では発生しない（又は，発生が極めて稀）と判断した事象

・単独事象での評価において設備等への影響がない（又は，非常に小さい）事象で，他の事象と重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

－　：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価により増長しない。

Ⅰ　：各自然現象から同じ影響がそれぞれに作用し，重ね合わさって増長するケース。

Ⅱ　：ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース。

Ⅲ-1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース。

Ⅲ-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

第１表　自然現象の重畳確認結果（３／８）

重畳事象		設備等の損傷・機能喪失モード		主事象 24 海岸浸食	25 湖又は河川の水位低下	26 湖又は河川の水位上昇	27 海水面低	28 海水面高	29 高水温	30 低水温	31 海底地滑り	32 氷結	33 氷晶	34 氷壁	35 水中の有機物質	36 生物学的事象		37 津波			38 太陽フレア，磁気嵐	39 洪水	40 濃霧
				冷却機能低下	冷却機能低下	浸水	冷却機能低下	浸水	冷却機能低下	冷却機能低下	浸水	閉塞（取水）	荷重（堆積）	－	冷却機能低下	閉塞（取水）	電気的影響	荷重（衝突）	浸水	閉塞（取水）	誘導電流	浸水	－
1	風（台風）	荷重（風圧）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	Ⅰ	－	－	－	－	
		荷重（気圧差）	建物及び屋外設備の損傷				－	Ⅲ-1	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
		荷重（飛来物）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		Ⅱ	Ⅱ	－	－	Ⅱ	－	－	－	
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	Ⅰ	－	－	
2	竜巻	荷重（風圧）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	Ⅰ	－	－	－	－	
		荷重（気圧差）	建物及び屋外設備の損傷				－	Ⅲ-1	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
		荷重（飛来物）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		Ⅱ	Ⅱ	－	－	Ⅱ	－	－	－	
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	Ⅰ	－	－	
3	高温	温度高	（影響がない）																				
4	低温	温度低（凍結）	屋外ﾀﾝｸ及び配管内流体の凍結				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
		電気的影響	送受電設備の地絡・短絡				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
5	極限的な気圧	荷重（気圧差）	建物及び屋外設備の損傷				－	Ⅲ-1	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
6	降雨（豪雨）	荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
		浸水	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
7	積雪（豪雪）	荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		Ⅱ	Ⅱ	－	Ⅲ-1	－	－	－	－	
		電気的影響	送受電設備の屋外設備への着氷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
		閉塞（空調）	空調給気口，冷却口の閉塞				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
8	ひょう	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
		荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
9	もや	－	（影響がない）																				
10	霜	－	（影響がない）																				
11	干ばつ	冷却機能低下	（影響がない）																				
12	塩害，塩雲	腐食	（影響がない）																				
13	砂嵐	閉塞（空調）	空調フィルタの閉塞				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
14	落雷	電気的影響（雷サージ）	電気的な設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
		電気的影響（誘導電流）	電気的な設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
		電気的影響（直撃雷）	設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
15	隕石	荷重（衝突）	（発生しない）																				
		荷重（衝撃波）	（発生しない）																				
		浸水	（発生しない）																				
16	地面の隆起	地盤安定性	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
17	動物	電気的影響	個別設備の機能喪失				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
18	火山	荷重（堆積）	建物天井や屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		Ⅱ	Ⅱ	－	Ⅲ-1	－	－	－	－	
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞				－	－	－		－		－		Ⅰ	Ⅰ	－	－	－	－	－	－	
		閉塞（空調）	空調給気口等の閉塞				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
		電気的影響	送受電設備の地絡・短絡				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
19	雪崩	荷重（衝突）	（発生しない）																				
20	地滑り	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
21	地震	荷重（地震）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		Ⅱ	Ⅱ	－	Ⅰ	Ⅱ	－	－	－	
22	カルスト	地盤安定性	（発生しない）																				
23	地下水による浸食	地盤安定性	（発生しない）																				
		浸水	（発生しない）																				

［凡例］

斜　線：以下の理由により，重畳影響考慮不要

・発電所及びその周辺では発生しない（又は，発生が極めて稀）と判断した事象

・単独事象での評価において設備等への影響がない（又は，非常に小さい）事象で，他の事象と重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

－　：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価により増長しない。

Ⅰ　：各自然現象から同じ影響がそれぞれに作用し，重ね合わさって増長するケース。

Ⅱ　：ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース。

Ⅲ-1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース。

Ⅲ-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

第１表　自然現象の重畳確認結果（４／８）

重畳事象		主事象		41		42		43	44	45	46		47	48	49	50	51	52	53	54	55
				森林火災		草原火災		満潮	ハリケーン	河川の迂回	静振		陥没	高潮	波浪	土石流	土砂崩れ	泥湧出	水蒸気，熱湯噴出	土壌の収縮又は膨張	毒性ガス
		設備等の損傷・機能喪失モード		熱影響	閉塞（空調）	熱影響	閉塞（空調）	浸水	－	冷却機能低下	浸水	冷却機能低下	地盤安定性	浸水	浸水	荷重（衝突）	荷重（衝突）	地盤安定性	浸水影響	地盤安定性	－
1	風（台風）	荷重（風圧）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	Ⅰ		－			－
		荷重（気圧差）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
		荷重（飛来物）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞	Ⅲ-1	－	Ⅲ-1	－	－			－	Ⅰ		－	－	－		－			－
2	竜巻	荷重（風圧）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	Ⅰ		－			－
		荷重（気圧差）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
		荷重（飛来物）	建物及び屋外設備の損傷	Ⅲ-1	－	Ⅲ-1	－	－			－	－		－	－	－		－			－
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞	－	－	－	－	－			－	Ⅰ		－	－	－		－			－
3	高温	温度高	（影響がない）																		
4	低温	温度低（凍結）	屋外ﾀﾝｸ及び配管内流体の凍結	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			
		電気的影響	送受電設備の地絡・短絡	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
5	極限的な気圧	荷重（気圧差）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
6	降雨（豪雨）	荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	Ⅲ-1		－			－
		浸水	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
7	積雪（豪雪）	荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	Ⅲ-1		－			－
		電気的影響	送受電設備の屋外設備への着氷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
		閉塞（空調）	空調給気口，冷却口の閉塞	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
8	ひょう	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
		荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
9	もや	－	（影響がない）																		
10	霜	－	（影響がない）																		
11	干ばつ	冷却機能低下	（影響がない）																		
12	塩害，塩雲	腐食	（影響がない）																		
13	砂嵐	閉塞（空調）	空調フィルタの閉塞	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
14	落雷	電気的影響(雷サージ)	電気的な設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
		電気的影響(誘導電流)	電気的な設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
		電気的影響(直撃雷)	設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
15	隕石	荷重（衝突）	（発生しない）																		
		荷重（衝撃波）	（発生しない）																		
		浸水	（発生しない）																		
16	地面の隆起	地盤安定性	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
17	動物	電気的影響	個別設備の機能喪失	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
18	火山	荷重（堆積）	建物天井や屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	Ⅲ-1		－			－
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
		閉塞（空調）	空調給気口等の閉塞	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
		電気的影響	送受電設備の地絡・短絡	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
19	雪崩	荷重（衝突）	（発生しない）																		
20	地滑り	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
21	地震	荷重（地震）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		Ⅰ			－
22	カルスト	地盤安定性	（発生しない）																		
23	地下水による浸食	地盤安定性	（発生しない）																		
		浸水	（発生しない）																		

［凡例］

斜　線：以下の理由により，重畳影響考慮不要

・発電所及びその周辺では発生しない（又は，発生が極めて稀）と判断した事象

・単独事象での評価において設備等への影響がない（又は，非常に小さい）事象で，他の事象と重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

－　：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価により増長しない。

Ⅰ　：各自然現象から同じ影響がそれぞれに作用し，重ね合わさって増長するケース。

Ⅱ　：ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース。

Ⅲ-1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース。

Ⅲ-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

第１表　自然現象の重畳確認結果（５／８）

	主事象		1				2				3	4		5	6		7			8		9	10
			風（台風）				竜巻				高温	低温		極限的な気圧	降雨（豪雨）		積雪（豪雪）			ひょう		もや	霜
	重畳事象	設備等の損傷・機能喪失モード	荷重（風圧）	荷重（気圧差）	荷重（飛来物）	閉塞（取水）	荷重（風圧）	荷重（気圧差）	荷重（飛来物）	閉塞（取水）	温度高	温度低（凍結）	電気的影響	荷重（気圧差）	荷重（堆積）	浸水	荷重（堆積）	電気的影響	閉塞（空調）	荷重（衝突）	荷重（堆積）	－	－
24	海岸浸食（水面下の浸食）	冷却機能低下 （影響がない）																					
25	湖又は河川の水位低下	冷却機能低下 （影響がない）																					
26	湖又は河川の水位上昇	浸水 （影響がない）																					
27	海水面低	冷却機能低下 取水機能への影響	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
28	海水面高	浸水 建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
29	高水温（海水温高）	冷却機能低下 取水機能への影響	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
30	低水温（海水温低）	冷却機能低下 （影響がない）																					
31	海底地滑り	浸水 建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
32	氷結（水面の凍結）	閉塞（取水） （発生しない）																					
33	氷晶	荷重（堆積） 建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
34	氷壁	－ （発生しない）																					
35	水中の有機物質	冷却機能低下 取水機能への影響	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
36	生物学的事象	閉塞（取水） 取水設備及び海水系の閉塞	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	Ⅰ		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
		電気的影響 電気ケーブル等の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
37	津波	荷重（衝突） 建物及び屋外設備の損傷	Ⅰ	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
		浸水 設備等の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
		閉塞（取水） 取水設備及び海水系の閉塞	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	Ⅰ		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
38	太陽フレア，磁気嵐	誘導電流 送受電設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
39	洪水	浸水 建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	－	－		
40	濃霧	－ （影響がない）																					
41	森林火災	熱影響 建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
		閉塞（空調） 空調給気口等の閉塞	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
42	草原火災	熱影響 建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
		閉塞（空調） 空調給気口等の閉塞	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
43	満潮	浸水 設備等の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
44	ハリケーン	－ （発生しない）																					
45	河川の迂回	冷却機能低下 （影響がない）																					
46	静振	浸水 設備等の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
		冷却機能低下 取水機能への影響	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
47	陥没	地盤安定性 （発生しない）																					
48	高潮	浸水 設備等の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
49	波浪	浸水 設備等の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
50	土石流	荷重（衝突） 建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
51	土砂崩れ（山崩れ，崖崩れ）	荷重（衝突） （発生しない）																					
52	泥湧出（液状化）	地盤安定性 建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		
53	水蒸気，熱湯噴出	浸水影響 （発生しない）																					
54	土壌の収縮又は膨張	地盤安定性 （発生しない）																					
55	毒性ガス	－ 人体への影響	－	－	－	－	－	－	－	－		－	－	－	－	－	－	－	－	－	－		

［凡例］

斜　線：以下の理由により，重畳影響考慮不要

・発電所及びその周辺では発生しない（又は，発生が極めて稀）と判断した事象

・単独事象での評価において設備等への影響がない（又は，非常に小さい）事象で，他の事象と重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

－　：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価により増長しない。

Ⅰ　：各自然現象から同じ影響がそれぞれに作用し，重ね合わさって増長するケース。

Ⅱ　：ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース。

Ⅲ-1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース。

Ⅲ-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

第１表　自然現象の重畳確認結果（６／８）

	主事象		11	12	13	14			15			16	17	18				19	20	21	22	23	
			干ばつ	塩害，塩雲	砂嵐	落雷			隕石			地面の隆起	動物	火山				雪崩	地滑り	地震	カルスト	地下水による浸食	
重畳事象	設備等の損傷・機能喪失モード		冷却機能低下	腐食	閉塞（空調）	電気的影響（雷サージ）	電気的影響（誘導電流）	電気的影響（直撃雷）	荷重（衝突）	荷重（衝撃波）	浸水	地盤安定性	電気的影響	荷重（堆積）	閉塞（取水）	閉塞（空調）	電気的影響	荷重（衝突）	荷重（衝突）	荷重（地震）	地盤安定性	地盤安定性	浸水
24 海岸浸食（水面下の浸食）	冷却機能低下	（影響がない）																					
25 湖又は河川の水位低下	冷却機能低下	（影響がない）																					
26 湖又は河川の水位上昇	浸水	（影響がない）																					
27 海水面低	冷却機能低下	取水機能への影響			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
28 海水面高	浸水	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
29 高水温（海水温高）	冷却機能低下	取水機能への影響			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
30 低水温（海水温低）	冷却機能低下	（影響がない）																					
31 海底地滑り	浸水	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
32 氷結（水面の凍結）	閉塞（取水）	（発生しない）																					
33 氷晶	荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
34 氷壁	－	（発生しない）																					
35 水中の有機物質	冷却機能低下	取水機能への影響			－	－	－	－				－	－	－	Ⅰ	－	－		－	－			
36 生物学的事象	閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞			－	－	－	－				－	－	－	Ⅰ	－	－		－	－			
	電気的影響	電気ケーブル等の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
37 津波	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
	浸水	設備等の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
	閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
38 太陽フレア，磁気嵐	誘導電流	送受電設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
39 洪水	浸水	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
40 濃霧	－	（影響がない）																					
41 森林火災	熱影響	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
	閉塞（空調）	空調給気口等の閉塞			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
42 草原火災	熱影響	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
	閉塞（空調）	空調給気口等の閉塞			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
43 満潮	浸水	設備等の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
44 ハリケーン	－	（発生しない）																					
45 河川の迂回	冷却機能低下	（影響がない）																					
46 静振	浸水	設備等の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
	冷却機能低下	取水機能への影響			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
47 陥没	地盤安定性	（発生しない）																					
48 高潮	浸水	設備等の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
49 波浪	浸水	設備等の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
50 土石流	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			
51 土砂崩れ（山崩れ，崖崩れ）	荷重（衝突）	（発生しない）																					
52 泥湧出（液状化）	地盤安定性	建物及び屋外設備の損傷			－	－	－	－				Ⅰ	－	－	－	－	－		－	Ⅰ			
53 水蒸気，熱湯噴出	浸水影響	（発生しない）																					
54 土壌の収縮又は膨張	地盤安定性	（発生しない）																					
55 毒性ガス	－	人体への影響			－	－	－	－				－	－	－	－	－	－		－	－			

［凡例］

斜　線：以下の理由により，重畳影響考慮不要

・発電所及びその周辺では発生しない（又は，発生が極めて稀）と判断した事象

・単独事象での評価において設備等への影響がない（又は，非常に小さい）事象で，他の事象と重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

－　：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価により増長しない。

Ⅰ　：各自然現象から同じ影響がそれぞれに作用し，重ね合わさって増長するケース。

Ⅱ　：ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース。

Ⅲ-1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース。

Ⅲ-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

第１表　自然現象の重畳確認結果（７／８）

重畳事象		設備等の損傷・機能喪失モード		24 海岸浸食	25 湖又は河川の水位低下	26 湖又は河川の水位上昇	27 海水面低	28 海水面高	29 高水温	30 低水温	31 海底地滑り	32 氷結	33 氷晶	34 氷壁	35 水中の有機物質	36 生物学的事象		37 津波			38 太陽フレア，磁気嵐	39 洪水	40 濃霧
				冷却機能低下	冷却機能低下	浸水	冷却機能低下	浸水	冷却機能低下	冷却機能低下	浸水	閉塞（取水）	荷重（堆積）	－	冷却機能低下	閉塞（取水）	電気的影響	荷重（衝突）	浸水	閉塞（取水）	誘導電流	浸水	－
24	海岸浸食（水面下の浸食）	冷却機能低下	（影響がない）																				
25	湖又は河川の水位低下	冷却機能低下	（影響がない）																				
26	湖又は河川の水位上昇	浸水	（影響がない）																				
27	海水面低	冷却機能低下	取水機能への影響					－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
28	海水面高	浸水	建物及び屋外設備の損傷				－		－		－		－		－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	
29	高水温（海水温高）	冷却機能低下	取水機能への影響								－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
30	低水温（海水温低）	冷却機能低下	（影響がない）																				
31	海底地滑り	浸水	建物及び屋外設備の損傷				－	Ⅰ	－				－		－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	
32	氷結（水面の凍結）	閉塞（取水）	（発生しない）																				
33	氷晶	荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－				－	－	－	－	－	－	－	－	
34	氷壁	－	（発生しない）																				
35	水中の有機物質	冷却機能低下	取水機能への影響				－	－	－		－		－			－	－	－	－	－	－	－	
36	生物学的事象	閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞				－	－	－		－		－		－			－	－	－	－	－	
		電気的影響	電気ケーブル等の損傷				－	－	－		－		－		－			－	－	－	－	－	
37	津波	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－				－	－	
		浸水	設備等の損傷				－	Ⅰ	－		－		－		－	－	－				－	－	
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞				－	－	－		－		－		－	－	－				－	－	
38	太陽フレア，磁気嵐	誘導電流	送受電設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－		－	
39	洪水	浸水	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－		
40	濃霧	－	（影響がない）																				
41	森林火災	熱影響	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
		閉塞（空調）	空調給気口等の閉塞				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
42	草原火災	熱影響	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
		閉塞（空調）	空調給気口等の閉塞				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
43	満潮	浸水	設備等の損傷				－	Ⅰ	－		－		－		－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	
44	ハリケーン	－	（発生しない）																				
45	河川の迂回	冷却機能低下	（影響がない）																				
46	静振	浸水	設備等の損傷				－	Ⅰ	－		－		－		－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	
		冷却機能低下	取水機能への影響				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
47	陥没	地盤安定性	（発生しない）																				
48	高潮	浸水	設備等の損傷				－	Ⅰ	－		－		－		－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	
49	波浪	浸水	設備等の損傷				－	Ⅰ	－		－		－		－	－	－	－	Ⅰ	－	－	－	
50	土石流	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
51	土砂崩れ（山崩れ，崖崩れ）	荷重（衝突）	（発生しない）																				
52	泥湧出（液状化）	地盤安定性	建物及び屋外設備の損傷				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	
53	水蒸気，熱湯噴出	浸水影響	（発生しない）																				
54	土壌の収縮又は膨張	地盤安定性	（発生しない）																				
55	毒性ガス	－	人体への影響				－	－	－		－		－		－	－	－	－	－	－	－	－	

［凡例］

斜　線：以下の理由により，重畳影響考慮不要

・発電所及びその周辺では発生しない（又は，発生が極めて稀）と判断した事象

・単独事象での評価において設備等への影響がない（又は，非常に小さい）事象で，他の事象と重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

－　：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価により増長しない。

Ⅰ　：各自然現象から同じ影響がそれぞれに作用し，重ね合わさって増長するケース。

Ⅱ　：ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース。

Ⅲ-1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース。

Ⅲ-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

第１表　自然現象の重畳確認結果（８／８）

重畳事象		主事象 設備等の損傷・機能喪失モード		41 森林火災 熱影響	41 森林火災 閉塞（空調）	42 草原火災 熱影響	42 草原火災 閉塞（空調）	43 満潮 浸水	44 ハリケーン －	45 河川の迂回 冷却機能低下	46 静振 浸水	46 静振 冷却機能低下	47 陥没 地盤安定性	48 高潮 浸水	49 波浪 浸水	50 土石流 荷重（衝突）	51 土砂崩れ 荷重（衝突）	52 泥湧出 地盤安定性	53 水蒸気，熱湯噴出 浸水影響	54 土壌の収縮又は膨張 地盤安定性	55 毒性ガス －
24	海岸浸食（水面下の浸食）	冷却機能低下	（影響がない）																		
25	湖又は河川の水位低下	冷却機能低下	（影響がない）																		
26	湖又は河川の水位上昇	浸水	（影響がない）																		
27	海水面低	冷却機能低下	取水機能への影響	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
28	海水面高	浸水	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	Ⅰ			Ⅰ	－		Ⅰ	Ⅰ	－		－			－
29	高水温（海水温高）	冷却機能低下	取水機能への影響	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
30	低水温（海水温低）	冷却機能低下	（影響がない）																		
31	海底地滑り	浸水	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	Ⅰ			Ⅰ	－		Ⅰ	Ⅰ	－		－			－
32	氷結（水面の凍結）	閉塞（取水）	（発生しない）																		
33	氷晶	荷重（堆積）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
34	氷塁	－	（発生しない）																		
35	水中の有機物質	冷却機能低下	取水機能への影響	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
36	生物学的事象	閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
		電気的影響	電気ケーブル等の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
37	津波	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
		浸水	設備等の損傷	－	－	－	－	Ⅰ			Ⅰ	－		Ⅰ	Ⅰ	－		－			－
		閉塞（取水）	取水設備及び海水系の閉塞	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
38	太陽フレア，磁気嵐	誘導電流	送受電設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
39	洪水	浸水	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			－
40	濃霧	－	（影響がない）																		
41	森林火災	熱影響	建物及び屋外設備の損傷			Ⅰ	Ⅰ	－			－	－		－	－	－		－			－
		閉塞（空調）	空調給気口等の閉塞			Ⅰ	Ⅰ	－			－	－		－	－	－		－			－
42	草原火災	熱影響	建物及び屋外設備の損傷	Ⅰ	Ⅰ			－			－	－		－	－	－		－			－
		閉塞（空調）	空調給気口等の閉塞	Ⅰ	Ⅰ			－			－	－		－	－	－		－			－
43	満潮	浸水	設備等の損傷	－	－	－	－				－	－		－	－	－		－			－
44	ハリケーン	－	（発生しない）																		
45	河川の迂回	冷却機能低下	（影響がない）																		
46	静振	浸水	設備等の損傷	－	－	－	－	Ⅰ						Ⅰ	Ⅰ	－		－			－
		冷却機能低下	取水機能への影響	－	－	－	－	－						－	－	－		－			－
47	陥没	地盤安定性	（発生しない）																		
48	高潮	浸水	設備等の損傷	－	－	－	－	Ⅰ			Ⅰ	－			Ⅰ	－		－			－
49	波浪	浸水	設備等の損傷	－	－	－	－	Ⅰ			Ⅰ	－		Ⅰ		－		－			－
50	土石流	荷重（衝突）	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－			－			－
51	土砂崩れ（山崩れ，崖崩れ）	荷重（衝突）	（発生しない）																		
52	泥湧出（液状化）	地盤安定性	建物及び屋外設備の損傷	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－					－
53	水蒸気，熱湯噴出	浸水影響	（発生しない）																		
54	土壌の収縮又は膨張	地盤安定性	（発生しない）																		
55	毒性ガス	－	人体への影響	－	－	－	－	－			－	－		－	－	－		－			

［凡例］

斜　線：以下の理由により，重畳影響考慮不要

・発電所及びその周辺では発生しない（又は，発生が極めて稀）と判断した事象

・単独事象での評価において設備等への影響がない（又は，非常に小さい）事象で，他の事象と重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象

－　：各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価により増長しない。

Ⅰ　：各自然現象から同じ影響がそれぞれに作用し，重ね合わさって増長するケース。

Ⅱ　：ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより，影響が増長するケース。

Ⅲ-1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し，影響が増長するケース。

Ⅲ-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

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，炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスは，以下のとおりである。

ａ．Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ
ｂ．計装・制御系喪失
ｃ．格納容器バイパス
ｄ．原子炉格納容器損傷
ｅ．原子炉圧力容器損傷
ｆ．原子炉建物損傷
ｇ．制御室建物損傷
ｈ．廃棄物処理建物損傷
ｉ．直接炉心損傷に至る事象
ｊ．全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失）
　＋原子炉停止失敗
ｋ．冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗

以上の事故シーケンスのうち，ａ．～ｊ．の10の事故シーケンスについては，外部事象による建物・原子炉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事故シーケンスであるが，これらの全炉心損傷頻度（以下「ＣＤＦ」という。）への寄与割合が最大でも3.6％と小さい上，これらは事象進展の不確かさゆえ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，ＣＤＦ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原子炉格納容器の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。

ｋ．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，格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる事故シーケンスである。

また，レベル1.5ＰＲＡより炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして，以下の格納容器破損モードを抽出している。

１．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（以下「ＣＦＦ」という。）への寄与割合は0.1%未満と極めて小さく，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捕捉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。

以上の事故シーケンス等への対応手順を第１表及び第２表に示す。

第１表　各事故シーケンスの扱い（１／８）

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原子炉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，主蒸気逃がし安全弁（以下「ＳＲＶ」という。）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原子炉冷却材圧力バウンダリ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。	4.2E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第１表　各事故シーケンスの扱い（２／８）

事故シーケンスグループ	事象の想定	ＣＤＦ(/炉年)	対応手順
b. 計装・制御系喪失	大規模な地震の発生により，計装・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な状態に陥る可能性がある。計装・制御機能が喪失した際のプラントへの影響を特定することは困難であることから，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。ただし，制御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，事象収束措置が図られ，機能回復が見込めると考えられる。このため，現実的な事故シナリオとしては，一時的な機能喪失に留まる機器に対し，地震収束後に適切に対応することで影響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確率が十分小さいと判断し，有効性評価の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。	1.5E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第１表 各事故シーケンスの扱い（３／８）

事故シーケンスグループ	事象の想定	ＣＤＦ(/炉年)	対応手順
c. 格納容器バイパス	大規模な地震では，原子炉格納容器外で配管破断等が発生し，原子炉格納容器をバイパスした原子炉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，バイパス破断は通常開の隔離弁に接続している配管が原子炉格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで原子炉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，保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお，損傷の程度や位置によっては，建物内で影響の及ぶ機器は限定的となることから，現実的なシナリオとしては，原子炉へ注水を継続することにより炉心損傷が回避できる可能性がある。損傷の程度によっては既存の有効性評価の事故シーケンスグループに含まれること，加えて本事故シーケンスにより炉心損傷に至る頻度はかなり稀な事象であるといえることから，新たな有効性評価の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。	3.5E-09	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
d. 原子炉格納容器損傷	大規模な地震では，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，損傷の規模や緩和機能の状態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，現実的な原子炉格納容器の耐性がＰＲＡの結果に表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。	3.4E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第１表 各事故シーケンスの扱い（４／８）

事故シーケンスグループ	事象の想定	ＣＤＦ(/炉年)	対応手順
e.原子炉圧力容器損傷	大規模な地震では，原子炉圧力容器の損傷が発生する可能性がある。この場合，損傷の規模や緩和機能の状態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の耐性がＰＲＡの結果に表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。	1.7E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
f.原子炉建物損傷	大規模な地震では，原子炉建物が損傷することで，建物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，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に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。また，炉心損傷頻度は小規模な損傷の影響を含めた値であり，原子炉建物の損傷の規模によっては，ＥＣＣＳ等による原子炉冷却，格納容器冷却系等によって原子炉格納容器を冷却することにより，影響を緩和できる可能性があると考えられる。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。	3.1E-08	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第１表 各事故シーケンスの扱い（５／８）

事故シーケンスグループ	事象の想定	ＣＤＦ(/炉年)	対応手順
g. 制御室建物損傷	大規模な地震では，制御室建物が損傷することで，建物内の中央制御盤等が損傷を受ける可能性がある。この場合，損傷の規模や緩和機能の状態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いる。また，炉心損傷頻度は小規模な損傷の影響を含めた値であり，制御室建物の損傷の規模によっては，機能維持しているＥＣＣＳ等により原子炉への注水を継続することで，炉心損傷が回避できる可能性があると考えられる。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。	1.4E-08	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
h. 廃棄物処理建物損傷	大規模な地震では，廃棄物処理建物が損傷することで，建物内の補助盤室やバッテリー室等に設置された機器等が損傷を受ける可能性がある。この場合，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に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。また，炉心損傷頻度は小規模な損傷の影響を含めた値であり，廃棄物処理建物の損傷の規模によっては，機能維持しているＥＣＣＳ等により原子炉への注水を継続することで，炉心損傷が回避できる可能性があると考えられる。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。	1.8E-10	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第１表 各事故シーケンスの扱い（６／８）

事故シーケンスグループ	事象の想定	ＣＤＦ(/炉年)	対応手順
i.直接炉心損傷に至る事象	大規模な津波によって建物内に浸水が発生した場合，計装・制御系，ＥＣＣＳ等の複数の緩和機能が広範にわたって機能喪失する可能性がある。この場合，損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから，保守的に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。また，炉心損傷頻度は小規模な損傷の影響を含めた値であり，浸水による屋内外の施設の損傷の規模によっては，機能維持している原子炉隔離時冷却系等により原子炉への注水を継続することで，炉心損傷が回避できる可能性があると考えられる。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。	1.2E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第１表 各事故シーケンスの扱い（７／８）

事故シーケンスグループ	事象の想定	ＣＤＦ（/炉年）	対応手順
j.全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失）＋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，地震レベル１ＰＲＡ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，この事故シーケンスを，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事故シーケンスとして整理した。 ただし，原子炉停止失敗の原因となる炉内構造物等については地震要因による損傷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。そのため，その間に地震加速度大（水平140gal，鉛直70gal）によるスクラム信号発信及び制御棒挿入（75%挿入平均1.24秒）は余裕をもって完了している可能性が高い。 また，制御棒が部分的に挿入失敗するようなケースでは，必ずしも臨界とはならないが，地震による制御棒駆動系の損傷は完全相関を仮定しているため，１本の制御棒でも挿入失敗した場合は保守的にスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。 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。	5.2E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

第１表 各事故シーケンスの扱い（８／８）

事故シーケンスグループ	事象の想定	ＣＤＦ（/炉年）	対応手順
k. 冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	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，大破断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，この事故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事故シーケンスとして整理した。 （格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる）	3.4E-14	手順を有効性評価で示すとおり，原子炉圧力容器への代替注水，格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却，残留熱代替除去系，格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱によって原子炉格納容器の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。

第２表　炉心損傷後に格納容器バイパスに至る格納容器破損モードの対応の扱い

格納容器 破損モード	事象の想定	ＣＦＦ (/炉年)	対応手順
1.格納容器隔離失敗	炉心が損傷した時点で，原子炉格納容器の隔離に失敗しており，原子炉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原子炉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ことから，仮に今回想定したよう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。	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のテロリズム発生時の対応概要

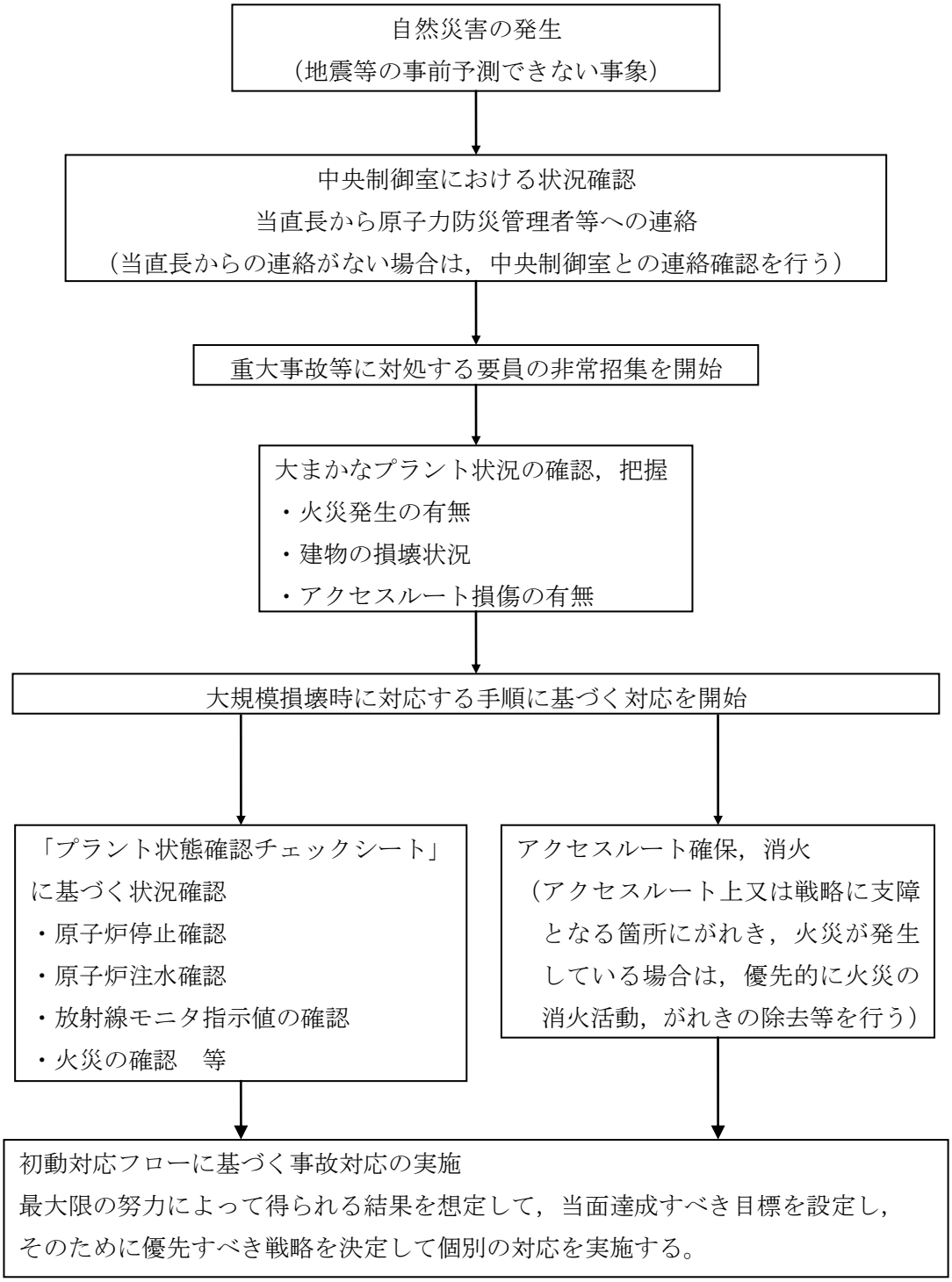
大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時には，プラントの監視及び制御機能の喪失や航空機墜落等による大規模火災等の発生が想定され，このような状況において，初動対応を行ううえで最も優先すべきはプラントの状況を把握することである。

このため，事象が発生した場合，緊急時対策本部は，中央制御室の状況，大まかなプラント状況の確認，把握を可能な範囲で行った後，速やかに「プラント状態確認チェックシート」を用いて，具体的にプラント被災状況，対応可能要員の把握等を行う。

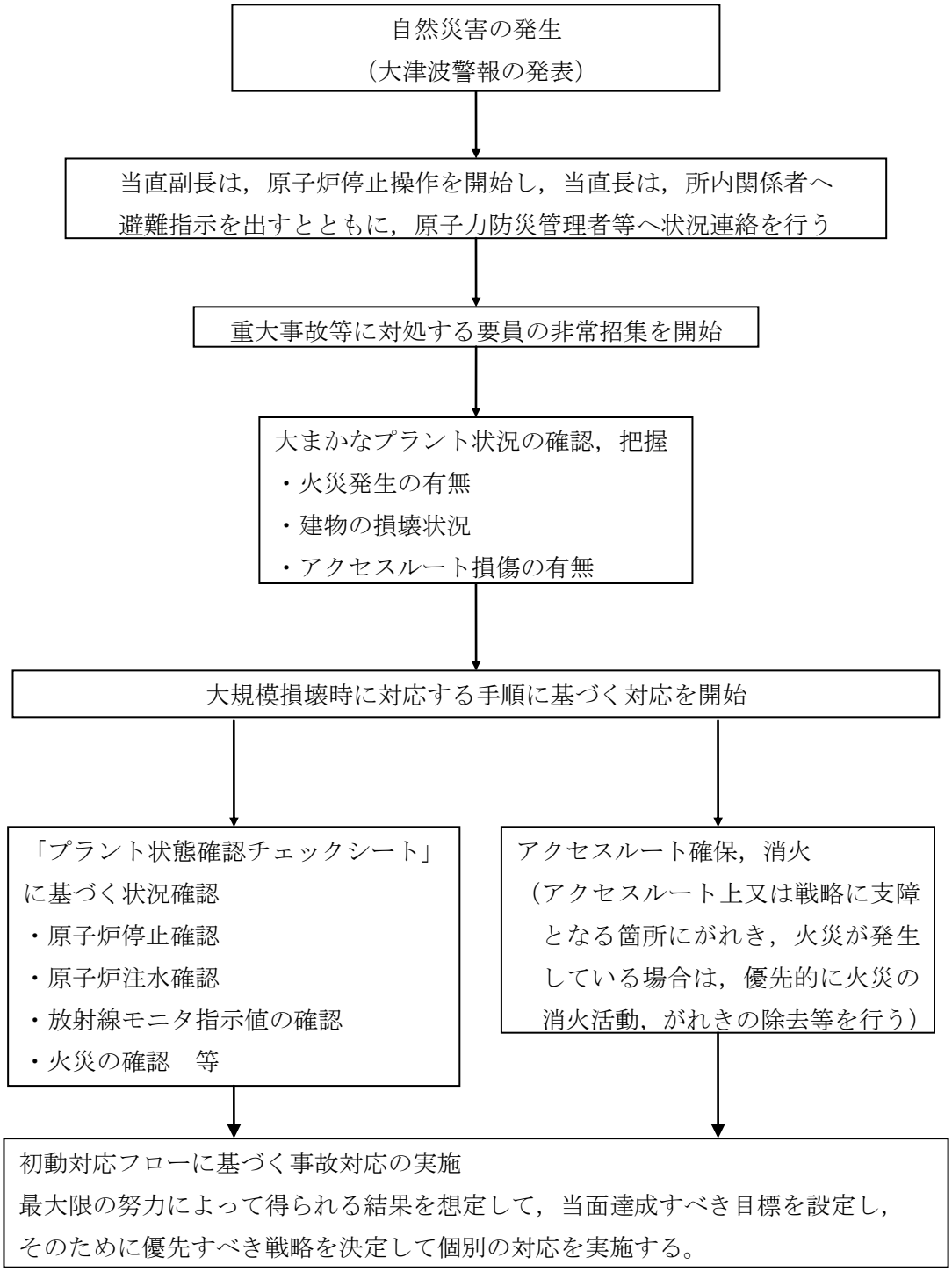
以下に，初期対応の概要，大規模損壊発生時対応フロー，プラント状態確認チェックシートを示す。

1.　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突時の対応概要

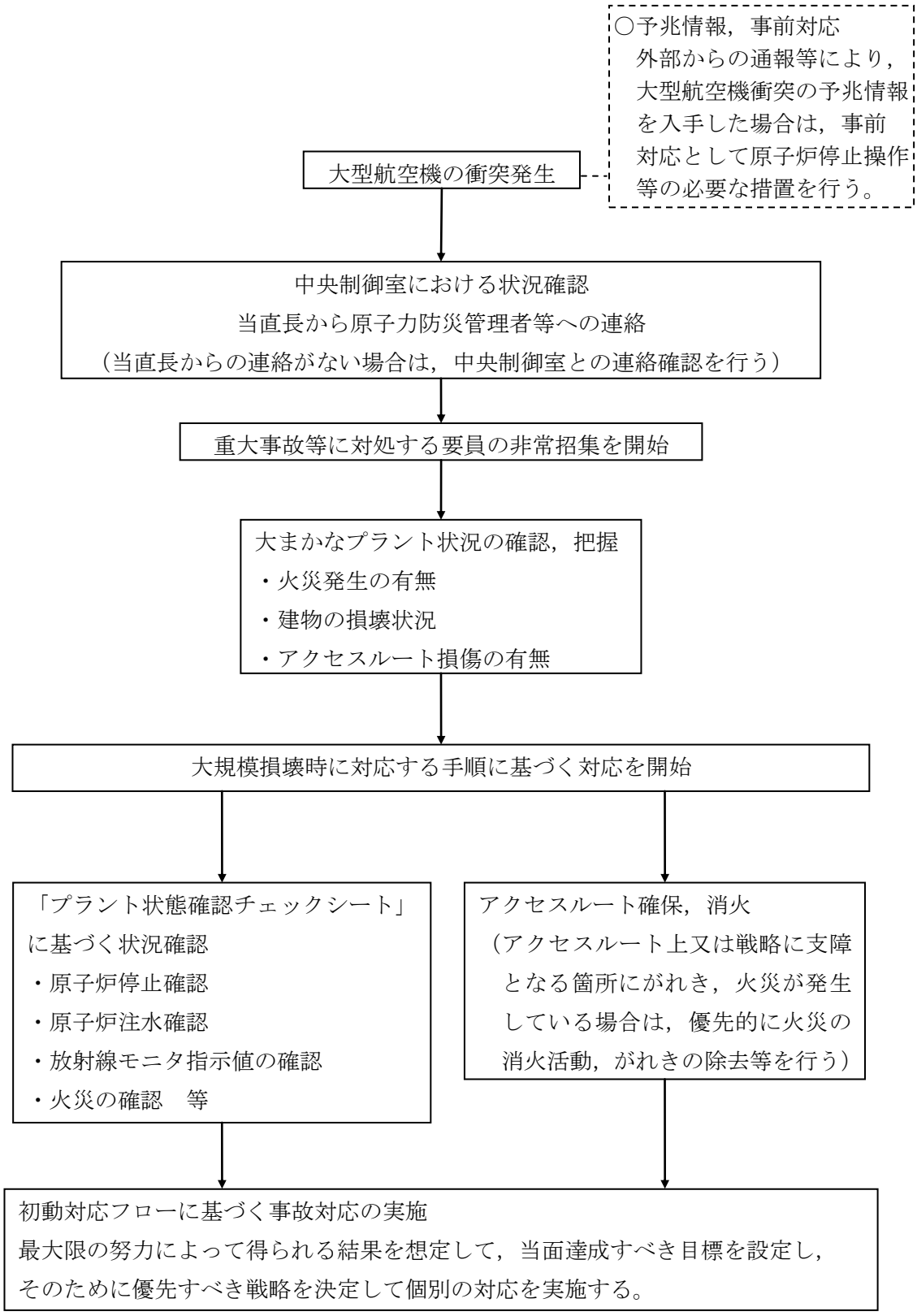
(1)　対応の全体フロー概略（地震等の事前予測ができない事象の場合）



(2)　対応の全体フロー概略（大津波警報の発表（事前予測ができる事象）の場合）



(3)　対応の全体フロー概略（大型航空機の衝突の場合）



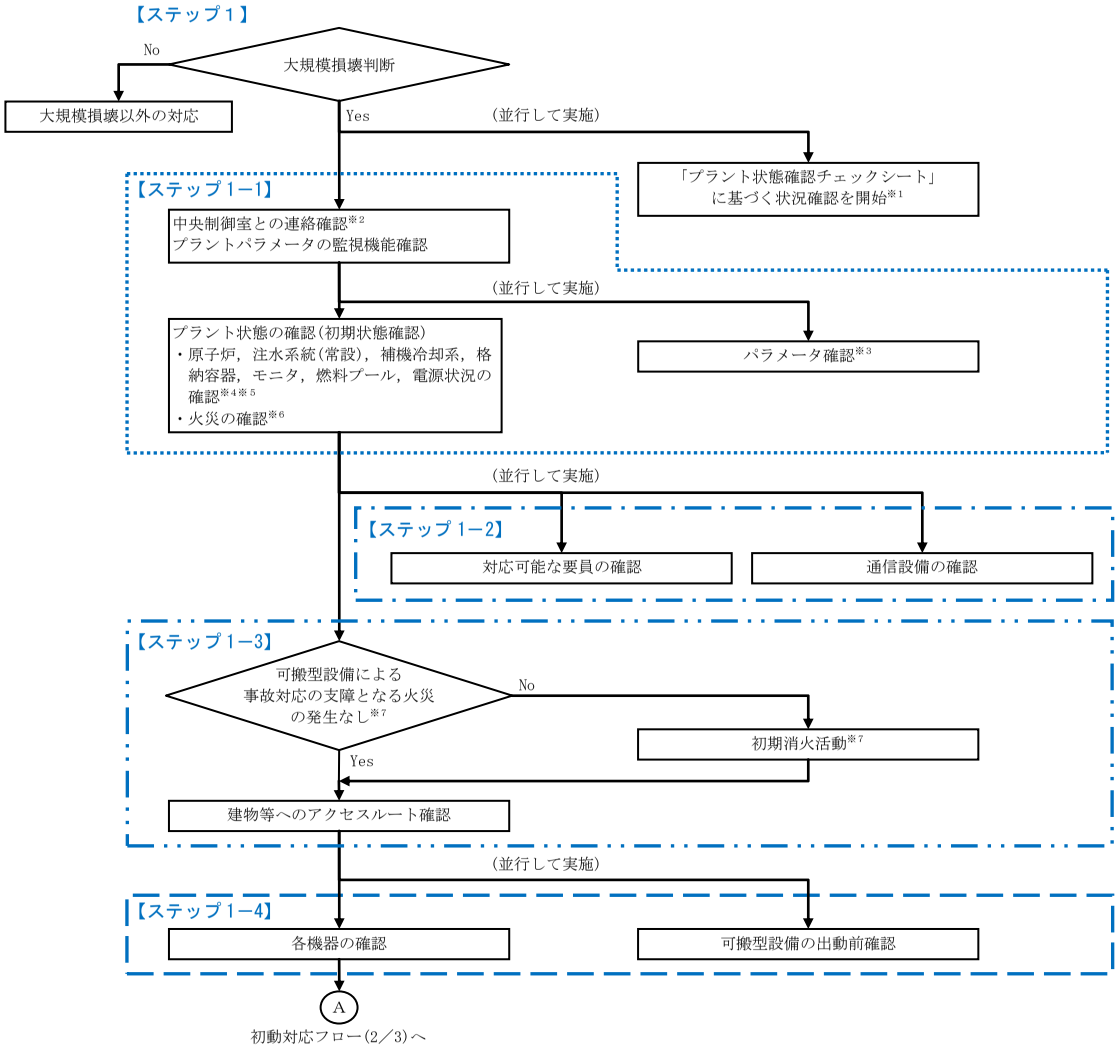
(4)　対応の全体フロー概略（テロリズムの発生の場合）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2.　緊急時対策本部で使用する対応フロー

初動対応フロー

「緊急時対策本部対応手順書」に記載の内容



初動対応フロー（１／３）

【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

・本フローに基づく判断は，原子力防災管理者を含む緊急時対策本部が行う。
・「プラント状態確認チェックシート」により被災状況を確認するとともに，判断フローに従った対応操作を試みる。

※１：「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，緊急時対策本部の情報共有のために使用する。
※２：中央制御室と連絡が取れない場合等，当直副長の指揮下で運転操作の対応操作ができない場合は，運転員又は緊急時対策要員から対応操作の責任者を定め対応にあたらせる。
※３：パラメータ監視機能喪失時は，可搬型計測器によるパラメータ確認作業を実施する。パラメータ確認は，原子炉圧力容器内の水位，原子炉圧力容器内の圧力，原子炉格納容器内の圧力，原子炉格納容器内の温度，燃料プールの水位を優先的に採取する。
※４：原子炉が停止していない場合，原子炉停止操作を速やかに試みる。原子炉圧力容器への注水がない場合，原子炉圧力容器への注水操作を速やかに試みる。
※５：放射線モニタ指示値が確認できない場合，可搬式モニタリング・ポスト等による放射線量の測定を実施する。
※６：火災を発見した場合は，公設消防への通報を行う。
※７：可搬型設備保管場所周辺のアクセスルート上で火災が発生している場合や航空機衝突により原子炉建物にて大規模な火災が発生している場合は，初期消火活動を実施する。「当面達成すべき目標」設定後は，「②消火戦略」に従い，消火活動の優先度を判定し，順次消火活動を実施する。

注）手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

初動対応フロー(1／3)より
A

初動対応フロー(3／3)より
D

【ステップ２】

緊急時対策本部は，プラント状況を把握し，環境への影響を最小限に抑えるための当面達成すべき目標を設定して優先すべき戦略を決定する。
複数の目標を設定する場合は，それぞれの目標における時間余裕と対応措置実施までの所要時間及び対応可能要員数より，優先すべき目標を設定する。

表 当面達成すべき目標設定の考え方

当面達成すべき目標	プラント状況		
	プラント監視機能健全時（【】：監視パラメータ）		プラント監視機能喪失時(外観から確認等)
「炉心損傷回避又は緩和」	原子炉圧力容器破損前に速やかな原子炉圧力容器への注水の見通しあり※8	【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉圧力容器内の圧力】	原子炉建物が健全(外観)であり，周辺の放射線量が正常 ・「炉心損傷回避又は緩和」を優先し，速やかな原子炉圧力容器内への注水が困難な場合は，「原子炉格納容器の破損回避又は緩和」を目標とする※8
「原子炉格納容器の破損回避又は緩和」	原子炉圧力容器が破損するまでの速やかな原子炉圧力容器への注水の実施が困難※8	【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉圧力容器内の圧力】	
「燃料プール水位確保及び燃料体の損傷回避又は緩和」	燃料プール水位低下又は， 燃料プール冷却機能喪失	【燃料プールの水位】	原子炉建物が健全(外観)であり，周辺の放射線量が正常であるが，燃料プール内燃料体の冷却状態の維持が確認できていない
「放射性物質拡散抑制」	炉心損傷かつ原子炉格納容器破損	【原子炉圧力容器内の水位】 【原子炉格納容器内の放射線量率】 【原子炉格納容器内の圧力】 【原子炉格納容器内の温度】 【燃料プールの水位】	原子炉格納容器や燃料プールへの影響が懸念されるほどの原子炉建物が損傷(外観)又は，周辺の放射線量が上昇

B
初動対応フロー(3／3)へ

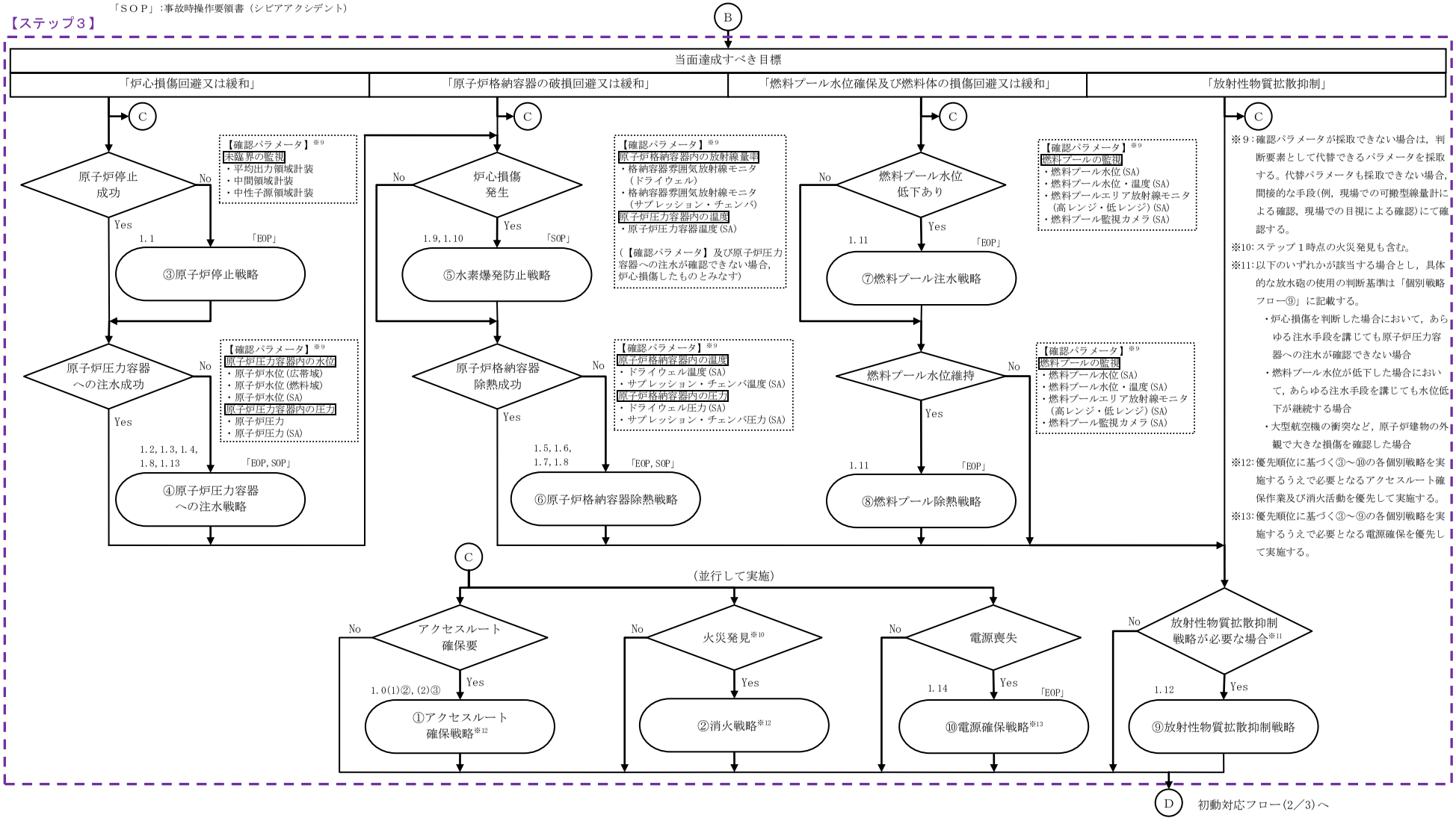
※8：炉心損傷や原子炉圧力容器破損等に至るまでの時間については，事故進展解析結果等も参考とする。プラントの被災状況等により，原子炉圧力容器への注水が速やかに実施できないおそれがある場合には，安全側に判断し，「原子炉格納容器の破損回避又は緩和」も当面達成すべき目標として設定する。

注)手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

初動対応フロー（２／３）

「ＥＯＰ」:事故時操作要領書（徴候ベース）
「ＳＯＰ」:事故時操作要領書（シビアアクシデント）

初動対応フロー(2／3)より



注)手順については，今後の訓練によって見直す可能性がある

初動対応フロー（３／３）

3.　プラント状態確認チェックシートによる確認項目

プラント，体制等の状況を把握するために，チェックシートの各項目を確認する。

チェックシートは目標設定や戦略の検討等，緊急時対策本部の情報共有に利用する。

【注意事項】

1.チェックシートには，緊急時対策本部長（夜間・休日昼間については，指示者）の指示に基づき確認した情報又は各班が必要に応じて確認した情報を記載する。

2.確認結果は，技術班（夜間・休日昼間については，連絡責任者）に報告する。

3.技術班（夜間・休日昼間については，連絡責任者）は，報告された確認結果を取りまとめ，本部内に情報共有する。

4.確認項目１.～３.項の確認を最優先に実施し，報告する。その後その他の確認項目の確認を行う。

5.建物の損壊状況，周辺線量率等，周囲の状況に十分注意しながら確認を行い，確認が困難な場合には「不明」とする。

6.動作可能及び使用可能は，外観，警報等で判断する。

7.プラント状態の確認は，複数名で実施する。

1．中央制御室との連絡及びプラントパラメータの監視機能確認【ステップ1－1】

確認者：　　確認日時：　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
1	１号及び２号中央制御室との連絡確認	連絡可能・連絡不可	対応可能：　　名
2	３号中央制御室との連絡確認	連絡可能・連絡不可	対応可能：　　名
3	中央制御室でのパラメータ確認	可能・不可	
4	緊急時対策所でのパラメータ確認	可能・不可	

2．プラント状態の確認（初期状態確認）【ステップ1－1】

確認者：　　確認日時：　　年　　月　　日　　時　　分

（1）原子炉

番号	項目	状態	備考
1	原子炉停止 （停止日時:　　月　　日　　時　　分）	成功・失敗・不明	
2	原子炉注水	成功・失敗・不明	
3	原子炉水位	cm	
4	原子炉圧力	MPa	
5	主蒸気隔離弁	全開・全閉・一部開・不明	
6	ＥＣＣＳ作動要求	作動要求なし・作動要求あり ・不明	
7	原子炉圧力容器破損	破損なし・破損あり・不明	
8	原子炉圧力容器温度	℃	
9	格納容器内雰囲気モニタ指示（D／W）	Sv/h	
10	格納容器内雰囲気モニタ指示（トーラス）	Sv/h	

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

（２）注水系統（常設）

番号	項目	状態	備考
1	復水・給水系（ＣＷ／ＦＷ）	使用可能・使用不可・不明	
2	原子炉隔離時冷却系（ＲＣＩＣ）	使用可能・使用不可・不明	
3	高圧原子炉代替注水系（ＨＰＡＣ）	使用可能・使用不可・不明	
4	高圧炉心スプレイ系（ＨＰＣＳ）	使用可能・使用不可・不明	
5	低圧炉心スプレイ系（ＬＰＣＳ）	使用可能・使用不可・不明	
6	Ａ－残留熱除去系（Ａ－ＲＨＲ）	使用可能・使用不可・不明	
7	Ｂ－残留熱除去系（Ｂ－ＲＨＲ）	使用可能・使用不可・不明	
8	Ｃ－残留熱除去系（Ｃ－ＲＨＲ）	使用可能・使用不可・不明	
9	制御棒駆動水圧系（ＣＲＤ）	使用可能・使用不可・不明	
10	復水輸送系（ＣＷＴ）	使用可能・使用不可・不明	
11	消火系（ＦＰ）	使用可能・使用不可・不明	
12	ほう酸水注入系（ＳＬＣ）	使用可能・使用不可・不明	
13	低圧原子炉代替注水系（ＦＬＳＲ）	使用可能・使用不可・不明	
14	残留熱代替除去系（ＲＨＡＲ）	使用可能・使用不可・不明	

（３）補機冷却系

番号	項目	状態	備考
1	Ⅰ－原子炉補機冷却系（Ⅰ－ＲＣＷ）	使用可能・使用不可・不明	
2	Ⅰ－原子炉補機海水系（Ⅰ－ＲＳＷ）	使用可能・使用不可・不明	
3	Ⅱ－原子炉補機冷却系（Ⅱ－ＲＣＷ）	使用可能・使用不可・不明	
4	Ⅱ－原子炉補機海水系（Ⅱ－ＲＳＷ）	使用可能・使用不可・不明	
5	高圧炉心スプレイ補機冷却系（ＨＰＣＷ）	使用可能・使用不可・不明	
6	高圧炉心スプレイ補機海水系（ＨＰＳＷ）	使用可能・使用不可・不明	
7	タービン補機冷却系（ＴＣＷ）	使用可能・使用不可・不明	
8	タービン補機海水系（ＴＳＷ）	使用可能・使用不可・不明	

（４）格納容器

番号	項目	状態	備考
1	格納容器圧力	kPa[abs]	
2	格納容器温度	℃	
3	格納容器破損	破損なし・破損あり・不明	

（５）モニタ

番号	項目	状態	備考
1	エリア放射線モニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	
2	プロセス放射線モニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	
3	モニタリング・ポスト指示	上昇なし・上昇あり・不明	

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

（６）燃料プール

番号	項目	状態	備考
1	燃料プール水位	通常水位・水位低下傾向・不明 m	
2	燃料プール温度	℃	
3	燃料プール冷却系（ＦＰＣ）	使用可能・使用不可・不明	
4	燃料プール補給水系（ＦMW）	使用可能・使用不可・不明	
5	復水輸送系（ＣＷＴ）	使用可能・使用不可・不明	
6	補給水系（MUW）	使用可能・使用不可・不明	
7	消火系（ＦＰ）	使用可能・使用不可・不明	
8	Ａ－残留熱除去系（Ａ－ＲＨＲ）	使用可能・使用不可・不明	
9	Ｂ－残留熱除去系（Ｂ－ＲＨＲ）	使用可能・使用不可・不明	

（７）電源

番号	項目	状態	備考
1	外部電源受電	受電中・停電中・使用不可・不明	
2	Ａ－非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
3	Ｂ－非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
4	ＨＰＣＳ－ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし ・使用不可・不明	
5	ガスタービン発電機（２号用）	運転中・待機中・使用不可・不明	
6	ガスタービン発電機（予備）	運転中・待機中・使用不可・不明	
7	電源融通	使用可能・使用不可・不明	

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

3．プラント状態の確認（火災の確認）【ステップ 1－1】

確認者：　　確認日時：　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
1	航空機燃料等による火災	火災あり・火災なし・不明	発生場所: ・２号Ｒ／Ｂ ・２号Ｔ／Ｂ ・２号Ｒｗ／Ｂ ・２号Ｃ／Ｂ ・その他 （　　）
2	可搬型設備保管場所，接続口及び接続口までのアクセスルートに影響を与える火災	火災あり・火災なし・不明	発生場所: ・保管エリア （　　） ・接続口周辺 （　　） ・アクセスルート上 （　　）
3	上記以外の火災	火災あり・火災なし・不明	発生場所: （　　） （　　）

4．対応可能な要員の確認【ステップ 1－2】

確認者：　　確認日時：　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目※	要員数	備考
重大事故等に対処する要員(初動対応要員)			
1	運転員（９名）	名	
2	指示者（１名）	名	
3	連絡責任者（１名）	名	
4	連絡担当者（３名）	名	
5	放射線管理要員（３名）	名	
6	アクセスルート確保要員（２名）	名	
7	給水確保要員（６名）	名	
8	送水確保要員（６名）	名	
9	電源確保要員（３名）	名	
10	燃料確保要員（４名）	名	
11	自衛消防隊長（１名）	名	
12	消防チーム（６名）	名	
13	運転補助要員（２名）	名	

※：カッコ内は発電所内での必要最低人数

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

５．通信設備の確認【ステップ１－2】

確認者：　　確認日時：　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
1	所内通信連絡設備	使用可能・使用不可・不明	
2	電力保安通信用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
3	衛星電話設備(固定型)	使用可能・使用不可・不明	
4	衛星電話設備(携帯型)	使用可能・使用不可・不明	
5	無線通信設備(固定型)	使用可能・使用不可・不明	
6	無線通信設備(携帯型)	使用可能・使用不可・不明	
7	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	使用可能・使用不可・不明	
8	局線加入電話設備	使用可能・使用不可・不明	
9	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	使用可能・使用不可・不明	
10	テレビ会議システム(社内向)	使用可能・使用不可・不明	
11	専用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
12	有線式通信設備	使用可能・使用不可・不明	

６．建物等へのアクセスルート確認【ステップ１－3】

確認者：　　確認日時：　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態※	備考
1	中央制御室へのアクセス	可能・不可・不明	
2	原子炉建物へのアクセス	可能・不可・不明	
3	タービン建物へのアクセス	可能・不可・不明	
4	廃棄物処理建物へのアクセス	可能・不可・不明	
5	第１保管エリア（EL50m）へのアクセス	可能・不可・不明	
6	第２保管エリア（EL44m）へのアクセス	可能・不可・不明	
7	第３保管エリア（EL13～33m）へのアクセス	可能・不可・不明	
8	第４保管エリア（EL8.5m）へのアクセス	可能・不可・不明	
9	原子炉建物南側接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
10	原子炉建物西側接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
11	廃棄物処理建物南側接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
12	建物内接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
13	GTG 建物接続口へのアクセス	可能・不可・不明	
14	輪谷貯水槽（西１／西２）へのアクセス	可能・不可・不明	

※：建物の損壊状況も含め，事故対応への支障の有無の観点から確認する。

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

7．施設損壊状態の確認【ステップ 1－3】

確認者：　　確認日時：　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
1	原子炉建物	損傷あり・損傷なし・不明	
2	タービン建物	損傷あり・損傷なし・不明	
3	廃棄物処理建物	損傷あり・損傷なし・不明	
4	制御室建物	損傷あり・損傷なし・不明	

8．各機器の確認（電源系統の確認）【ステップ 1－4】

確認者：　　確認日時：　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
1	２Ｃ－Ｍ／Ｃ	受電中・停電中・使用不可・不明	
2	２Ｃ－Ｌ／Ｃ	受電中・停電中・使用不可・不明	
3	Ｃ系Ｃ／Ｃ	受電中・停電中・使用不可・不明	
4	２Ａ－計装Ｃ／Ｃ	受電中・停電中・使用不可・不明	
5	Ａ－115V 系直流盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
6	Ａ－原子炉中性子計装用母線	受電中・停電中・使用不可・不明	
7	Ａ－非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし・使用不可・不明	
8	Ａ－燃料デイタンク	使用可能・使用不可・不明	
9	Ａ－ディーゼル燃料移送ポンプ	使用可能・電源なし・使用不可・不明	
10	Ａ－ディーゼル燃料貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	
11	２Ｄ－Ｍ／Ｃ	受電中・停電中・使用不可・不明	
12	２Ｄ－Ｌ／Ｃ	受電中・停電中・使用不可・不明	
13	Ｄ系Ｃ／Ｃ	受電中・停電中・使用不可・不明	
14	２Ｂ－計装Ｃ／Ｃ	受電中・停電中・使用不可・不明	
15	Ｂ－115V 系直流盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
16	Ｂ－115V 系直流盤（ＳＡ）	受電中・停電中・使用不可・不明	
17	Ｂ－原子炉中性子計装用母線	受電中・停電中・使用不可・不明	
18	230V 系直流盤（ＲＣＩＣ）	受電中・停電中・使用不可・不明	
19	ＳＡ対策設備用分電盤（２）	受電中・停電中・使用不可・不明	
20	Ｂ－非常用ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし・使用不可・不明	
21	Ｂ－燃料デイタンク	使用可能・使用不可・不明	
22	Ｂ－ディーゼル燃料移送ポンプ	使用可能・電源なし・使用不可・不明	
23	Ｂ－ディーゼル燃料貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
24	ＨＰＣＳ－M／C	受電中・停電中・使用不可・不明	
25	ＨＰＣＳ－C／C	受電中・停電中・使用不可・不明	
26	高圧炉心スプレイ系直流盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
27	ＨＰＣＳ－ディーゼル発電機	運転中・待機中・冷却水なし・使用不可・不明	
28	ＨＰＣＳ－燃料デイタンク	使用可能・使用不可・不明	
29	ＨＰＣＳ－ディーゼル燃料移送ポンプ	使用可能・電源なし・使用不可・不明	
30	ＨＰＣＳ－ディーゼル燃料貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	
31	緊急用M／C	受電中・停電中・使用不可・不明	
32	ＳＡ－Ｌ／C	受電中・停電中・使用不可・不明	
33	ＳＡ１－C／C	受電中・停電中・使用不可・不明	
34	ＳＡ２－C／C	受電中・停電中・使用不可・不明	
35	メタクラ切替盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
36	ＳＡ電源切替盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
37	充電器電源切替盤	受電中・停電中・使用不可・不明	
38	ガスタービン発電機（２号用）	運転中・待機中・使用不可・不明	
39	ガスタービン発電機用サービスタンク（２号炉用）	使用可能・使用不可・不明	
40	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（２号炉用）	使用可能・電源なし・使用不可・不明	
41	ガスタービン発電機（予備）	運転中・待機中・使用不可・不明	
42	ガスタービン発電機用サービスタンク（予備）	使用可能・使用不可・不明	
43	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（予備）	使用可能・電源なし・使用不可・不明	
44	ガスタービン発電機用軽油タンク	使用可能・使用不可・不明	
45	２Ａ－M／C	受電中・停電中・使用不可・不明	
46	２Ｂ－M／C	受電中・停電中・使用不可・不明	
47	230V 系直流盤(常用)	受電中・停電中・使用不可・不明	
48	号炉間電力融通ケーブル	使用可能・使用不可・不明	
49	号炉間連絡ケーブル	使用可能・使用不可・不明	
50	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)	使用可能・使用不可・不明	
51	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)	使用可能・使用不可・不明	

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

９．各機器の確認（常設設備の確認）【ステップ 1－4】

確認者：　　確認日時：　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
9.1　原子炉注水，原子炉格納容器除熱設備【常設設備】			
1	高圧炉心スプレイ・ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
2	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
3	高圧原子炉代替注水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
4	Ａ－ほう酸水注入ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
5	Ｂ－ほう酸水注入ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
6	原子炉浄化補助ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
7	Ａ－制御棒駆動水圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
8	Ｂ－制御棒駆動水圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
9	低圧炉心スプレイ・ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
10	Ａ－残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
11	Ｂ－残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
12	Ｃ－残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
13	Ａ－復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
14	Ｂ－復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
15	Ｃ－復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
16	Ａ－消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	消火設備兼用
17	Ｂ－消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	消火設備兼用

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
18	Ａ－補助消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	消火設備兼用
19	Ｂ－補助消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	消火設備兼用
20	Ａ－低圧原子炉代替注水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
21	Ｂ－低圧原子炉代替注水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
22	Ａ－残留熱代替除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
23	Ｂ－残留熱代替除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
24	Ａ－復水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
25	Ｂ－復水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
26	Ｃ－復水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
27	Ａ－復水昇圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
28	Ｂ－復水昇圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
29	Ｃ－復水昇圧ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
30	Ａ－タービン駆動原子炉給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
31	Ｂ－タービン駆動原子炉給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
32	Ａ－電動機駆動原子炉給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
33	Ｂ－電動機駆動原子炉給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
34	タービン・バイパス弁	使用可能・電源なし・使用不可・不明	
35	逃がし安全弁	使用可能・電源なし・使用不可・不明	

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
36	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備	使用可能・電源なし・使用不可・不明	
37	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	使用可能・使用不可・不明	
38	格納容器フィルタベント系	使用可能・電源なし・使用不可・不明	
39	耐圧強化ベントライン	使用可能・電源なし・使用不可・不明	
40	遠隔手動弁操作機構	使用可能・使用不可・不明	
41	ドライウェル冷却装置	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
42	サプレッション・プール水ｐＨ制御系	使用可能・電源なし・使用不可・不明	
9.2　水素爆発防止設備【常設設備】			
1	Ａ－可燃性ガス濃度制御系再結合装置	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
2	Ａ－可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
3	Ｂ－可燃性ガス濃度制御系再結合装置	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
4	Ｂ－可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロワ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
5	静的触媒式水素処理装置	使用可能・使用不可・不明	
6	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	使用可能・使用不可・不明	
7	窒素ガス制御系	使用可能・電源なし・使用不可・不明	

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
9.3　補機冷却設備【常設設備】			
1	Ａ－原子炉補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
2	Ｂ－原子炉補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
3	Ｃ－原子炉補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
4	Ｄ－原子炉補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
5	Ａ－原子炉補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
6	Ｂ－原子炉補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
7	Ｃ－原子炉補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
8	Ｄ－原子炉補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
9	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
10	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
11	Ａ－タービン補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
12	Ｂ－タービン補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
13	Ｃ－タービン補機冷却水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
14	Ａ－タービン補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
15	Ｂ－タービン補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
16	Ｃ－タービン補機海水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
9.4　燃料プール注水，除熱設備【常設設備】			
1	Ａ－燃料プール冷却ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
2	Ｂ－燃料プール冷却ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
3	燃料プール補給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
4	燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	使用可能・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
5	燃料プール監視カメラ用冷却設備	使用可能・使用不可・電源なし・不明	
6	Ａ－残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
7	Ｂ－残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
8	Ｃ－残留熱除去ポンプ	運転中・待機中・電源なし・冷却水なし・使用不可・不明	
9	Ａ－復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
10	Ｂ－復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
11	Ｃ－復水輸送ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
12	Ａ－消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	消火設備兼用
13	Ｂ－消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	消火設備兼用
14	Ａ－補助消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	消火設備兼用
15	Ｂ－補助消火ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	消火設備兼用
16	Ａ－補給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
17	Ｂ－補給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	
18	Ｃ－補給水ポンプ	運転中・待機中・電源なし・使用不可・不明	

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
9.5　可搬型設備接続口			
1	低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側・西側 ・建物内
2	格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側・西側 ・建物内
3	ペデスタル代替注水系(可搬型)接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側・西側 ・建物内
4	燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッダ)接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側・西側
5	原子炉補機代替冷却系接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側・西側 ・建物内
6	高圧発電機車接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側・西側 ・GTG 建物
7	直流給電車接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側・ Rw／B南側
8	原子炉ウェル代替注水系接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側・西側
9	窒素ガス代替注入系サプレッション・チェンバ側供給用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側･建物内
10	窒素ガス代替注入系ドライウェル側供給用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側･建物内
11	格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側･建物内
12	格納容器フィルタベント系スクラバ水補給用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側
13	格納容器フィルタベント系水素濃度測定用接続口	使用可能・使用不可・不明	使用可能な接続口: R／B南側

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

10. 保管場所（可搬型設備，資機材）等の確認【ステップ 1－4】

確認者：　　確認日時：　　年　　月　　日　　時　　分

番号	項目	状態	備考
10.1　第１保管エリア(EL50m)			
1	第１ベントフィルタ出口水素濃度	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
2	高圧発電機車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
3	移動式代替熱交換設備	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
4	250A ホース	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　本
5	ホース運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
6	大型送水ポンプ車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
7	300A ホース	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　本
8	大型ホース展張車(300A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
9	可搬式窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
10	シルトフェンス	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　組
11	放射性物質吸着材	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　組
12	原子炉補機海水ポンプ電動機	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
13	ラフタークレーン	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
14	小型船舶	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　隻
15	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
16	タンクローリ	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
17	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
18	泡消火薬剤容器運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
19	泡消火薬剤容器	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　個
20	直流給電車 115V	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
21	直流給電車 230V	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
22	大量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
23	大型ホース展張車(150A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
24	可搬式モニタリング・ポスト	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
25	可搬式気象観測装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
26	緊急時対策所用発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
27	緊急時対策所空気浄化送風機	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
28	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
29	緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　式
30	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
31	泡消火薬剤運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
32	小型動力ポンプ付水槽車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
33	小型放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
10.2　第２保管エリア(EL44m)			
1	大量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
2	中型ホース展張車（150A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
3	可搬型ストレーナ	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
10.3　第３保管エリア(EL13～33m)			
1	大量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
2	可搬型ストレーナ	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
3	中型ホース展張車(150A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
4	大型送水ポンプ車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
5	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
6	タンクローリ	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
7	高圧発電機車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
8	移動式代替熱交換設備	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
10.4　第４保管エリア(EL8.5m)			
1	第１ベントフィルタ出口水素濃度	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
2	高圧発電機車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
3	移動式代替熱交換設備	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
4	250A ホース	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　本
5	ホース運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
6	大型送水ポンプ車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
7	300A ホース	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　本
8	大型ホース展張車(300A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
9	可搬式窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
10	放射性物質吸着材	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　組
11	放射性物質吸着材運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
12	シルトフェンス運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
13	シルトフェンス	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　組
14	タンクローリ	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
15	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
16	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
17	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
18	泡消火薬剤容器運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
19	小型動力ポンプ付水槽車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
20	小型放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
21	泡消火薬剤容器	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　個
22	大量送水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
23	大型ホース展張車(150A)	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

番号	項目	状態	備考
24	可搬型ストレーナ	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
25	小型船舶	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　隻
26	小型船舶運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
27	可搬式モニタリング・ポスト	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
28	モニタリング設備運搬車	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
29	可搬式気象観測装置	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
30	緊急時対策所用発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
31	緊急時対策所空気浄化送風機	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
32	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　台
33	緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）	使用可能・使用不可・不明	使用可能：　式

11. 水源の確認【ステップ 1－4】

確認者：　　確認日時：　　年　月　日　時　分

番号	項目	状態	備考
1	ほう酸水貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	水位：　m
2	ほう酸水注入系テストタンク	使用可能・使用不可・不明	水位：　m
3	復水貯蔵タンク	使用可能・使用不可・不明	水位：　m
4	サプレッション・チェンバ	使用可能・使用不可・不明	水位：　m
5	低圧原子炉代替注水槽	使用可能・使用不可・不明	水位：　m
6	１号ろ過水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位：　m 消火用水源兼用
7	２号ろ過水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位：　m 消火用水源兼用
8	非常用ろ過水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位：　m 消火用水源兼用
9	純水タンク	使用可能・使用不可・不明	水位：　m
10	輪谷貯水槽(西１)	使用可能・使用不可・不明	水位：　m
11	輪谷貯水槽(西２)	使用可能・使用不可・不明	水位：　m
12	輪谷貯水槽(東１)	使用可能・使用不可・不明	
13	輪谷貯水槽(東２)	使用可能・使用不可・不明	
14	非常用取水設備	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
15	荷揚場	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
16	２号炉放水槽	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
17	１号炉取水槽	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
18	３号炉取水管点検立坑	使用可能・使用不可・不明	海水取水箇所
19	補助消火水槽	使用可能・使用不可・不明	消火用水源兼用

注）プラント状態確認チェックシートは，今後の訓練によって見直す可能性がある

大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧について

大規模損壊発生時に初動対応フローから選択する個別戦略の決定に当たっては，要員及び設備を含めた残存する資源から必要な手順等を確認し，有効な戦略を迅速かつ確実に選定する必要がある。

第１表に個別戦略において必要な対応操作，対応操作に必要な設備とその容量，準備開始から必要となるまでの時間，必要な要員数をまとめた表を示す。

また，第１図に大規模損壊発生時の対応手順書体系図を示す。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（１／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
①アクセスルート確保戦略	○原子力災害対策手順書						
	「ホイールローダによるがれき撤去」	(1.0) (2.1)	・ホイールローダ(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(バケット容量:約3.4m³/台)	－	被災状況・規模により所要時間は変動	約1.3km/h	緊急時対策要員２名
②消火戦略	○原子力災害対策手順書						
	「化学消防自動車等による泡消火」	(1.12)	・化学消防自動車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約2,800L/min/台,吐出圧力:約0.85MPa) ・小型動力ポンプ付水槽車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約2,800L/min/台,吐出圧力:約0.85MPa) ・小型放水砲(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台 ・泡消火薬剤(３％)(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２組(容量:約1,500L/組) ・泡消火薬剤(１％)(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:４個(容量:約1,000L/個)	消火栓(ろ過水タンク，補助消火水槽) ろ過水タンク 補助消火水槽 純水タンク 海水取水箇所(２号炉取水槽,荷揚場,２号炉放水槽,１号炉取水槽,３号炉取水管点検立坑)	化学消防自動車等による泡消火	１時間10分～消火開始	自衛消防隊７名
					小型放水砲等による泡消火	１時間40分～消火開始	
	「大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火」		・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.4MPa) ・放水砲(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台 ・泡消火薬剤(１％)(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:６個(容量:約1,000L/個)	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場,２号炉放水槽,１号炉取水槽,３号炉取水管点検立坑)	－	５時間10分以内	緊急時対策要員12名
③原子炉停止戦略（１／２）	○事故時操作要領書(徴候ベース)						
	「原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」	(1.1)	・ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	－	事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	２分以内	中央制御室運転員２名
	「自動減圧，代替自動減圧起動阻止による原子炉出力急上昇防止」		・自動減圧起動阻止スイッチ ・代替自動減圧起動阻止スイッチ	－		３分以内	
	「ほう酸水注入系によるほう酸水注入操作」		・ほう酸水注入ポンプ 配備数:２台(容量:約10m³/h/台,全揚程:約870m)	ほう酸水貯蔵タンク		６分以内	
	「原子炉水位低下操作」		・復水ポンプ 配備数:３台(容量:約2,700m³/h/台) ・復水昇圧ポンプ 配備数:３台(容量:約2,700m³/h/台) ・タービン駆動給水ポンプ 配備数:２台(容量:約2,900m³/h/台) ・電動機駆動給水ポンプ 配備数:２台(容量:約1,400m³/h/台)	復水器		６分以内	
			・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数:１台(容量:約100m³/h,全揚程:約120m～約900m)	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ			
			・高圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数:１台(容量:約320m³/h～約1,050m³/h, 全揚程:約890m～約260m)	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ			

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（２／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
③原子炉停止戦略（２／２）	「制御棒手動挿入」	(1.1)	－	－	事故時操作要領書(徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	７分以内	中央制御室運転員２名
	「代替制御棒手動挿入」		－	－		６分以内	
	「選択制御棒手動挿入」		－	－		７分以内	
	「手動スクラム」		－	－		16 分以内	
	「原子炉保護系電源スイッチ切」		・原子炉保護系電源スイッチ	－		22 分以内	現場運転員２名
	「スクラムテストスイッチによる個別スクラム」		・スクラムテストスイッチ	－		47 分以内	
	「スクラムパイロット弁用制御空気の排出」		－	－		現場操作 37 分以内	現場運転員２名
④原子炉圧力容器への注水戦略（１／２）	○事故時操作要領書(徴候ベース),事故時操作要領書(シビアアクシデント),ＡＭ設備別操作要領書,原子力災害対策手順書						
	「高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	・高圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数：１台(容量:約 320m³/h～約 1,050m³/h, 全揚程:約 890m～約 260m) ・高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ 配備数：１台(容量:約 240m³/h,全揚程:約 30m) ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ 配備数：１台(容量:約 340m³/h,全揚程:約 35m) ・高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 配備数：１基(伝熱容量:約 2.67MW)	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「復水・給水系による原子炉圧力容器への注水」		・復水ポンプ 配備数：３台(容量:約 2,700m³/h/台) ・復水昇圧ポンプ 配備数：３台(容量:約 2,700m³/h/台) ・電動機駆動原子炉給水ポンプ 配備数：２台(容量:約 1,400m³/h/台)	復水器	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「原子炉隔離時冷却系(中央操作)による原子炉圧力容器への注水」		・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数：１台(容量:約 100m³/h,全揚程:約 120m～約 900m)	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「高圧原子炉代替注水系(中央操作)による原子炉圧力容器への注水」		・高圧原子炉代替注水ポンプ 配備数：１台(容量:約 75m³/h,揚程:約 918m)	サプレッション・チェンバ	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」		・制御棒駆動水圧ポンプ 配備数：２台(容量:約 31m3/h/台～約 54 m3/h/台,揚程:約 1,266m～約 860m)	復水貯蔵タンク	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水」		・ほう酸水注入ポンプ 配備数：２台(容量:約 10m³/h/台,全揚程:約 870m)	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系テストタンク 復水輸送系等	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
					ほう酸水貯蔵タンク補給	電源有の場合(現場操作) １時間以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					ほう酸水注入系テストタンク補給	電源有の場合(現場操作) １時間 15 分以内	
	「高圧原子炉代替注水系(現場操作)による原子炉圧力容器への注水」		・高圧原子炉代替注水ポンプ 配備数：１台(容量:約 75m³/h,揚程:約 918m)	サプレッション・チェンバ	－	電源無の場合(現場操作) 35 分以内	現場運転員４名
	「原子炉隔離時冷却系(現場操作)による原子炉圧力容器への注水」		・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数：１台(容量:約 100m³/h,全揚程:120m～約 900m)	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ	－	電源無の場合(現場操作) １時間以内	現場運転員４名
	「逃がし安全弁による原子炉減圧」		・逃がし安全弁 配備数:12 個(うち自動減圧機能付き６個)	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「タービン・バイパス弁による原子炉減圧」		・タービン・バイパス弁 配備数：６個	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（３／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
④原子炉圧力容器への注水戦略（２／２）	「主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)接続による原子炉減圧」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室) 配備数：４個 ・ＳＲＶ用電源切替盤	－	－	現場操作 １時間 20 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名
	「主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)接続による原子炉減圧」		・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物) 配備数：１個	－	－	現場操作 １時間 30 分以内	現場運転員２名 緊急時対策要員２名
	「窒素ガス代替供給設備による原子炉減圧」		・逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備	－	－	現場操作 １時間 10 分以内	現場運転員２名 緊急時対策要員２名
	「逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保」		・逃がし安全弁用窒素ガスボンベ 配備数：30 個(容量:約 47L/個,充填圧力:約 15MPa)	－	窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
					逃がし安全弁用窒素ガスボンベ（待機側）への切替え	現場操作 25 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」		・低圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数：１台(容量:約 1,050m³/h,揚程:約 190m)	サプレッション・チェンバ	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水」		・残留熱除去ポンプ 配備数：３台(容量:約 1,200m³/h/台,揚程:約 100m)	サプレッション・チェンバ	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」		・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数：２台(容量:約 230m³/h/台,揚程:約 190m)	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 20 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「復水輸送系による原子炉圧力容器への注水」		・復水輸送ポンプ 配備数：３台(容量:約 85m³/h/台,揚程:約 70m)	復水貯蔵タンク	A－残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
					B，C－残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 (現場弁操作等) 30 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「消火系による原子炉圧力容器への注水」		・補助消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 72m³/h/台,揚程:約 80m) ・消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 60m³/h/台,揚程:約 60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	A－残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
					B，C－残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 (現場弁操作等) 30 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m，ＥＬ13～33m，ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１)，輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	A,B－残留熱除去系注入配管使用 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 25 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					A－残留熱除去系注入配管使用	電源無の場合(現場操作) 50 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					B－残留熱除去系注入配管使用	電源無の場合(現場操作) 40 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合	現場操作 ２時間 10 分以内	緊急時対策要員 12 名
					低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合	現場操作 ３時間 10 分以内	

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（４／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
⑤水素爆発防止戦略	○事故時操作要領書(シビアアクシデント),AM設備別操作要領書,原子力災害対策手順書						
	「格納容器水素濃度（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」	(1.9) (1.10)	・格納容器水素濃度(ＳＡ) 配備数:１個(計測範囲:０～100vol%) ・格納容器酸素濃度(ＳＡ) 配備数:１個(計測範囲:０～25vol%)	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」		・格納容器水素濃度（Ｂ系） 配備数:１個(計測範囲:０～５vol%／０～100vol%) ・格納容器酸素濃度（Ｂ系） 配備数:１個(計測範囲:０～５vol%／０～25vol%)	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御」		・可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ 配備数:２台(容量:約 255m³/h[normal]/台) ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 配備数:２個	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給」		・可搬式窒素供給装置(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約 100m³/h[normal]/台)	－	窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した場合	現場操作 ２時間以内	緊急時対策要員２名
					窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した場合	現場操作 ６時間 40 分以内	
	「原子炉建物内の水素濃度監視」		・原子炉建物水素濃度 配備数:７個(計測範囲:０～10vol%／０～20vol%)	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制」		・静的触媒式水素処理装置 配備数:18 個	－	－	－ (操作不要)	－
	「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出」		・第１ベントフィルタスクラバ容器 配備数:４基(設計流量:約 9.8kg/s) ・第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器 配備数:１基 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 配備数:１個 ・可搬式窒素供給装置(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約 100m³/h[normal]/台) ・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m，ＥＬ13～33m，ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	－	中央操作 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 55 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名
					現場操作	電源無の場合 (現場弁操作等) ２時間 50 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名
				輪谷貯水槽(西１)，輪谷貯水槽(西２)	第１ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)	現場操作 ２時間 10 分以内	緊急時対策要員 12 名
				－	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した場合	現場操作 ２時間以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員４名
					可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した場合	現場操作 ６時間 40 分以内	
	「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素ガスの排出」		・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	－	－	現場操作 １時間 30 分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員３名
			・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	－	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置が閉止状態の場合	現場操作 ２時間以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員２名

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（５／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
⑥－１ 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷前)(１／３)	○事故時操作要領書(徴候ベース),AM設備別操作要領書,原子力災害対策手順書						
	「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」	(1.5) (1.6) (1.7)	・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数:２台(容量:約 230m³/h/台,揚程:約 190m)	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 30 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・復水輸送ポンプ 配備数:３台(容量:約 85m³/h/台,揚程:約 70m)	復水貯蔵タンク	A－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
					B－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 (現場弁操作等) 30 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・補助消火ポンプ 配備数:２台(容量:約 72m³/h/台,揚程:約 80m) ・消火ポンプ 配備数:２台(容量:約 60m³/h/台,揚程:約 60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	A－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
					B－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 (現場弁操作等) 30 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m, ＥＬ13～33m, ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１), 輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽, 荷揚場, ２号炉放水槽,１号炉取水槽,３号炉取水管点検立坑)	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 25 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					－	電源無の場合 (現場弁操作等) 40 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合	現場操作 ２時間 10 分以内	緊急時対策要員 12 名
					格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合	現場操作 ３時間 10 分以内	
	「ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」		・ドライウェル冷却装置 配備数:６台	－	－	電源有の場合 45 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱」		・原子炉補機海水ポンプ 配備数:４台(容量:約 2,000m³/h/台,全揚程:約 50m) ・原子炉補機冷却水ポンプ 配備数:４台(容量:約 1,700m³/h/台,全揚程:約 57m) ・原子炉補機冷却系熱交換器 配備数:６基(熱交換器容量:約 10MW/基)	海水取水箇所(２号炉取水槽, 荷揚場, ２号炉放水槽,１号炉取水槽,３号炉取水管点検立坑)	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（６／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
⑥－1 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷前)(2／3)	「原子炉補機代替冷却系による除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.2MPa) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:２台(伝熱容量:約9.1MW) ・移動式代替熱交換設備(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台（熱交換器容量:約23MW/台)	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	系統構成	電源有の場合(現場操作) １時間40分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保	現場操作 ７時間20分以内	緊急時対策要員15名
					大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保	現場操作 ７時間以内	緊急時対策要員６名
	「大型送水ポンプ車による除熱」		・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.2MPa) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:２台(伝熱容量:約9.1MW)	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	系統構成	電源有の場合(現場操作) １時間20分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員４名
					大型送水ポンプ車による除熱	現場操作 ７時間以内	緊急時対策要員６名
	「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」		・残留熱除去ポンプ 配備数:２台(容量:約1,200m³/h/台,全揚程:約100m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:２台(伝熱容量:約9.1MW)	サプレッション・チェンバ	－	中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱」		・残留熱除去ポンプ 配備数:２台(容量:約1,200m³/h/台,全揚程:約100m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:２台(伝熱容量:約9.1MW)	サプレッション・チェンバ	－	中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」		・残留熱代替除去ポンプ 配備数:２台(容量:約150m³/h/台,揚程:約70m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:１台(伝熱容量:約9.1MW) ・移動式代替熱交換設備(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台（熱交換器容量:約23MW/台) ・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.2MPa)	サプレッション・チェンバ	－	電源有の場合(現場操作) １時間５分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
				－	原子炉補機代替冷却系の系統構成	現場操作 １時間40分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
				海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合	現場操作 ７時間20分以内	緊急時対策要員15名
					原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物内接続口を使用した場合	現場操作 ７時間以内	緊急時対策要員６名

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（７／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
⑥－１ 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷前)（３／３）	「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	・第１ベントフィルタスクラバ容器 配備数：４基(設計流量:約 9.8kg/s) ・第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器 配備数：１基 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 配備数：１個 ・可搬式窒素供給装置(保管場所：ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数：２台(容量:約 100m³/h[normal]/台) ・大量送水車(保管場所：ＥＬ44m，ＥＬ13～33m，ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	－	中央操作 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 格納容器ベント準備完了まで	電源有の場合(現場操作) 45 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名
					中央操作 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始まで	電源有の場合 10 分以内	中央制御室運転員１名
					現場操作	電源無の場合(現場操作) ２時間 50 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名
				輪谷貯水槽(西１)，輪谷貯水槽(西２)	第１ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)	現場操作 ２時間 10 分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員 12 名
				－	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した場合	現場操作 ２時間以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員４名
					可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した場合	現場操作 ６時間 40 分以内	
	「耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱」		・遠隔手動弁操作機構 ・可搬式窒素供給装置(保管場所：ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数：２台(容量:約 100m³/h[normal]/台)	－	格納容器ベント準備完了まで	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
					格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始まで	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
					現場操作	電源無の場合(現場操作) ２時間 30 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員４名
					可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した場合	現場操作 ２時間以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員４名
					可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した場合	現場操作 ６時間 40 分以内	

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（８／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
⑥－２原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)（１／３）	○事故時操作要領書(シビアアクシデント),ＡＭ設備別操作要領書,原子力災害対策手順書						
	「ペデスタル代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数：２台(容量:約 230m³/h/台,揚程:約 190m)	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 原子炉格納容器下部水位確保の場合	電源有の場合(現場操作) 30 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水」		・復水輸送ポンプ 配備数：３台(容量:約 85m³/h/台,揚程:約 70m)	復水貯蔵タンク	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「消火系による原子炉格納容器下部への注水」		・補助消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 72m³/h/台,揚程:約 80m) ・消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 60m³/h/台,揚程:約 60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「ペデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１)，輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 25 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					ペデスタル代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペデスタル代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合	現場操作 ２時間 10 分以内	緊急時対策要員 12 名
					ペデスタル代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合	現場操作 ３時間 10 分以内	
	「原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１)，輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	現場操作 ２時間 10 分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員 12 名
	「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１)，輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
					格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合	現場操作 ２時間 10 分以内	緊急時対策要員 12 名
					格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合	現場操作 ３時間 10 分以内	
	「原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱」		・原子炉補機海水ポンプ 配備数：４台(容量:約 2,000m³/h/台,全揚程:約 50m) ・原子炉補機冷却水ポンプ 配備数：４台(容量:約 1,700m³/h/台,全揚程:約 57m) ・原子炉補機冷却系熱交換器 配備数：６基(熱交換器容量:約 10MW/基)	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「原子炉補機代替冷却系による除熱」		・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 1,800m³/h/台,吐出圧力:約 1.2MPa) ・残留熱除去系熱交換器 配備数：２台(伝熱容量:約 9.1MW) ・移動式代替熱交換設備(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数：３台（熱交換器容量:約 23MW/台）	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	系統構成	電源有の場合(現場操作) １時間 40 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保	現場操作 ７時間 20 分以内	緊急時対策要員 15 名
					大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保	現場操作 ７時間以内	緊急時対策要員６名

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（９／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
⑥－２ 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)（２／３）	「大型送水ポンプ車による除熱」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.2MPa) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:２台(伝熱容量:約9.1MW)	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	系統構成	電源有の場合(現場操作) １時間20分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員４名
					大型送水ポンプ車による除熱	現場操作 ７時間以内	緊急時対策要員６名
	「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」		・残留熱除去ポンプ 配備数:２台(容量:約1,200m³/h/台,全揚程:約100m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:２台(伝熱容量:約9.1MW)	サプレッション・チェンバ	－	中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱」		・残留熱除去ポンプ 配備数:２台(容量:約1,200m³/h/台,全揚程:約100m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:２台(伝熱容量:約9.1MW)	サプレッション・チェンバ	－	中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」		・残留熱代替除去ポンプ 配備数:２台(容量:約150m³/h/台,揚程:約70m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:１台(伝熱容量:約9.1MW) ・移動式代替熱交換設備(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台（熱交換器容量:約23MW/台) ・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.2MPa)	サプレッション・チェンバ	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合	電源有の場合(現場操作) １時間５分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合	電源有の場合(現場操作) 45分以内	
				－	原子炉補機代替冷却系の系統構成	現場操作 １時間40分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
				海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合	現場操作 ７時間20分以内	緊急時対策要員15名
					原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物内接続口を使用した場合	現場操作 ７時間以内	緊急時対策要員６名
	「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数:２台(容量:約230m³/h/台,揚程:約190m)	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 30分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・復水輸送ポンプ 配備数:３台(容量:約85m³/h/台,揚程:約70m)	復水貯蔵タンク	Ａ－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
					Ｂ－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 (現場弁操作等) 30分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・補助消火ポンプ 配備数:２台(容量:約72m³/h/台,揚程:約80m) ・消火ポンプ 配備数:２台（容量:約60m³/h/台,揚程:約60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	Ａ－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
					Ｂ－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 (現場弁操作等) 30分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（10／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
⑥－２原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)（３／３）	「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１)，輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合(現場操作) 25 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					－	電源無の場合 (現場弁操作等) 40 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合	現場操作 ２時間 10 分以内	緊急時対策要員 12 名
					格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合	現場操作 ３時間 10 分以内	
	「ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」		・ドライウェル冷却装置 配備数:６台	－	－	電源有の場合 45 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」		・第１ベントフィルタスクラバ容器 配備数:４基(設計流量:約 9.8kg/s) ・第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器 配備数:１基 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 配備数:１個 ・可搬式窒素供給装置(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約 100m³/h[normal]/台) ・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m，ＥＬ13～33m，ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	－	中央操作 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 格納容器ベント準備完了まで	電源有の場合(現場操作) 45 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名
					中央操作 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始まで	電源有の場合 10 分以内	中央制御室運転員１名
					現場操作	電源無の場合(現場操作) ２時間 50 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名
				輪谷貯水槽(西１)，輪谷貯水槽(西２)	第１ベントフィルタスクラバ容器への水位調整(水張り)	現場操作 ２時間 10 分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員 12 名
				－	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した場合	現場操作 ２時間以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員４名
					可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した場合	現場操作 ６時間 40 分以内	

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（11／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
⑦燃料プール注水戦略	○事故時操作要領書(徴候ベース),原子力災害対策手順書						
	「燃料プール補給水系による燃料プールへの注水」	(1.11)	・燃料プール補給水ポンプ 配備数：１台(容量:約 30m³/h,揚程:約 70m)	復水貯蔵タンク	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「復水輸送系による燃料プールへの注水」		・復水輸送ポンプ 配備数：３台(容量:約 85m³/h/台,揚程:約 70m)	復水貯蔵タンク	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「消火系による燃料プールへの注水」		・補助消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 72m³/h/台,揚程:約 80m) ・消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 60m³/h/台,揚程:約 60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	消火栓を使用した場合	電源有の場合(現場操作) 40 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					復水輸送系ラインを使用した場合	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
	「燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッダ)による燃料プールへの注水又はスプレイ」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m，ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１)，輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	現場操作 ２時間 10 分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員 12 名
	「燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水又はスプレイ」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m，ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa) ・可搬型スプレイノズル(保管場所:原子炉建物１階又は２階) 配備数：３台	輪谷貯水槽(西１)，輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	現場操作 ２時間 50 分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員 12 名
	「放水砲による放水」		・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数：２台(容量:約 1,800m³/h/台,吐出圧力:約 1.4MPa) ・放水砲(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数：２台	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	現場操作 ４時間 30 分以内	緊急時対策要員 12 名
	「サイフォンブレイク機能による漏えい抑制」		・サイフォンブレイク機能	－	－	－(操作不要)	－
	「燃料プール漏えい緩和」		・シール材 ・接着剤 ・ステンレス鋼板 ・吊り降ろしロープ	－	－	１時間 30 分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員３名
⑧燃料プール除熱戦略	○事故時操作要領書(徴候ベース),原子力災害対策手順書						
	「燃料プール冷却系の復旧による除熱」	(1.11)	・燃料プール冷却ポンプ 配備数：２台(容量:約 200m³/h/台,全揚程:約 88m) ・燃料プール冷却系熱交換器 配備数：２基(伝熱容量:約 1.9MW/基)	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名
⑨放射性物質拡散抑制戦略	○原子力災害対策手順書						
	「大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	(1.12)	・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数：２台(容量:約 1,800m³/h/台,吐出圧力:約 1.4MPa) ・放水砲(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数：２台	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	現場操作 ４時間 30 分以内	緊急時対策要員 12 名
	「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」		・放射性物質吸着材(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数：４組	－	－	現場操作 ４時間 20 分以内	緊急時対策要員５名
	「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」		・シルトフェンス(２号炉放水接合槽用)(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:約 40m ・シルトフェンス(輪谷湾用)(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:約 680m ・小型船舶(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数：２隻	－	２号炉放水接合槽への１重目のシルトフェンス設置の場合	現場操作 ３時間以内	緊急時対策要員７名
					輪谷湾への１重目のシルトフェンスの設置の場合	現場操作 24 時間以内	緊急時対策要員７名

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（12／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
⑩電源確保戦略（１／２）	○事故時操作要領書(徴候ベース),AM設備別操作要領書,原子力災害対策手順書						
	「ガスタービン発電機によるM／C　C系及びM／C　D系受電」	(1.14)	・ガスタービン発電機 配備数:２台（容量:約6,000kVA/台,電圧:6.9kV） ・ガスタービン発電機用サービスタンク 配備数:２基(容量:約7.9m³/基) ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 配備数:２台(容量:約4.0m³/h/台,吐出圧力:約0.5MPa) ・ガスタービン発電機用軽油タンク 配備数:１基(容量:約560m³/基) ・M／C　C系 ・M／C　D系 ・緊急用メタクラ	－	M／C　D系受電の場合 (中央制御室からの起動)	40分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					M／C　C系受電の場合 (中央制御室からの起動)	１時間10分以内	
					M／C　D系受電の場合 (現場からの起動)	１時間5分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名
					M／C　C系受電の場合 (現場からの起動)	１時間10分以内	
	「ガスタービン発電機によるＳＡロードセンタ及びＳＡコントロールセンタ受電」		・ガスタービン発電機 配備数:２台(容量:約6,000kVA/台,電圧:6.9kV) ・ガスタービン発電機用サービスタンク 配備数:２基(容量:約7.9m³/基) ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 配備数:２台(容量:約4.0m³/h/台,吐出圧力:約0.5MPa) ・ガスタービン発電機用軽油タンク 配備数:１基(容量:約560m³/基) ・緊急用メタクラ ・ＳＡロードセンタ	－	中央制御室からの起動	10分以内	中央制御室運転員１名
					現場からの起動	55分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員２名
	「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM／C　C系及びM／C　D系受電」		・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 配備数:１台(容量:約4,000kVA,電圧:6.9kV) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク 配備数:１基(容量:約９m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃燃料移送ポンプ 配備数:１台(容量:約4.0m³/h,吐出圧力:約0.54MPa) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数:１基(容量:約170m³/基) ・高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ 配備数:１台(容量:約240m³/h,全揚程:約30m) ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ 配備数:１台(容量:約340m³/h,全揚程:約35m) ・M／C　C系 ・M／C　D系	－	－	１時間20分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM／C　C系又はM／C　D系受電」		・号炉間電力融通ケーブル(常設)	－	－	１時間35分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
	「号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM／C　C系又はM／C　D系受電」		・号炉間電力融通ケーブル(可搬型)	－	－	４時間25分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員３名
	「高圧発電機車によるM／C　C系又はM／C　D系受電」		・高圧発電機車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:７台（容量:約500kVA/台,電圧:6.6kV） ・M／C　C系 ・M／C　D系 ・緊急用メタクラ	－	原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続する場合	現場操作 ４時間35分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員３名
					原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続する場合	現場操作 ４時間35分以内	
					ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 ４時間40分以内	

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（13／14）

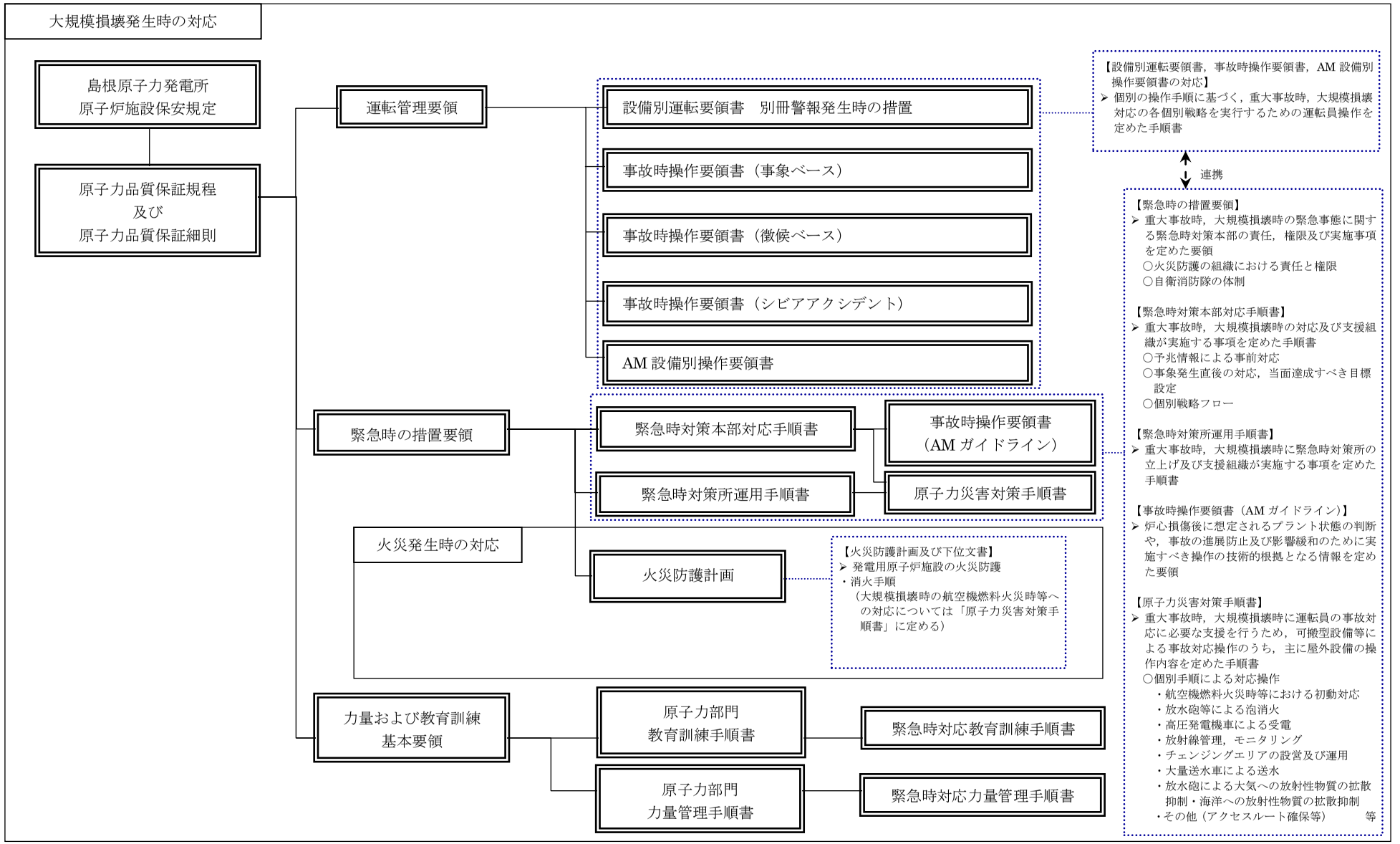
個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
⑩電源確保戦略（２／２）	「高圧発電機車によるＳＡロードセンタ及びＳＡコントロールセンタ受電」	(1.14)	・高圧発電機車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:７台（容量:約500kVA/台,電圧:6.6kV) ・Ｍ／Ｃ　Ｃ系 ・Ｍ／Ｃ　Ｄ系 ・緊急用メタクラ ・ＳＡロードセンタ	－	原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続する場合	現場操作 ４時間35分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員３名
					原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続する場合	現場操作 ４時間35分以内	
					ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 ４時間40分以内	
	「所内常設蓄電式直流電源設備による給電」		・Ｂ－115V系蓄電池 ・Ｂ１－115V系蓄電池（ＳＡ） ・ＳＡ用115V系蓄電池 ・230V系蓄電池（ＲＣＩＣ） ・Ｂ－115V系充電器盤 ・Ｂ１－115V系充電器盤（ＳＡ） ・ＳＡ用115V系充電器盤 ・230V系充電器盤（ＲＣＩＣ）	－	Ｂ－115V系蓄電池，Ｂ１－115V系蓄電池（ＳＡ）及びＳＡ用115V系蓄電池による給電	－ （操作不要）	現場運転員２名
					Ｂ－115V系蓄電池からＢ１－115V系蓄電池（ＳＡ）受電切替え完了及び不要負荷切離し操作完了まで	30分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名
					Ａ－115V系充電器盤，中央制御室監視計器Ｃ系受電完了まで	20分以内	
					Ｂ－115V系充電器盤，Ｂ１－115V系充電器盤（ＳＡ），ＳＡ用115V系充電器盤，230V系充電器盤（ＲＣＩＣ）及び中央制御室監視計器Ｄ系受電完了まで	20分以内	
	「可搬型直流電源設備による給電」		・高圧発電機車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:７台(容量:約500kVA/台,電圧:6.6kV) ・Ｂ１－115V系充電器盤（ＳＡ） ・ＳＡ用115V系充電器盤 ・230V系充電器盤(常用)	－	原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続の場合	現場操作 ５時間10分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員３名
					原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続の場合	現場操作 ５時間10分以内	
					ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 ５時間50分以内	
	「直流給電車による直流盤への給電」		・高圧発電機車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:７台(容量:約500kVA/台,電圧:6.6kV) ・直流給電車115V(保管場所:ＥＬ50m) 配備数:１台 ・直流給電車230V(保管場所:ＥＬ50m) 配備数:１台	－	廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続の場合 （Ｂ－115V系直流盤及び230V系直流盤（ＲＣＩＣ)）	現場操作 ４時間15分以内	現場運転員２名 緊急時対策要員３名
					原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続の場合（Ｂ－115V系直流盤（ＳＡ）及び230V系直流盤(常用)）	現場操作 ４時間15分以内	
	「号炉間連絡ケーブルを使用したＡ－115V系直流盤又はＢ－115V系直流盤受電」		・号炉間連絡ケーブル	－	－	現場操作 55分以内	現場運転員２名

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。

第１表 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（14／14）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)
水源確保	○原子力災害対策手順書						
	「大量送水車による補給」	(1.13)	・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１)，輪谷貯水槽(西２)	低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 ２時間 10 分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員 12 名
				純水タンク １号ろ過水タンク ２号ろ過水タンク 非常用ろ過水タンク	低圧原子炉代替注水槽への補給	現場操作 １時間 50 分以内	
					復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 １時間 30 分以内	
				輪谷貯水槽(東１)，輪谷貯水槽(東２)	輪谷貯水槽(西１)又は輪谷貯水槽(西２)への補給	現場操作 １時間 20 分以内	緊急時対策要員６名
	「大量送水車又は大型送水ポンプ車による補給」		・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約 1,800m³/h/台,吐出圧力:約 1.4MPa) ・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	海水取水箇所(２号炉取水槽,荷揚場,２号炉放水槽,１号炉取水槽,３号炉取水管点検立坑)	大量送水車による輪谷貯水槽(西１)又は輪谷貯水槽(西２)への補給	現場操作 ２時間 30 分以内	緊急時対策要員 12 名
					大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽(西１)又は輪谷貯水槽(西２)への補給	現場操作 ３時間 40 分以内	
					大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 ２時間 10 分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員 12 名
					大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 ３時間 50 分以内	
	「大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車(２台)による補給」		・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約 1,800m³/h/台,吐出圧力:約 1.4MPa) ・大量送水車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:５台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	海水取水箇所(２号炉取水槽,荷揚場,２号炉放水槽,１号炉取水槽,３号炉取水管点検立坑)	低圧原子炉代替注水槽への補給	現場操作 ２時間 10 分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員 12 名
燃料補給	○原子力災害対策手順書						
	「ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給」	(1.14)	・タンクローリ(保管場所:ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約 3.0m³/台) ・ガスタービン発電機用軽油タンク 配備数:１基(容量:約 560m³/基) ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数:２基(容量:約 170m³/基) 配備数:３基(容量:約 100m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数:１基(容量:約 170m³/基)	－	ガスタービン発電機用軽油タンクから補給の場合(タンクローリ１台当たり)	１時間 50 分以内	緊急時対策要員２名
					非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから補給の場合(タンクローリ１台当たり)	２時間 30 分以内	
	「タンクローリから各機器等への給油」		・タンクローリ(保管場所:ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約 3.0m³/台)	－	タンクローリ１台当たり	30 分以内	緊急時対策要員２名

注)各手順，各設備の保管場所・数量等については，今後の訓練，検討結果等によって見直す可能性がある。



第１図　大規模損壊発生時の対応手順書体系図

燃料プール大規模漏えい時の対応について

1. 燃料プールにおける事故対応

燃料プールに大規模な漏えいが発生した場合における,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) 燃料プールからの漏えいが発生した場合は，中央制御室から操作が可能であり，速やかな操作が可能である燃料プール補給水系，復水輸送系，消火系又は残留熱除去系による燃料プールへの注水を行う。なお，消火系による燃料プールへの注水は，消火系による消火を必要とする火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

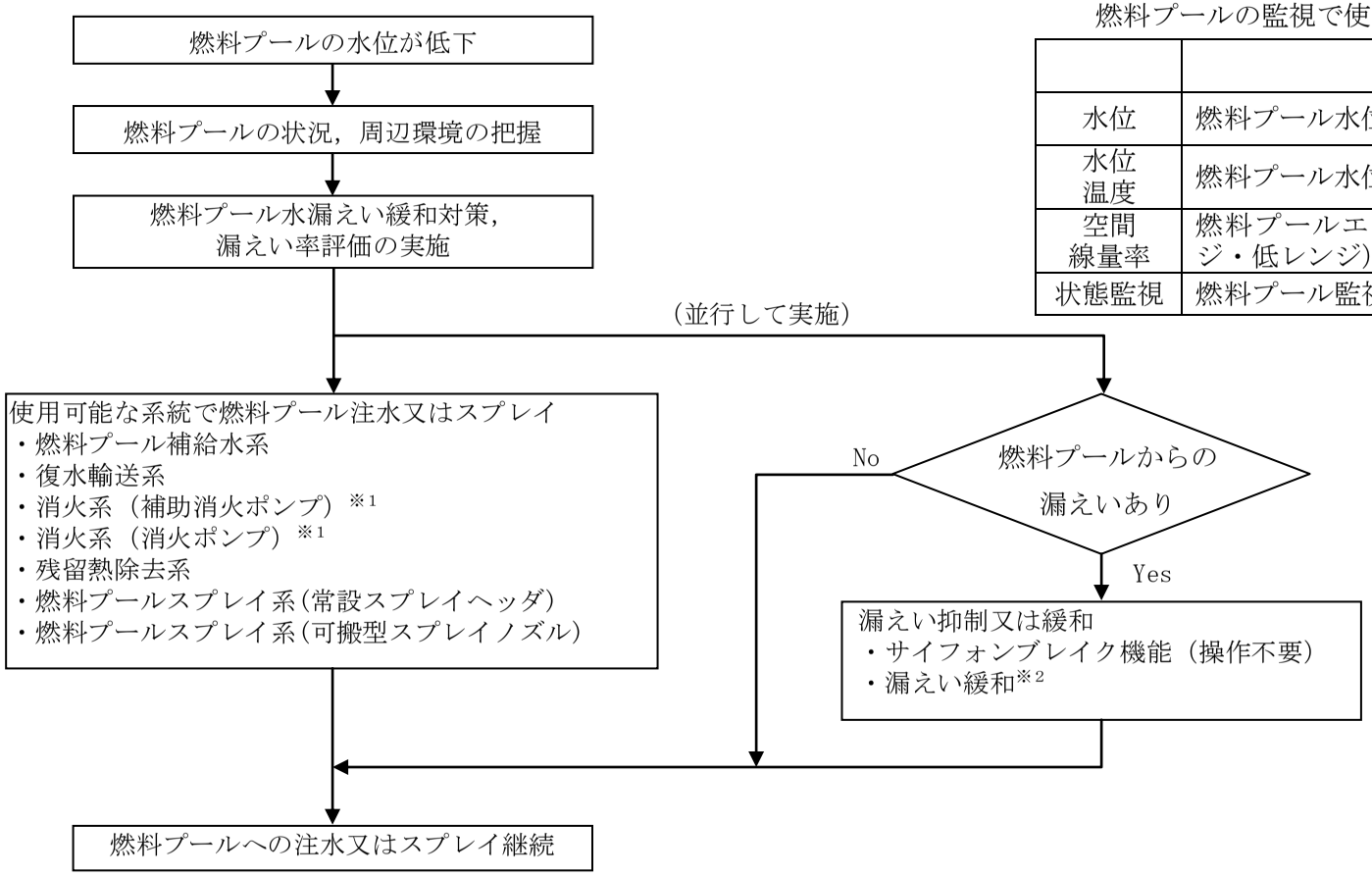
(2) (1)による燃料プールへの注水が行えない場合，大量送水車による燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）を使用した燃料プールへの注水又はスプレイを行う。

(3) (2)による燃料プールへの注水又はスプレイが行えない場合，燃料プールへのアクセスが可能であれば，大量送水車による燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用した燃料プールへの注水又はスプレイを行う。

(4) 燃料プールからの漏えいが発生している場合は，(2)又は(3)の燃料プールへの注水又はスプレイと並行して，燃料プールの漏えいを緩和するため，あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いた手段により，燃料プール内側からの漏えい緩和を行う。

(5) (1)～(4)の操作による建物内部からの燃料プールへの注水又はスプレイにより燃料プールの水位上昇が確認できない場合において，大型航空機が原子炉建物に衝突する等して原子炉建物が損傷し開口部がある場合には，大型送水ポンプ車，放水砲等を用いて，開口部に対して建物外部からの燃料プールへの放水を行う。

2. 重大事故等を想定した燃料プールの監視対応フロー



燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）

	計器名称
水位	燃料プール水位（ＳＡ）
水位 温度	燃料プール水位・温度（ＳＡ）
空間 線量率	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）
状態監視	燃料プール監視カメラ（ＳＡ）

※１：消火系による注水は，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場合に実施する

※２：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

第１図 燃料プールの監視対応フロー

3.　燃料プールへのスプレイ手順の妥当性について

(1)　燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

島根２号炉の燃料プールでは，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ている。

燃料プールには，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（ウラン燃料の場合），1.23（ＭＯＸ燃料の場合）を仮定している。また，プール水温，ラック製造公差，ボロン添加率及び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。未臨界性評価の基本計算条件を第１表に，ラック形状が確保された状態を前提とした計算体系を第２図に示す。

仮に燃料プール水が沸騰や喪失した状態及び燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）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燃料プールの実効増倍率は上述の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・ピッチの組合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，島根２号炉の燃料プールにおいて水密度を一様に 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結果が得られた。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。解析結果を第３－１図及び第３－２図に示す。なお，ボロンは供用期間中に中性子を吸収し，中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが，仮に供用期間を 60 年としても効果の低下はごくわずかである。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となる。

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モンテカルロ法に基づく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。

第１表　未臨界性評価の基本計算条件

	項目	仕様	
		ウラン燃料	ＭＯＸ燃料
燃料仕様	燃料種類	９×９燃料（Ａ型）	ＭＯＸ燃料
	濃縮度	^{235}U 濃縮度 [redacted] wt%※1	核分裂性 Pu 富化度 [redacted] wt%※2 ^{235}U 濃縮度 [redacted] wt%
	ペレット密度	理論密度の 97%	理論密度の 95%
	ペレット直径	0.96cm	1.04cm
	被覆管外径	1.12cm	1.23cm
	被覆管厚さ	0.71mm	0.86mm
使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	たて置ラック式	
	ラックピッチ	[redacted] mm	
	材料	ボロン添加ステンレス鋼	
	ボロン濃度	[redacted] wt%※3	
	板厚	[redacted] mm	
	内のり	[redacted] mm	

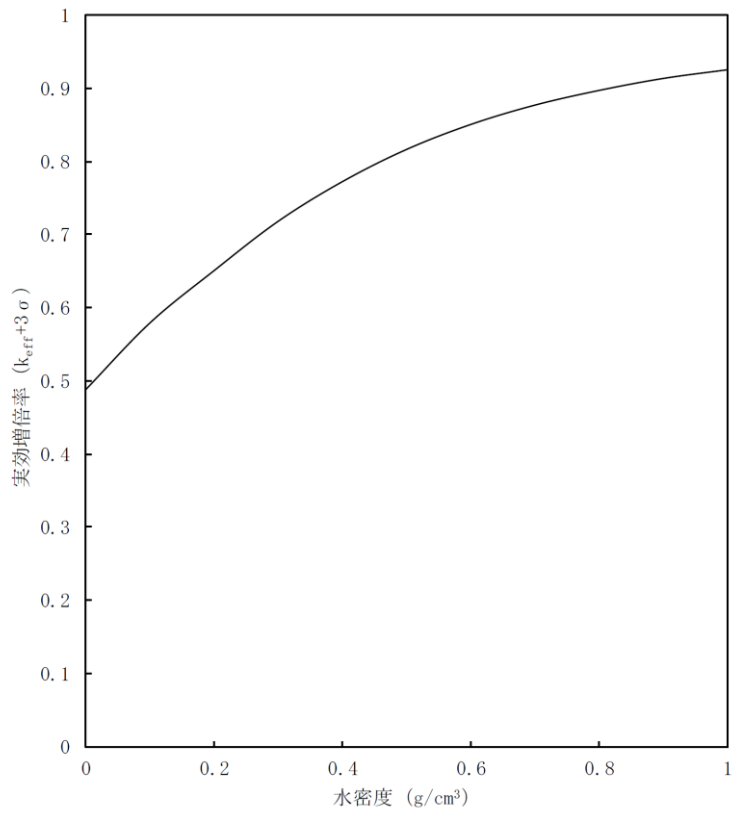
※１　未臨界性評価用燃料集合体（k_∞=1.30 未燃焼組成，Gd なし）

※２　未臨界性評価用燃料集合体（k_∞=1.23 未燃焼組成，Gd なし）

※３　ボロン濃度の解析使用値は，製造公差下限値とする。

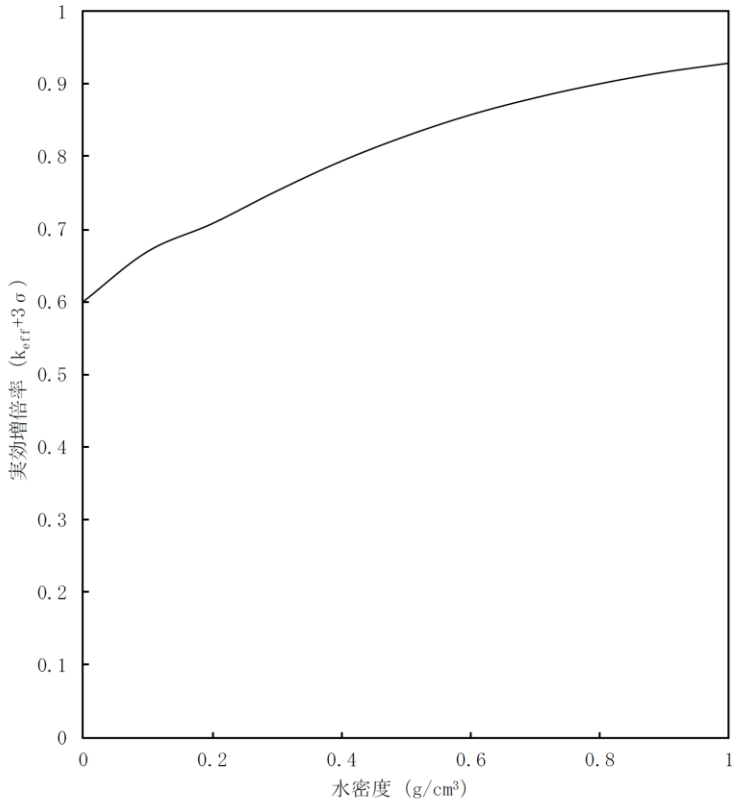
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第２図 使用済燃料貯蔵ラックの計算体系



第３図(1) 実効増倍率の水密度依存性（ウラン燃料）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

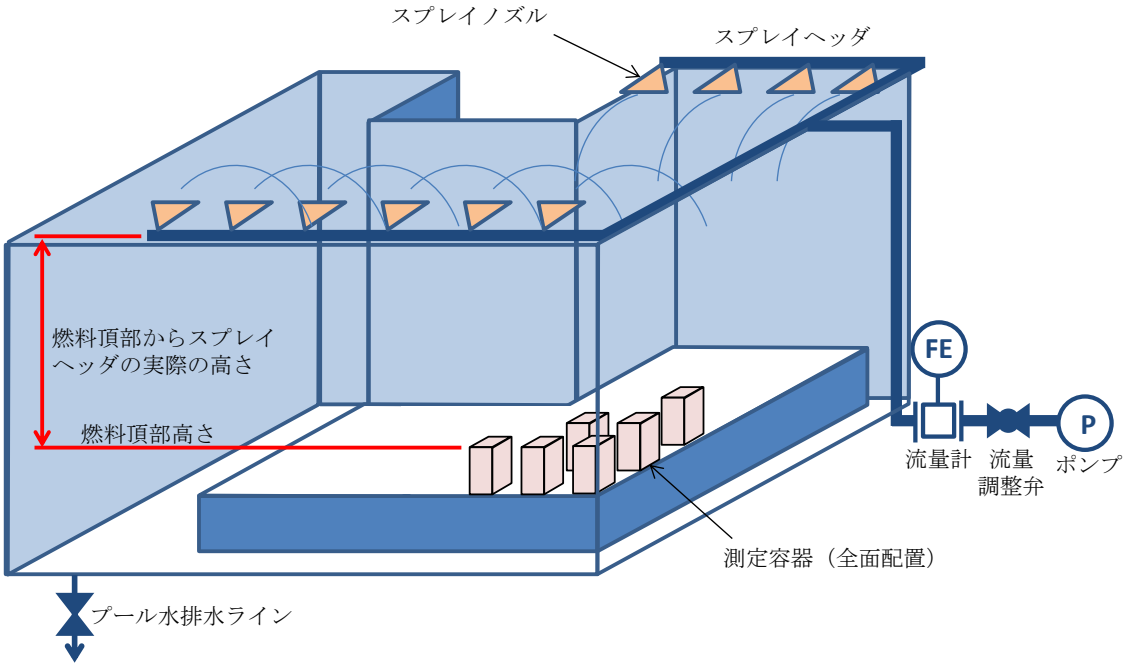


第３図(2) 実効増倍率の水密度依存性（ＭＯＸ燃料）

4.　必要スプレイ流量

(1)　測定方法

試験設備は，基準としてスプレイ流量測定容器の頂部を燃料頂部の高さと仮定し，実機寸法を模擬して第４図のようにポンプ，流量計，流量調整弁，スプレイヘッダ，スプレイノズルを設置した。また，足場とブルーシートにより燃料プール壁面を模擬することで，実機燃料プールと同様のスプレイ状態で試験可能な考慮を実施した。



第４図　試験設備概要図

(2)　測定条件

・スプレイ時間：10 分

・測定容器開口面積：167 ㎜×167 ㎜

(3)　判定基準

第２表　単位面積当たりの必要スプレイ流量

	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		すべての燃料

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(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第５図，スプレイ時の状況を第６図に示す。

第６図のスプレイ時の状況から，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による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。



第５図 スプレイ前の状況



第６図 スプレイ時の試験状況(スプレイ量：120㎥/h)

② 必要スプレイ流量の測定結果

実証試験結果を第３表に示す。

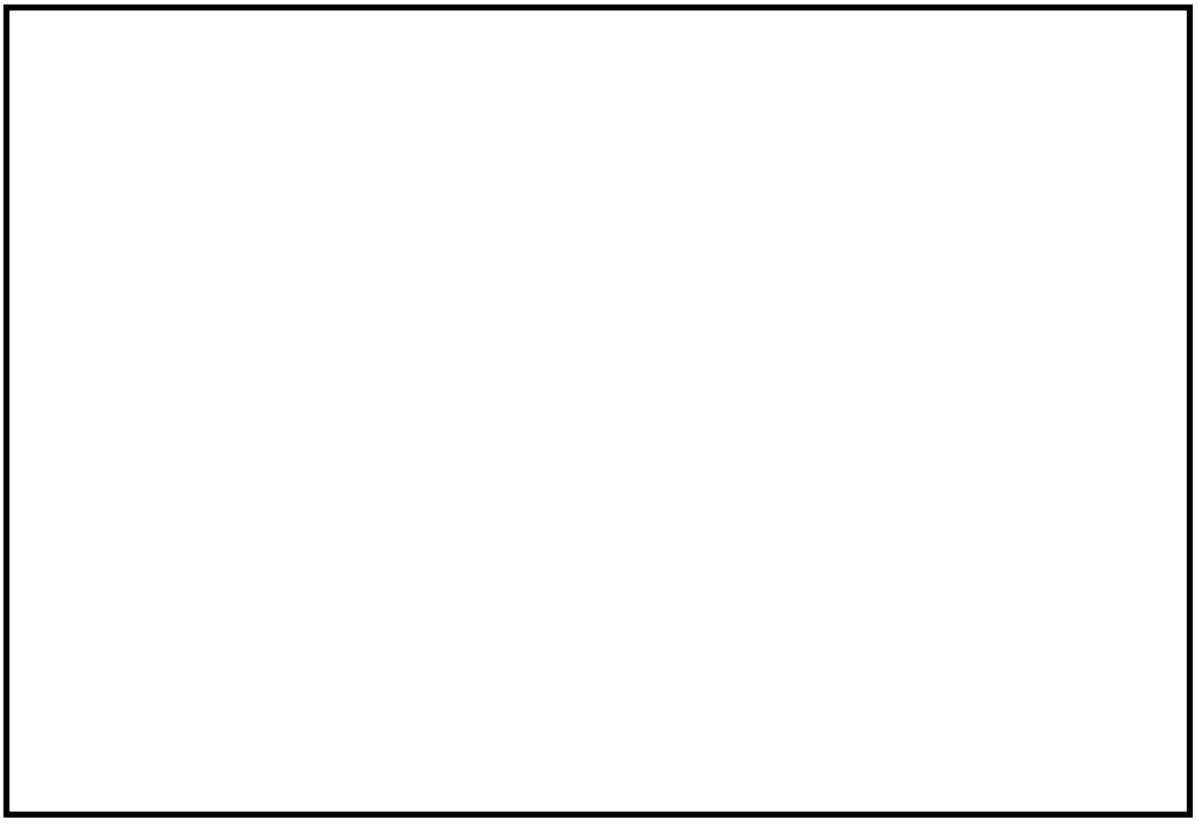
単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を２炉心以上確保し，すべてのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。

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，スプレイ分布と燃料配置図を第７図に示す。

・スプレイ流量：2,000L/min（120m^3/h）

第３表 スプレイ実証試験結果

	単位面積当たりのスプレイ流量	スプレイ範囲
高温燃料域		3.65 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック



第７図 燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッダ)
のスプレイ分布図及び燃料配置図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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，航空機燃料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
- 原子炉格納容器からの異常漏えいにより，格納容器フィルタベント系で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの，原子炉建物内の水素濃度が低下しないことにより，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置の操作にて原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置使用後においては，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置）を開放する場合
- 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールスプレイができない場合
- プラントの異常により，モニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合
- 航空機燃料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あらかじめ設置位置候補を複数想定しているが，現場からの情報（風向き，損傷位置（高さ，方位））等を勘案し，緊急時対策本部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物（原子炉格納容器又は燃料プール）への放水可能性

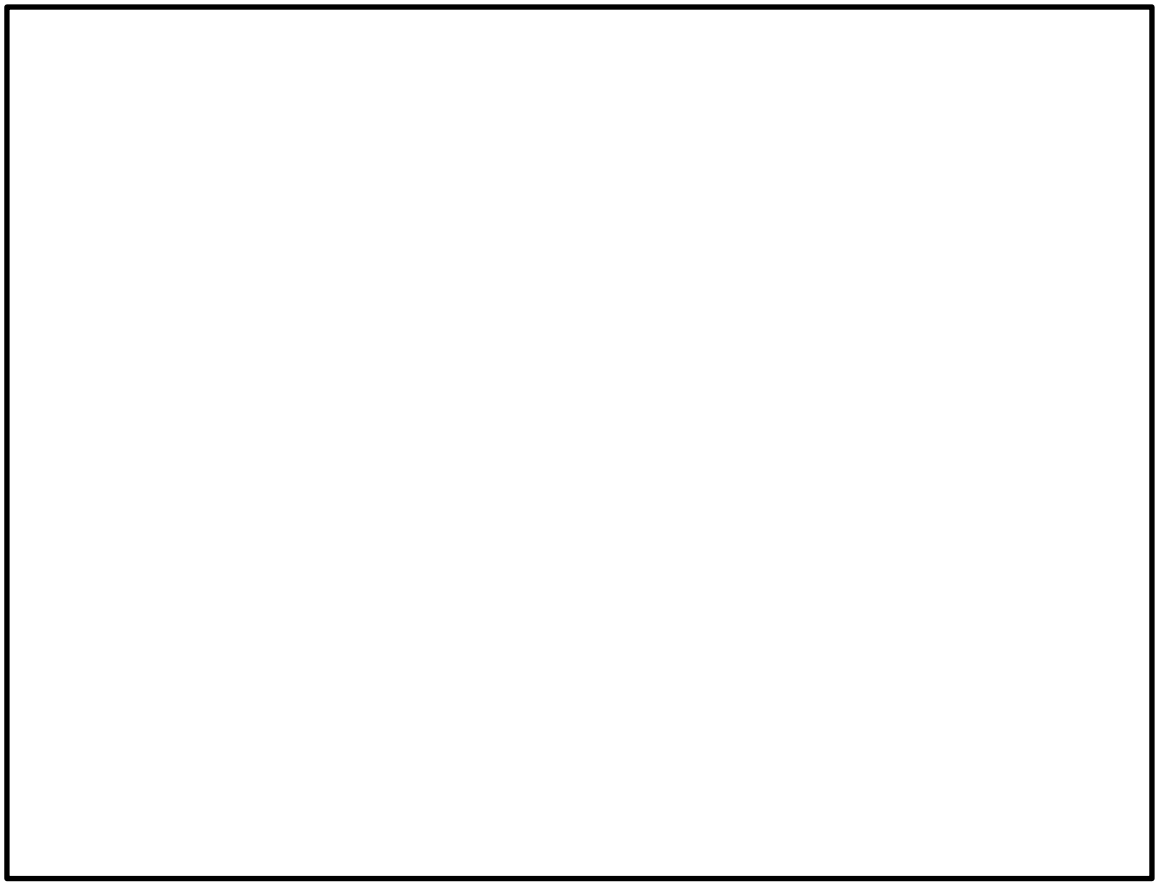
前述のとおり，放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建物から約 99m の範囲内に放水砲を仰角 55° 以上（泡消火放水の場合は，原子炉建物から約 61m の範囲内に放水砲を仰角 65° 以上）で設置すれば，原子炉建物４階（燃料取替階）屋上（屋根トラス）まで放水することができることから，原子炉格納容器又は燃料プールへの放水は十分に可能である。

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は，そのとき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，大気への放射性物質の拡散抑制の場合は，放射性物質を含む汚染水が雨水排水の流路等を通って海へ流れることを想定し，放射性物質吸着材及び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放射性物質の拡散抑制を行う。

2. 放水砲の設置位置について

(1) 海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合

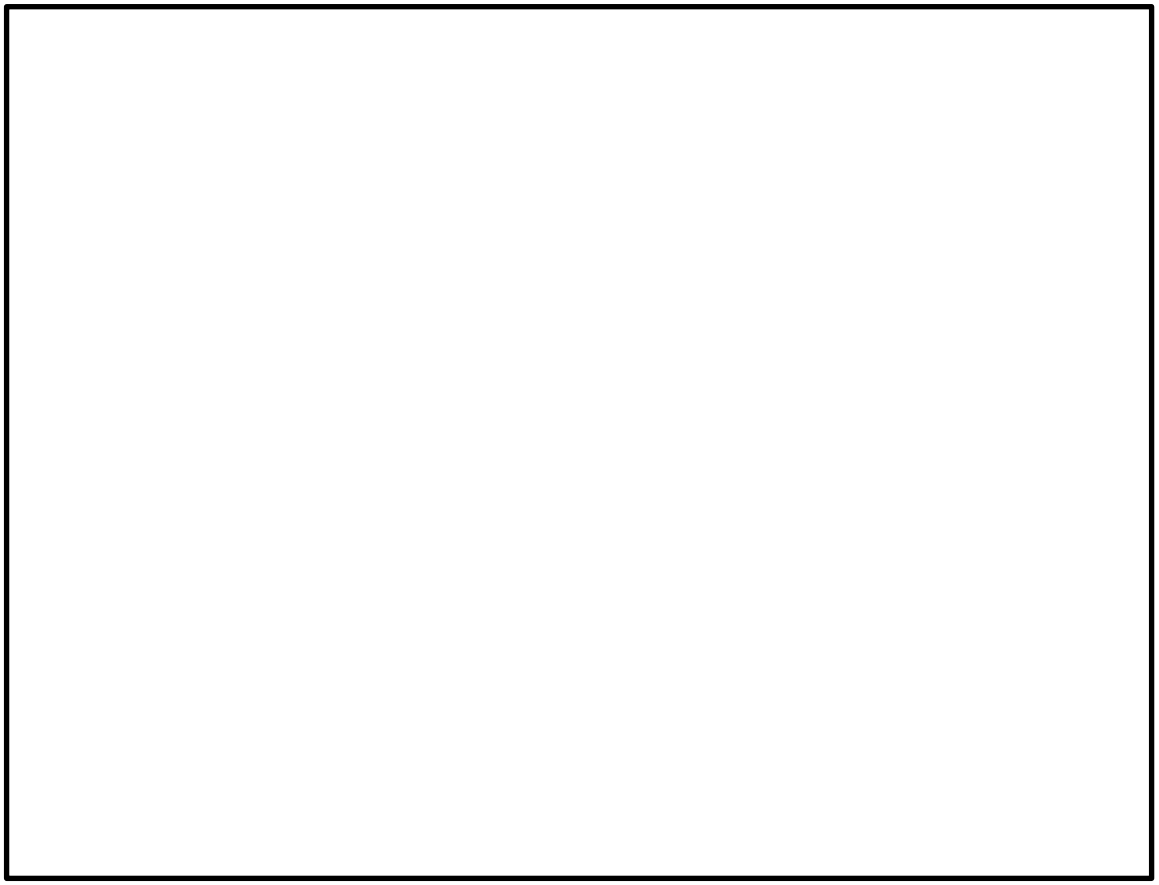


第１図 射程と射高の関係（海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合）



本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

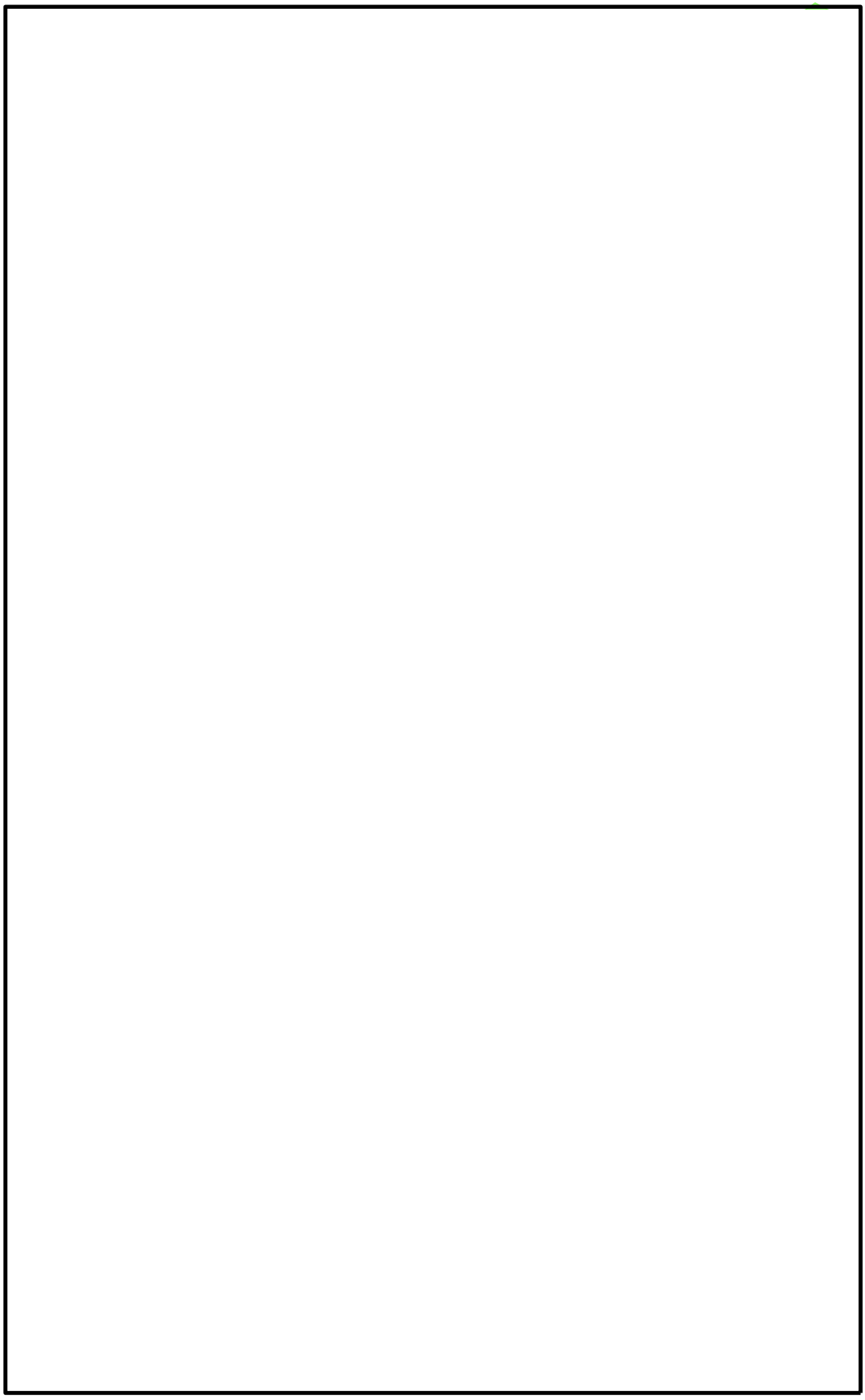
(2)泡消火放水（航空機燃料火災）の場合



第２図 射程と射高の関係（泡消火放水（航空機燃料火災）の場合）



本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第３図　放水砲設置位置

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3.　放水砲の放射方法について

放射性プルーム放出時には，放水砲で放水した水により，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。

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

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。

- 原子炉建物（原子炉格納容器又は燃料プール）の破損箇所が確認できる場合，原子炉建物破損箇所に向けて放水し，噴射ノズルを調整することにより噴霧放射で破損箇所を最大限覆うことができるように放射する。
- 原子炉建物（原子炉格納容器又は燃料プール）の破損箇所や放射性物質の放出箇所が確認できない場合，原子炉建物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（第４図参照），放射性物質の除去に期待できる。



第４図 直状放射による放水

外部事象に対する対応操作の適合性について

航空機衝突に対する各対応操作の適用性の評価
○：衝突箇所に対して多重性を有している設備に期待する手順　　△：衝突箇所によって使用可能である設備に期待する手順　　×：損傷する可能性が高い設備に期待する手順
地震に対する各対応操作の適用性の評価
○：基準地震動 Ss に対して一定程度裕度を有する設備に期待する手順　　△：基準地震動 Ss を満足する設備に期待する手順　　×：基準地震動 Ss を満足しない設備に期待する手順
津波に対する各対応操作の適用性の評価
○：基準津波に対して一定程度裕度を有する設備に期待する手順　　△：基準津波を満足する設備に期待する手順　　×：基準津波を満足しない設備に期待する手順

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
①アクセスルート確保戦略	○原子力災害対策手順書										
	「ホイールローダによるがれき撤去」	(1.0) (2.1)	・ホイールローダ(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(バケット容量:約3.4m³/台)	－	被災状況・規模により所要時間は変動	約1.3km/h	緊急時対策要員２名	○	○	○	－
②消火戦略	○原子力災害対策手順書										
	「化学消防自動車等による泡消火」	(1.12)	・化学消防自動車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数：２台（容量：約 2,800L/min/台,吐出圧力：約0.85MPa) ・小型動力ポンプ付水槽車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数：２台（容量：約 2,800L/min/台,吐出圧力：約0.85MPa) ・小型放水砲(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台 ・泡消火薬剤(３%)(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２組(容量:約1,500L/組) ・泡消火薬剤(１%)(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:４個(容量:約1,000L/個)	消火栓(ろ過水タンク，補助消火水槽) ろ過水タンク 補助消火水槽 純水タンク 海水取水箇所(２号炉取水槽,荷揚場,２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	化学消防自動車等による泡消火	１時間10分～消火開始	自衛消防隊７名	○	○	○	－
					小型放水砲等による泡消火	１時間40分～消火開始		○	○	○	
	「大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火」		・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.4MPa) ・放水砲(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台 ・泡消火薬剤(１%)(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:６個(容量:約1,000L/個)	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場,２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	５時間10分以内	緊急時対策要員12名	○	○	○	－
③原子炉停止戦略	○事故時操作要領書(徴候ベース)										
	「原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」	(1.1)	・ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	－	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	２分以内	中央制御室運転員２名	△	○	○	－
	「自動減圧，代替自動減圧起動阻止による原子炉出力急上昇防止」		・自動減圧起動阻止スイッチ ・代替自動減圧起動阻止スイッチ	－		３分以内		△	○	○	－
	「ほう酸水注入系によるほう酸水注入操作」		・ほう酸水注入ポンプ 配備数:２台(容量:約10m³/h/台,全揚程:約870m)	ほう酸水貯蔵タンク		６分以内		△	○	○	－

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
③原子炉停止戦略	「原子炉水位低下操作」	(1.1)	・復水ポンプ 配備数：３台(容量:約 2,700m³/h/台) ・復水昇圧ポンプ 配備数：３台(容量:約 2,700m³/h/台) ・タービン駆動給水ポンプ 配備数：２台(容量:約 2,900m³/h/台) ・電動機駆動給水ポンプ 配備数：２台(容量:約 1,400m³/h/台)	復水器	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	６分以内	中央制御室運転員 ２名	△	×	△	－
			・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数：１台(容量:約 100m³/h,全揚程:約 120m～約 900m)	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ				△	○	△	
			・高圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数：１台(容量:約 320m³/h～約 1,050m³/h, 全揚程:約 890m～約 260m)	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ				△	○	○	
	「制御棒手動挿入」		－	－	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」移行後の時間	７分以内	中央制御室運転員 ２名	△	×	○	－
	「代替制御棒手動挿入」		－	－		６分以内		△	○	○	－
	「選択制御棒手動挿入」		－	－		７分以内		△	○	○	－
	「手動スクラム」		－	－		16 分以内		△	○	○	－
	「原子炉保護系電源スイッチ切」		・原子炉保護系電源スイッチ	－		22 分以内	現場運転員２名	△	○	○	－
	「スクラムテストスイッチによる個別スクラム」		・スクラムテストスイッチ	－		47 分以内		△	×	○	－
	「スクラムパイロット弁用制御空気の排出」		－	－		現場操作 37 分以内	現場運転員２名	△	×	○	－
④原子炉圧力容器への注水戦略	○事故時操作要領書(徴候ベース),事故時操作要領書(シビアアクシデント),ＡＭ設備別操作要領書,原子力災害対策手順書										
	「高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	・高圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数：１台(容量:約 320m³/h～約 1,050m³/h, 全揚程:約 890m～約 260m) ・高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ 配備数：１台(容量:約 240m³/h,全揚程:約 30m) ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ 配備数：１台(容量:約 340m³/h,全揚程:約 35m) ・高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器 配備数：１基(伝熱容量:約 2.67MW)	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保
	「復水・給水系による原子炉圧力容器への注水」		・復水ポンプ 配備数：３台(容量:約 2,700m³/h/台) ・復水昇圧ポンプ 配備数：３台(容量:約 2,700m³/h/台) ・電動機駆動原子炉給水ポンプ 配備数：２台(容量:約 1,400m³/h/台)	復水器	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	×	△	・電源確保
	「原子炉隔離時冷却系(中央操作)による原子炉圧力容器への注水」		・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数：１台(容量:約 100m³/h,全揚程:約 120m～ 約 900m)	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	△	・電源確保
	「高圧原子炉代替注水系(中央操作)による原子炉圧力容器への注水」		・高圧原子炉代替注水ポンプ 配備数：１台(容量:約 75m³/h,揚程:約 918m)	サプレッション・チェンバ	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	△	・電源確保
	「制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」		・制御棒駆動水圧ポンプ 配備数：２台(容量:約 31m³/h/台～約 54m³/h/台,揚程:約 1,266m～約 860m)	復水貯蔵タンク	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	×	○	・電源確保

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
④原子炉圧力容器への注水戦略	「ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	・ほう酸水注入ポンプ 配備数：２台(容量:約 10m³/h/台,全揚程:約 870m)	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系テストタンク 復水輸送系等	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保
					ほう酸水貯蔵タンク補給	電源有の場合 (現場操作) １時間以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	○	○	
					ほう酸水注入系テストタンク補給	電源有の場合 (現場操作) １時間 15 分以内		△	×	○	
	「高圧原子炉代替注水系(現場操作)による原子炉圧力容器への注水」		・高圧原子炉代替注水ポンプ 配備数：１台(容量:約 75m³/h,揚程:約 918m)	サプレッション・チェンバ	－	電源無の場合 (現場操作) 35 分以内	現場運転員４名	△	○	○	－
	「原子炉隔離時冷却系(現場操作)による原子炉圧力容器への注水」		・原子炉隔離時冷却ポンプ 配備数：１台(容量:約 100m³/h,全揚程:120m～約 900m)	復水貯蔵タンク サプレッション・チェンバ	－	電源無の場合 (現場操作) １時間以内	現場運転員４名	△	○	○	－
	「逃がし安全弁による原子炉減圧」		・逃がし安全弁 配備数:12 個(うち自動減圧機能付き６個)	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保
	「タービン・バイパス弁による原子炉減圧」		・タービン・バイパス弁 配備数：６個	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	×	○	－
	「主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)接続による原子炉減圧」		・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室) 配備数：４個 ・ＳＲＶ用電源切替盤	－	－	現場操作 １時間 20 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名	△	○	○	－
	「主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)接続による原子炉減圧」		・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物) 配備数：１個	－	－	現場操作 １時間 30 分以内	現場運転員２名 緊急時対策要員２名	△	○	○	－
	「窒素ガス代替供給設備による原子炉減圧」		・逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備	－	－	現場操作 １時間 10 分以内	現場運転員２名 緊急時対策要員２名	△	○	○	－
	「逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保」		・逃がし安全弁用窒素ガスボンベ 配備数：30 個(容量:約 47L/個,充填圧力:約 15MPa)	－	窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保
					逃がし安全弁用窒素ガスボンベ（待機側）への切替え	現場操作 25 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	○	○	
	「低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水」		・低圧炉心スプレイ・ポンプ 配備数：１台(容量:約 1,050m³/h,揚程:約 190m)	サプレッション・チェンバ	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保
	「残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水」		・残留熱除去ポンプ 配備数：３台(容量:約 1,200m³/h/台,揚程:約 100m)	サプレッション・チェンバ	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保
	「低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水」		・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数：２台(容量:約 230m³/h/台,揚程:約 190m)	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合 (現場操作) 20 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	○	○	・電源確保

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
④原子炉圧力容器への注水戦略	「復水輸送系による原子炉圧力容器への注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.8)	・復水輸送ポンプ 配備数：３台(容量:約 85m³/h/台,揚程:約 70m)	復水貯蔵タンク	A－残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	×	○	・電源確保
					B，C－残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 (現場弁操作等) 30 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	×	○	
	「消火系による原子炉圧力容器への注水」		・補助消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 72m³/h/台,揚程:約 80m) ・消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 60m³/h/台,揚程:約 60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	A－残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	×	○	・電源確保
					B，C－残留熱除去系注入配管使用	電源有の場合 (現場弁操作等) 30 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	×	○	
	「低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m，ＥＬ13～33m，ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１) 輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	A,B－残留熱除去系注入配管使用 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合 (現場操作) 25 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	○	○	○	・電源確保
					A－残留熱除去系注入配管使用	電源無の場合 (現場操作) 50 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	○	○	○	－
					B－残留熱除去系注入配管使用	電源無の場合 (現場操作) 40 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	○	○	○	
					低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合	現場操作 ２時間 10 分以内	緊急時対策要員 12 名	○	○	○	・水源確保 ・燃料補給
					低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合	現場操作 ３時間 10 分以内					

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑤水素爆発防止戦略	○事故時操作要領書(シビアアクシデント),AM設備別操作要領書,原子力災害対策手順書										
	「格納容器水素濃度（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」	(1.9) (1.10)	・格納容器水素濃度(ＳＡ) 配備数:１個(計測範囲:０～100vol%) ・格納容器酸素濃度(ＳＡ) 配備数:１個(計測範囲:０～25vol%)	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	－
	「格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」		・格納容器水素濃度（Ｂ系） 配備数:１個(計測範囲:０～５vol%／０～100vol%) ・格納容器酸素濃度（Ｂ系） 配備数:１個(計測範囲:０～５vol%／０～25vol%)	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	－
	「可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御」		・可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ 配備数:２台(容量:約 255m³/h[normal]/台) ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置 配備数:２個	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	－
	「可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給」		・可搬式窒素供給装置(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約 100m³/h[normal]/台)	－	窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した場合	現場操作 ２時間以内	緊急時対策要員２名	○	○	○	－
					窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した場合	現場操作 ６時間 40 分以内		○	○	○	－
	「原子炉建物内の水素濃度監視」		・原子炉建物水素濃度 配備数:７個(計測範囲:０～10vol%／０～20vol%)	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	－
	「静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制」		・静的触媒式水素処理装置 配備数:18 個	－	－	－ (操作不要)	－	△	○	○	－
	「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出」		・第１ベントフィルタスクラバ容器 配備数:４基(設計流量:約 9.8kg/s) ・第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器 配備数:１基 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 配備数:１個	－	中央操作 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合 (現場操作) 55 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名	△	○	○	・電源確保
					現場操作	電源無の場合 (現場弁操作等) ２時間 50 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名	△	○	○	－
			・可搬式窒素供給装置(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約 100m³/h[normal]/台)	輪谷貯水槽(西１) 輪谷貯水槽(西２)	第１ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)	現場操作 ２時間 10 分以内	緊急時対策要員 12 名	△	○	○	・水源確保
			・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m, ＥＬ13～33m, ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	－	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した場合	現場操作 ２時間以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員４名	△	○	○	－
					可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した場合	現場操作 ６時間 40 分以内		△	×	△	－
	「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素ガスの排出」		・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	－	－	現場操作 １時間 30 分以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員３名	△	○	○	・放射性物質拡散抑制 ・燃料補給
			・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	－	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置が閉止状態の場合	現場操作 ２時間以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員２名	△	○	○	・放射性物質拡散抑制 ・燃料補給

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑥－1 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷前)	○事故時操作要領書(徴候ベース),AM設備別操作要領書,原子力災害対策手順書										
	「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」	(1.5) (1.6) (1.7)	・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数:２台(容量:約 230m³/h/台,揚程:約 190m)	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合 (現場操作) 30 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	○	○	・電源確保 ・水源確保
	「復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・復水輸送ポンプ 配備数:３台(容量:約 85m³/h/台,揚程:約 70m)	復水貯蔵タンク	A－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	×	○	・電源確保
					B－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 (現場弁操作等) 30 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	×	○	
	「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・補助消火ポンプ 配備数:２台(容量:約 72m³/h/台,揚程:約 80m) ・消火ポンプ 配備数:２台(容量:約 60m³/h/台,揚程:約 60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	A－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	×	×	○	・電源確保
					B－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 (現場弁操作等) 30 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	×	×	○	
	「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m, ＥＬ13～33m, ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１) 輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽, 荷揚場, ２号炉放水槽, １号炉取水槽, ３号炉取水管点検立坑)	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合 (現場操作) 25 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	○	○	○	・電源確保
					－	電源無の場合 (現場弁操作等) 40 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	○	○	○	－
					格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合	現場操作 ２時間 10 分以内	緊急時対策要員 12 名	○	○	○	・水源確保 ・燃料補給
					格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口（建物内）を使用する場合	現場操作 ３時間 10 分以内					
	「ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」		・ドライウェル冷却装置 配備数:６台	－	－	電源有の場合 45 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	×	○	・電源確保
	「原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱」		・原子炉補機海水ポンプ 配備数:４台(容量:約 2,000m³/h/台,全揚程:約 50m) ・原子炉補機冷却水ポンプ 配備数:４台(容量:約 1,700m³/h/台,全揚程:約 57m) ・原子炉補機冷却系熱交換器 配備数:６基(熱交換器容量:約 10MW/基)	海水取水箇所(２号炉取水槽, 荷揚場, ２号炉放水槽, １号炉取水槽, ３号炉取水管点検立坑)	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑥－1 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷前)	「原子炉補機代替冷却系による除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.2MPa) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:２台(伝熱容量:約9.1MW) ・移動式代替熱交換設備(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台（熱交換器容量:約23MW/台）	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	系統構成	電源有の場合 (現場操作) １時間40分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	○	△	―
					移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保	現場操作 ７時間20分以内	緊急時対策要員 15名	△	○	△	・電源確保 ・燃料補給
					大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保	現場操作 ７時間以内	緊急時対策要員６名	△	○	△	・電源確保 ・燃料補給
	「大型送水ポンプ車による除熱」		・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.2MPa) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:２台(伝熱容量:約9.1MW)	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	系統構成	電源有の場合 (現場操作) １時間20分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員４名	△	○	△	―
					大型送水ポンプ車による除熱	現場操作 ７時間以内	緊急時対策要員６名	△	○	△	・電源確保 ・燃料補給
	「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」		・残留熱除去ポンプ 配備数:２台(容量:約1,200m³/h/台,全揚程:約100m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:２台(伝熱容量:約9.1MW)	サプレッション・チェンバ	―	中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保
	「残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱」		・残留熱除去ポンプ 配備数:２台(容量:約1,200m³/h/台,全揚程:約100m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:２台(伝熱容量:約9.1MW)	サプレッション・チェンバ	―	中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保
	「残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」		・残留熱代替除去ポンプ 配備数:２台(容量:約150m³/h/台,揚程:約70m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数:１台(伝熱容量:約9.1MW) ・移動式代替熱交換設備(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台（熱交換器容量:約23MW/台） ・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,　ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.2MPa)	サプレッション・チェンバ	―	電源有の場合 (現場操作) １時間５分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	○	○	・電源確保
				―	原子炉補機代替冷却系の系統構成	現場操作 １時間40分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	○	○	○	―
				海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合	現場操作 ７時間20分以内	緊急時対策要員 15名	○	○	○	・電源確保 ・燃料補給
					原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物内接続口を使用した場合	現場操作 ７時間以内	緊急時対策要員６名	○	○	○	

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑥―1 原子炉格納容器除熱戦略（炉心損傷前）	「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	・第１ベントフィルタスクラバ容器 配備数：４基(設計流量:約 9.8kg/s) ・第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器 配備数：１基 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 配備数：１個 ・可搬式窒素供給装置(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数：２台(容量:約 100m³/h[normal]/台) ・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m, ＥＬ13～33m, ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	－	中央操作 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 格納容器ベント準備完了まで	電源有の場合 (現場操作) 45 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名	△	○	○	・電源確保
					中央操作 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始まで	電源有の場合 10 分以内	中央制御室運転員 １名	△	○	○	
					現場操作	電源無の場合 (現場操作) ２時間 50 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名	△	○	○	－
				輪谷貯水槽(西１) 輪谷貯水槽(西２)	第１ベントフィルタスクラバ容器水位調整(水張り)	現場操作 ２時間 10 分以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員 12 名	△	○	○	・水源確保
				－	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した場合	現場操作 ２時間以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員４名	△	○	○	－
					可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した場合	現場操作 ６時間 40 分以内		△	×	△	－

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑥－1 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷前)	「耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7)	・遠隔手動弁操作機構 ・可搬式窒素供給装置(保管場所：ＥＬ50m，ＥＬ8.5m) 配備数：２台(容量：約 100m³/h[normal]/台)	－	格納容器ベント準備完了まで	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保
					格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始まで	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	
					現場操作	電源無の場合 (現場操作) ２時間 30 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員４名	△	○	○	－
					可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した場合	現場操作 ２時間以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員４名	○	○	○	
					可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した場合	現場操作 ６時間 40 分以内		△	×	△	－

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑥－2 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)	○事故時操作要領書(シビアアクシデント),AM設備別操作要領書,原子力災害対策手順書										
	「ペデスタル代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数：２台(容量:約 230m³/h/台,揚程:約 190m)	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 原子炉格納容器下部水位確保の場合	電源有の場合 (現場操作) 30 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	○	○	・電源確保 ・水源確保
					原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	
	「復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水」		・復水輸送ポンプ 配備数：３台(容量:約 85m³/h/台,揚程:約 70m)	復水貯蔵タンク	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	×	○	・電源確保
	「消火系による原子炉格納容器下部への注水」		・補助消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 72m³/h/台,揚程:約 80m) ・消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 60m³/h/台,揚程:約 60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	×	○	・電源確保
	「ペデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１) 輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合 (現場操作) 25 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	○	○	○	・電源確保
					ペデスタル代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペデスタル代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合	現場操作 ２時間 10 分以内	緊急時対策要員 12 名	○	○	○	・水源確保 ・燃料補給
					ペデスタル代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合	現場操作 ３時間 10 分以内					
	「原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１) 輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	現場操作 ２時間 10 分以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員 12 名	○	○	○	・水源確保 ・燃料補給
	「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１) 輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	○	○	○	・電源確保
					格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合	現場操作 ２時間 10 分以内	緊急時対策要員 12 名	○	○	○	・水源確保 ・燃料補給
					格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合	現場操作 ３時間 10 分以内					

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑥－2 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)	「原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	・原子炉補機海水ポンプ 配備数：４台(容量:約2,000m³/h/台,全揚程:約50m) ・原子炉補機冷却水ポンプ 配備数：４台(容量:約1,700m³/h/台,全揚程:約57m) ・原子炉補機冷却系熱交換器 配備数：６基(熱交換器容量:約10MW/基)	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保
	「原子炉補機代替冷却系による除熱」		・大型送水ポンプ車(保管場所：ＥＬ50m，ＥＬ13～33m，ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.2MPa) ・残留熱除去系熱交換器 配備数：２台(伝熱容量:約9.1MW) ・移動式代替熱交換設備(保管場所：ＥＬ50m，ＥＬ13～33m，ＥＬ8.5m) 配備数：３台（熱交換器容量:約23MW/台）	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	系統構成	電源有の場合 (現場操作) １時間40分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	○	△	－
					移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した補機冷却水確保	現場操作 ７時間20分以内	緊急時対策要員 15名	△	○	△	・電源確保 ・燃料補給
					大型送水ポンプ車による除熱 原子炉建物内接続口を使用した補機冷却水確保	現場操作 ７時間以内	緊急時対策要員６名	△	○	△	・電源確保 ・燃料補給
	「大型送水ポンプ車による除熱」		・大型送水ポンプ車(保管場所：ＥＬ50m，ＥＬ13～33m，ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.2MPa) ・残留熱除去系熱交換器 配備数：２台(伝熱容量:約9.1MW)	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	系統構成	電源有の場合 (現場操作) １時間20分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員４名	△	○	△	－
					大型送水ポンプ車による除熱	現場操作 ７時間以内	緊急時対策要員６名	△	○	△	・電源確保 ・燃料補給
	「残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ」		・残留熱除去ポンプ 配備数：２台(容量:約1,200m³/h/台,全揚程:約100m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数：２台(伝熱容量:約9.1MW)	サプレッション・チェンバ	－	中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保
	「残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱」		・残留熱除去ポンプ 配備数：２台(容量:約1,200m³/h/台,全揚程:約100m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数：２台(伝熱容量:約9.1MW)	サプレッション・チェンバ	－	中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑥－2 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)	「残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	・残留熱代替除去ポンプ 配備数：２台(容量:約 150m³/h/台,揚程:約 70m) ・残留熱除去系熱交換器 配備数：１台(伝熱容量:約 9.1MW) ・移動式代替熱交換設備(保管場所：ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数：３台（熱交換器容量:約 23MW/台） ・大型送水ポンプ車(保管場所：ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,　ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 1,800m³/h/台,吐出圧力:約 1.2MPa)	サプレッション・チェンバ	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する場合	電源有の場合 (現場操作) １時間５分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名	△	○	○	・電源確保
					原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合	電源有の場合 (現場操作) 45 分以内		△	○	○	
				－	原子炉補機代替冷却系の系統構成	現場操作 １時間 40 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名	○	○	○	－
				海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物南側接続口又は原子炉建物西側接続口を使用した場合	現場操作 ７時間 20 分以内	緊急時対策要員 15 名	○	○	○	・電源確保 ・燃料補給
					原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保 原子炉建物内接続口を使用した場合	現場操作 ７時間以内	緊急時対策要員６名	○	○	○	
	「格納容器代替スプレイ系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・低圧原子炉代替注水ポンプ 配備数：２台(容量:約 230m³/h/台,揚程:約 190m)	低圧原子炉代替注水槽	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合 (現場操作) 30 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名	△	○	○	・電源確保 ・水源確保
	「復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・復水輸送ポンプ 配備数：３台(容量:約 85m³/h/台,揚程:約 70m)	復水貯蔵タンク	Ａ－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名	△	×	○	・電源確保
					Ｂ－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 (現場弁操作等) 30 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名	△	×	○	
	「消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・補助消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 72m³/h/台,揚程:約 80m) ・消火ポンプ 配備数：２台（容量:約 60m³/h/台,揚程:約 60m)	補助消火水槽ろ過水タンク	Ａ－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員１名	△	×	○	・電源確保
					Ｂ－残留熱除去系スプレイ配管使用	電源有の場合 (現場弁操作等) 30 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名	△	×	○	・電源確保
	「格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ」		・大量送水車(保管場所：ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１) 輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合	電源有の場合 (現場操作) 25 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名	○	○	○	・電源確保
					－	電源無の場合 (現場弁操作等) 40 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名	○	○	○	－
					格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合	現場操作 ２時間 10 分以内	緊急時対策要員 12 名	○	○	○	・水源確保 ・燃料補給
					格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口（建物内）を使用する場合	現場操作 ３時間 10 分以内					
	「ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱」		・ドライウェル冷却装置 配備数：６台	－	－	電源有の場合 45 分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名	△	×	○	・電源確保

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑥－2 原子炉格納容器除熱戦略(炉心損傷後)	「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	・第１ベントフィルタスクラバ容器 配備数：４基(設計流量:約 9.8kg/s) ・第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器 配備数：１基 ・遠隔手動弁操作機構 ・圧力開放板 配備数：１個 ・可搬式窒素供給装置(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数：２台(容量:約 100m³/h[normal]/台) ・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m, ＥＬ13～33m, ＥＬ8.5m) 配備数：３台(容量:約 168m³/h/台,吐出圧力:約 0.85MPa)	－	中央操作 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 格納容器ベント準備完了まで	電源有の場合 (現場操作) 45 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名	△	○	○	・電源確保
					中央操作 非常用コントロールセンタ切替盤が使用不可な場合 格納容器ベント基準到達から格納容器ベント開始まで	電源有の場合 10 分以内	中央制御室運転員 １名	△	○	○	
					現場操作	電源無の場合 (現場操作) ２時間 50 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名	△	○	○	－
				輪谷貯水槽(西１) 輪谷貯水槽(西２)	第１ベントフィルタスクラバ容器への水位調整(水張り)	現場操作 ２時間 10 分以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員 12 名	△	○	○	・水源確保
				－	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口又は窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物付属棟西側扉）を使用した場合	現場操作 ２時間以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員４名	○	○	○	－
					可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した場合	現場操作 ６時間 40 分以内		△	×	△	－
⑦燃料プール注水戦略	○事故時操作要領書(徴候ベース),原子力災害対策手順書										
	「燃料プール補給水系による燃料プールへの注水」	(1.11)	・燃料プール補給水ポンプ 配備数：１台(容量:約 30m³/h,揚程:約 70m)	復水貯蔵タンク	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	×	○	・電源確保
	「復水輸送系による燃料プールへの注水」		・復水輸送ポンプ 配備数：３台(容量:約 85m³/h/台,揚程:約 70m)	復水貯蔵タンク	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	×	○	・電源確保
	「消火系による燃料プールへの注水」		・補助消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 72m³/h/台,揚程:約 80m) ・消火ポンプ 配備数：２台(容量:約 60m³/h/台,揚程:約 60m)	補助消火水槽 ろ過水タンク	消火栓を使用した場合	電源有の場合 (現場操作) 40 分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	×	○	・電源確保
					復水輸送系ラインを使用した場合	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	×	○	・電源確保

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑦燃料プール注水戦略	「燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッダ)による燃料プールへの注水又はスプレイ」	(1.11)	・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m, ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約168m³/h/台,吐出圧力:約0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１) 輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場,２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	現場操作 ２時間10分以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員 12名	○	○	○	・水源確保 ・燃料補給
	「燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水又はスプレイ」		・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m, ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約168m³/h/台,吐出圧力:約0.85MPa) ・可搬型スプレイノズル(保管場所:原子炉建物１階又は２階) 配備数:３台	輪谷貯水槽(西１) 輪谷貯水槽(西２) 海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場,２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	現場操作 ２時間50分以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員 12名	△	○	○	・水源確保 ・燃料補給
	「放水砲による放水」		・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.4MPa) ・放水砲(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場,２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	現場操作 ４時間30分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	○	・燃料補給
	「サイフォンブレイク機能による漏えい抑制」		・サイフォンブレイク機能	－	－	－ (操作不要)	－	－	－	－	－
	「燃料プール漏えい緩和」		・シール材 ・接着剤 ・ステンレス鋼板 ・吊り降ろしロープ	－	－	１時間30分以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員３名	△	○	○	－

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑧燃料プール除熱戦略	○事故時操作要領書(徴候ベース),原子力災害対策手順書										
	「燃料プール冷却系の復旧による除熱」	(1.11)	・燃料プール冷却ポンプ 配備数:２台(容量:約 200m^3/h/台,全揚程:約 88m) ・燃料プール冷却系熱交換器 配備数:２基(伝熱容量:約 1.9MW/基)	－	－	電源有の場合 中央制御室操作	中央制御室運転員 １名	△	○	○	・電源確保
⑨放射性物質拡散抑制戦略	○原子力災害対策手順書										
	「大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	(1.12)	・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約 1,800m^3/h/台,吐出圧力:約 1.4MPa) ・放水砲(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	－	現場操作 ４時間 30 分以内	緊急時対策要員 12 名	○	○	○	・燃料補給
	「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」		・放射性物質吸着材(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:４組	－	－	現場操作 ４時間 20 分以内	緊急時対策要員５名	○	○	△	－
	「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」		・シルトフェンス(２号炉放水接合槽用)(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:約 40m ・シルトフェンス(輪谷湾用)(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:約 680m ・小型船舶(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ8.5m) 配備数:２隻	－	２号炉放水接合槽への１重目のシルトフェンス設置の場合	現場操作 ３時間以内	緊急時対策要員７名	○	○	△	－
					輪谷湾への１重目のシルトフェンスの設置の場合	現場操作 24 時間以内	緊急時対策要員７名	○	○	△	

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑩電源確保戦略	○事故時操作要領書(徴候ベース),AM設備別操作要領書,原子力災害対策手順書										
	「ガスタービン発電機によるM／C　C系及びM／C　D系受電」	(1.14)	・ガスタービン発電機 配備数:２台（容量:約6,000kVA/台,電圧:6.9kV） ・ガスタービン発電機用サービスタンク 配備数:２基(容量:約7.9m³/基) ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 配備数:２台(容量:約4.0m³/h/台,吐出圧力:約0.5MPa) ・ガスタービン発電機用軽油タンク 配備数:１基(容量:約560m³/基) ・M／C　C系 ・M／C　D系 ・緊急用メタクラ	－	M／C　D系受電の場合 (中央制御室からの起動)	40分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名	△	○	○	－
					M／C　C系受電の場合 (中央制御室からの起動)	１時間10分以内		△	○	○	
					M／C　D系受電の場合 (現場からの起動)	１時間5分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員２名	△	○	○	
					M／C　C系受電の場合 (現場からの起動)	１時間10分以内		△	○	○	
	「ガスタービン発電機によるＳＡロードセンタ及びＳＡコントロールセンタ受電」		・ガスタービン発電機 配備数:２台(容量:約6,000kVA/台,電圧:6.9kV) ・ガスタービン発電機用サービスタンク 配備数:２基(容量:約7.9m³/基) ・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 配備数:２台(容量:約4.0m³/h/台,吐出圧力:約0.5MPa) ・ガスタービン発電機用軽油タンク 配備数:１基(容量:約560m³/基) ・緊急用メタクラ ・ＳＡロードセンタ	－	中央制御室からの起動	10分以内	中央制御室運転員１名	○	○	○	－
				－	現場からの起動	55分以内	中央制御室運転員１名 緊急時対策要員２名	○	○	○	
	「高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM／C　C系及びM／C　D系受電」		・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 配備数:１台(容量:約4,000kVA/台,電圧:6.9kV) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク 配備数:１基(容量:約９m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃燃料移送ポンプ 配備数:１台(容量:約4.0m³/h/台,吐出圧力:約0.54MPa) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数:１基(容量:約170m³/基) ・高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ 配備数:１台(容量:約240m³/h,全揚程:約30m) ・高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ 配備数:１台(容量:約340m³/h,全揚程:約35m) ・M／C　C系 ・M／C　D系	－	－	１時間20分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名	△	○	△	－
	「号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用したM／C　C系又はM／C　D系受電」		・号炉間電力融通ケーブル(常設)	－	－	１時間35分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名	△	×	○	－
	「号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用したM／C　C系又はM／C　D系受電」		・号炉間電力融通ケーブル(可搬型)	－	－	４時間25分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員３名	△	×	○	－
	「高圧発電機車によるM／C　C系又はM／C　D系受電」		・高圧発電機車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:７台（容量:約500kVA/台,電圧:6.6kV） ・M／C　C系 ・M／C　D系 ・緊急用メタクラ	－	原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続する場合	現場操作 ４時間35分以内	中央制御室運転員１名 現場運転員２名 緊急時対策要員３名	○	○	○	・燃料補給
					原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続する場合	現場操作 ４時間35分以内		○	○	○	
					ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 ４時間40分以内		○	○	○	

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
⑩電源確保戦略	「高圧発電機車によるＳＡロードセンタ及びＳＡコントロールセンタ受電」	(1.14)	・高圧発電機車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:７台（容量:約500kVA/台,電圧:6.6kV) ・Ｍ／Ｃ　Ｃ系 ・Ｍ／Ｃ　Ｄ系 ・緊急用メタクラ ・ＳＡロードセンタ	－	原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続する場合	現場操作 ４時間35分以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員３名	○	○	○	・燃料補給
					原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続する場合	現場操作 ４時間35分以内		○	○	○	
					ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 ４時間40分以内		○	○	○	
	「所内常設蓄電式直流電源設備による給電」		・Ｂ－115V系蓄電池 ・Ｂ１－115V系蓄電池(ＳＡ) ・ＳＡ用115V系蓄電池 ・230V系蓄電池(ＲＣＩＣ) ・Ｂ－115V系充電器盤 ・Ｂ１－115V系充電器盤(ＳＡ) ・ＳＡ用115V系充電器盤 ・230V系充電器盤(ＲＣＩＣ)	－	Ｂ－115V系蓄電池,Ｂ１－115V系蓄電池(ＳＡ)及びＳＡ用115V系蓄電池による給電	－ (操作不要)	現場運転員２名	△	○	△	－
					Ｂ－115V系蓄電池からＢ１－115V系蓄電池(ＳＡ)受電切替え完了及び不要負荷切離し操作完了まで	30分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名	△	○	△	
					Ａ－115V系充電器盤,中央制御室監視計器Ｃ系受電完了まで	20分以内		△	○	○	
					Ｂ－115V系充電器盤，Ｂ１－115V系充電器盤(ＳＡ)，ＳＡ用115V系充電器盤,230V系充電器盤(ＲＣＩＣ)及び中央制御室監視計器Ｄ系受電完了まで	20分以内		△	○	○	
	「可搬型直流電源設備による給電」		・高圧発電機車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:７台(容量:約500kVA/台,電圧:6.6kV) ・Ｂ１－115V系充電器盤(ＳＡ) ・ＳＡ用115V系充電器盤 ・230V系充電器盤(常用)	－	原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続の場合	現場操作 ５時間10分以内	中央制御室運転員 １名 現場運転員２名 緊急時対策要員３名	△	○	△	・燃料補給
					原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続の場合	現場操作 ５時間10分以内		△	○	△	
					ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続する場合	現場操作 ５時間50分以内		△	○	△	
	「直流給電車による直流盤への給電」		・高圧発電機車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:７台(容量:約500kVA/台,電圧:6.6kV) ・直流給電車115V(保管場所:ＥＬ50m) 配備数:１台 ・直流給電車230V(保管場所:ＥＬ50m) 配備数:１台	－	廃棄物処理建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続の場合(Ｂ－115V系直流盤及び230V系直流盤(ＲＣＩＣ))	現場操作 ４時間15分以内	現場運転員２名 緊急時対策要員３名	○	○	△	・燃料補給
					原子炉建物南側の直流給電車接続プラグ収納箱に接続の場合(Ｂ－115V系直流盤(ＳＡ)及び230V系直流盤(常用))	現場操作 ４時間15分以内		○	○	△	
	「号炉間連絡ケーブルを使用したＡ－115V系直流盤又はＢ－115V系直流盤受電」		・号炉間連絡ケーブル	－	－	現場操作 55分以内	現場運転員２名	△	×	○	－

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主な使用設備(保管場所,仕様等)	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員(目安)	航空機衝突	地震	津波	手順成立のために必要な手順
水源確保	○原子力災害対策手順書										
	「大量送水車による補給」	(1.13)	・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約168m³/h/台,吐出圧力:約0.85MPa)	輪谷貯水槽(西１) 輪谷貯水槽(西２)	低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 ２時間10分以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員 12名	○	○	○	・燃料補給
				純水タンク １号ろ過水タンク ２号ろ過水タンク 非常用ろ過水タンク	低圧原子炉代替注水槽への補給	現場操作 １時間50分以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員 12名	○	×	○	
					復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 １時間30分以内					
				輪谷貯水槽(東１) 輪谷貯水槽(東２)	輪谷貯水槽(西１)又は輪谷貯水槽(西２)への補給	現場操作 １時間20分以内	緊急時対策要員６名	○	○	○	
	「大量送水車又は大型送水ポンプ車による補給」		・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,　ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.4MPa) ・大量送水車(保管場所:ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約168m³/h/台,吐出圧力:約0.85MPa)	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	大量送水車による輪谷貯水槽(西１)又は輪谷貯水槽(西２)への補給	現場操作 ２時間30分以内	緊急時対策要員 12名	○	○	△	・燃料補給
					大型送水ポンプ車による輪谷貯水槽(西１)又は輪谷貯水槽(西２)への補給	現場操作 ３時間40分以内		○	○	△	
					大量送水車による復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 ２時間10分以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員 12名	○	×	△	
					大型送水ポンプ車による復水貯蔵タンクへの補給	現場操作 ３時間50分以内		○	×	△	
	「大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車(２台)による補給」		・大型送水ポンプ車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ13～33m,　ＥＬ8.5m) 配備数:３台(容量:約1,800m³/h/台,吐出圧力:約1.4MPa) ・大量送水車(保管場所:ＥＬ50m,ＥＬ44m,ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:５台(容量:約168m³/h/台,吐出圧力:約0.85MPa)	海水取水箇所(２号炉取水槽，荷揚場，２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑)	低圧原子炉代替注水槽への補給	現場操作 ２時間10分以内	中央制御室運転員 １名 緊急時対策要員 12名	○	○	△	・燃料補給
燃料補給	○原子力災害対策手順書										
	「ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給」	(1.14)	・タンクローリ(保管場所:ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約3.0m³/台) ・ガスタービン発電機用軽油タンク 配備数:１基(容量:約560m³/基) ・非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数:２基(容量:約170m³/基) 配備数:３基(容量:約100m³/基) ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 配備数:１基(容量:約170m³/基)	－	ガスタービン発電機用軽油タンクから補給の場合 （タンクローリ１台当たり）	１時間50分以内	緊急時対策要員２名	○	○	○	－
					非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクから補給の場合 （タンクローリ１台当たり）	２時間30分以内		○	○	○	
	「タンクローリから各機器等への給油」		・タンクローリ(保管場所:ＥＬ13～33m,ＥＬ8.5m) 配備数:２台(容量:約3.0m³/台)	－	タンクローリ１台当たり	30分以内	緊急時対策要員２名	○	○	○	－

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。
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及び制御機能若しくは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。 ・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，複数号炉に同時に発生する。 ・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，対応状況を第1表に示す。

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」に基づく。

第１表 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（１／２）

○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（耐震性のある地盤での保管，機器の耐震性等）	・ 基準地震動を超える地震動に対して，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化及び揺すり込みによる不等沈下，地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。 ・ 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物，鉄塔，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，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。 ・ 大規模な燃料火災が発生した場合には，原子炉建物から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い，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複数箇所設置しており，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）	・ ２セットある可搬型重大事故等対処設備のうち少なくとも１セットは，基準津波を超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。
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，津波によるがれき等を考慮し，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複数箇所設置しており，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。 ・ 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。

第１表 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（２／２）

○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，原子炉建物からの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のテロリズムにより同時に機能損失させないよう，原子炉建物，タービン建物及び廃棄物処理建物から100m以上の離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の隔離距離を確保したうえで，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）	・ 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，アクセスルートでがれきが発生した場合においても，原子炉建物から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，がれきを撤去することで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，原子炉建物から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い，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複数箇所設置しており，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。

重大事故等と大規模損壊対応に係る体制整備等の考え方

重大事故等と大規模損壊との対応内容を整理し，その相違部分を踏まえた体制の整備等の考え方を以下に取りまとめた。

1．重大事故等への対応

重大事故等の発生に対して，炉心の著しい損傷防止あるいは原子炉格納容器の破損防止，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷防止及び原子炉運転停止中における燃料体の著しい損傷防止を目的に発電所の体制及び発電所を支援するための体制を整備している。重大事故等時に組織として適切な対応を行うためには，事故対応に必要となる重大事故等対処設備の取扱いと手順の策定が重要である。そこで重大事故等対処設備に係る事項について，切替えの容易性及びアクセスルートの確保を図り，復旧作業に係る事項について，予備品等の確保及び保管場所等の整備を行っている。また，支援に係る事項，教育及び訓練の実施並びに手順の整備に係る事項を，通常業務の組織体制における実務経験を活かした体制で対応できるよう整備している。

2．大規模損壊への対応

大規模損壊に至る可能性のある事象は，基準地震動Ｓｓ及び基準津波等の設計基準又は観測記録を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しており，計装・制御系の喪失，大規模なＬＯＣＡ，原子炉格納容器の損傷等のプラントが受ける影響並びに中央制御室の機能喪失（運転員を含む。），夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における参集要員の遅延，大規模な火災の発生等の被害の程度が，重大事故等に比べて広範囲で不確定なものとなる。

このことから，発電所施設の被害状況等の把握を迅速に行うとともに，得られた情報及び残存する資源等の活用により，「炉心の著しい損傷の緩和」，「原子炉格納容器の破損緩和」，「燃料プールの水位確保及び燃料体の著しい損傷の緩和」又は「発電所外への放射性物質の放出低減」を目的とした効果的な対応を速やかかつ臨機応変に選択し実行することで事象進展の抑制及び緩和措置を図る。

3．重大事故等と大規模損壊への対応の違い

2.項に示すとおり，大規模損壊時は重大事故等に比べてその被害範囲が広範囲で不確定なものであり，重大事故等のように損傷箇所がある程度限定された想定に基づく事故対応とは異なる。そのため，発電所施設の被害状況等の把握を迅速に行うとともに，得られた情報及び残存する資源等の活用により，効果

的な対応を速やか，かつ臨機応変に選択し実行する。

大規模損壊発生時は，共通要因で機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を活用した手順等で対応することにより，炉心損傷緩和，原子炉格納容器破損緩和等の措置を図る。

4. 対応の違いを踏まえた大規模損壊対応に係る体制の整備の考え方

3.項で示した対応の違いはあるものの，被害状況等の把握を迅速に行うとともに，得られた情報，残存する資源等の活用に対応するには，通常業務の組織体制における実務経験を活かすことができる重大事故等に対応するための体制が最も有効に機能すると評価できる。運用面においても重大事故等に対応するための体制で引き続き対応することは，迅速な対応を求められる大規模損壊対応に適している。

このように，大規模損壊対応に係る体制の整備として重大事故等に対応するための体制で臨むことは有効である。

ただし，中央制御室（運転員を含む。）の機能喪失及び重大事故等の対応で期待する重大事故等対処設備の一部が使用できない等の大規模損壊時の特徴的な状況においても，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）も含めて流動性を持って柔軟に対応できるよう体制を整備する。

このため，大規模損壊発生時の体制は第１図から第３図に示す重大事故等対応のための体制を基本としつつ，大規模損壊対応のために必要な体制，要員，教育及び訓練，外部からの支援等に関して，以下のとおり差異内容を考慮すべき事項として評価し，付加分を整備，充実内容として整備する。

なお，下記事項における技術的能力1.0と2.1に関する考え方の相違点について項目ごとに別紙に整理する。

(1) 体制の整備

a．大規模損壊として考慮すべき事項

・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における参集要員の参集遅延
・中央制御室（運転員を含む。）の機能喪失

b．整備，充実内容

・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては，指示者（副原子力防災管理者）が指揮を執る。指示者（副原子力防災管理者）がその職務を遂行できない場合には，連絡責任者が代行する。
・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，要員参集までに時間を要する可能性があるが，発電所構内に常時確保する重大事故等に対処する要員により，参集要員が参集するまでの当面の間は，事故対応が行えるよう体制を整備する。
・中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても，重大事故等に対処する要員にて対応が可能な体制を整備する。

(2)　要員の配置

ａ．大規模損壊として考慮すべき事項

・中央制御室（運転員を含む。）の機能喪失

ｂ．整備，充実内容

・夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における指示者（副原子力防災管理者）を含む重大事故等に対処する要員は，分散して待機する。

(3)　教育及び訓練

ａ．大規模損壊として考慮すべき事項

・通常の指揮命令系統が機能しない場合への対応

・初動で対応する要員を最大限に活用する観点から，臨機応変な配置変更に対応できる知識及び技能を習得するなど，流動性を持って柔軟に対応可能にすること

ｂ．整備，充実内容

・原子力防災管理者及び副原子力防災管理者に対し，通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限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。

・大規模損壊時に対応する手順，資機材の取扱い等を習得するための教育を定期的に実施する。

・緊急時対策要員については，役割に応じて付与される力量に加え，被災又は想定より多い要員が必要となった場合において，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，本来の役割以外の教育及び訓練の充実を図る。

　具体的には，大規模損壊発生時，まずアクセスルート確保作業を行ったうえで，原子炉注水又は放水砲の対応が想定されるため，それらの活動を担当する復旧班員については流動性を持って活動できるよう教育・訓練を実施する。

・協力会社社員については，それぞれの活動に必要な力量を付与できるよう，業務委託契約に基づいた教育・訓練を実施する。

・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総合的な訓練を定期的にかつ継続的に実施する。

（第１表，第２表，第３表参照）

(4)　手順

ａ．大規模損壊として考慮すべき事項

・大規模な火災の発生

・重大事故等に比べて広範囲で不確定な被害

・重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため，事象進展の抑制及び緩和に資す

るための設備等の活用

b．整備，充実内容

・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として，故意による大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定し，技術的能力1.12で整備する化学消防自動車，小型動力ポンプ付水槽車等による初期消火の手順に加え，大型送水ポンプ車及び放水砲を活用した手順を整備する。

・大規模損壊対応に特化した手順として，現場での可搬型計測器によるパラメータ監視手順等を整備する。

(5)　緊急時対策総本部体制の確立

・大規模損壊発生時における緊急時対策総本部の設置による発電所への支援体制は，技術的能力1.0で整備する支援体制と同様である。

(6)　外部支援体制の確立

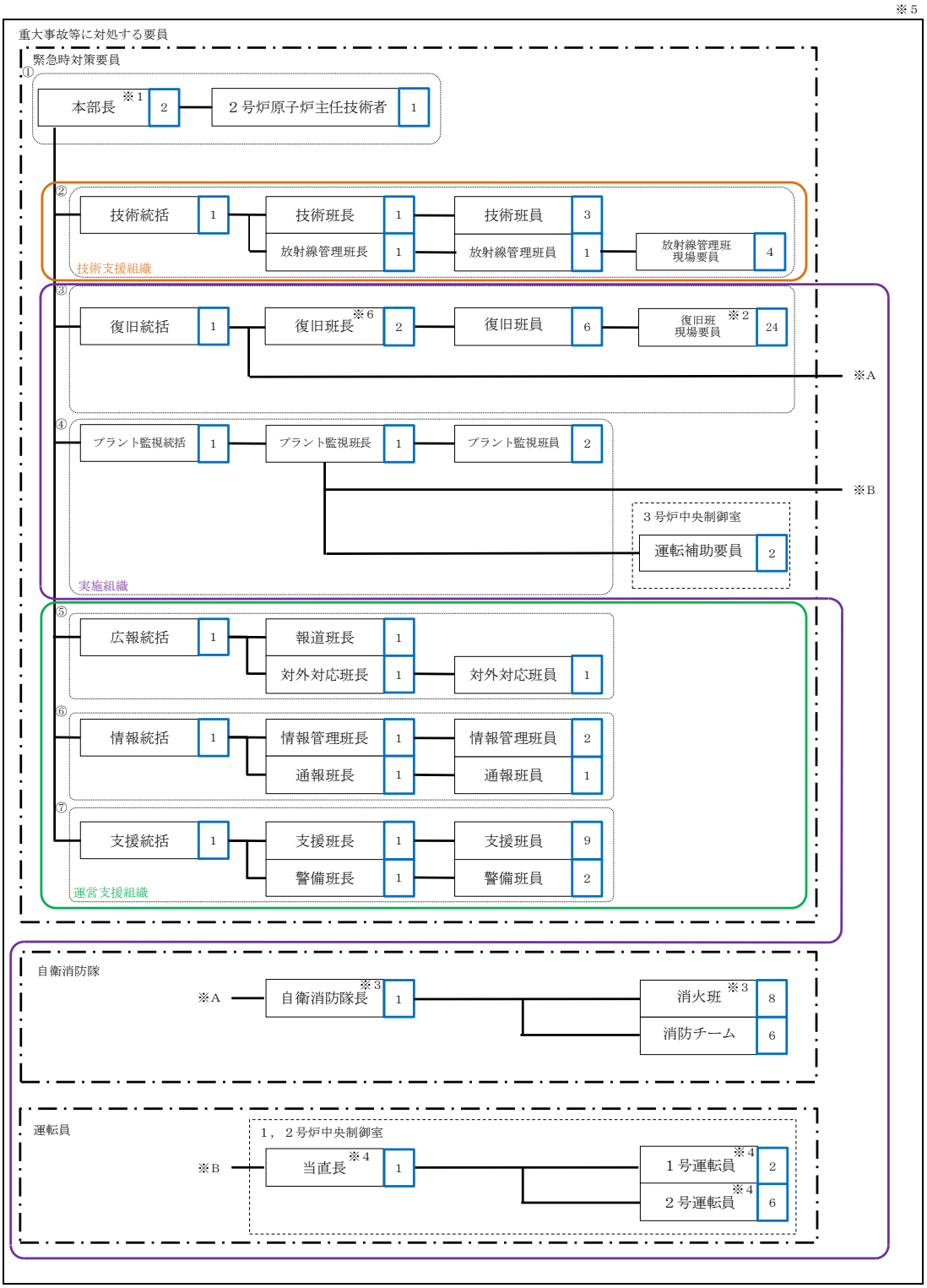
・大規模損壊発生時における外部支援体制は，技術的能力1.0で整備する外部支援体制と同様である。

(7)　可搬型重大事故等対処設備の保管場所とアクセスルート

・大規模損壊発生時において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外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。

(8)　資機材の配備

・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。

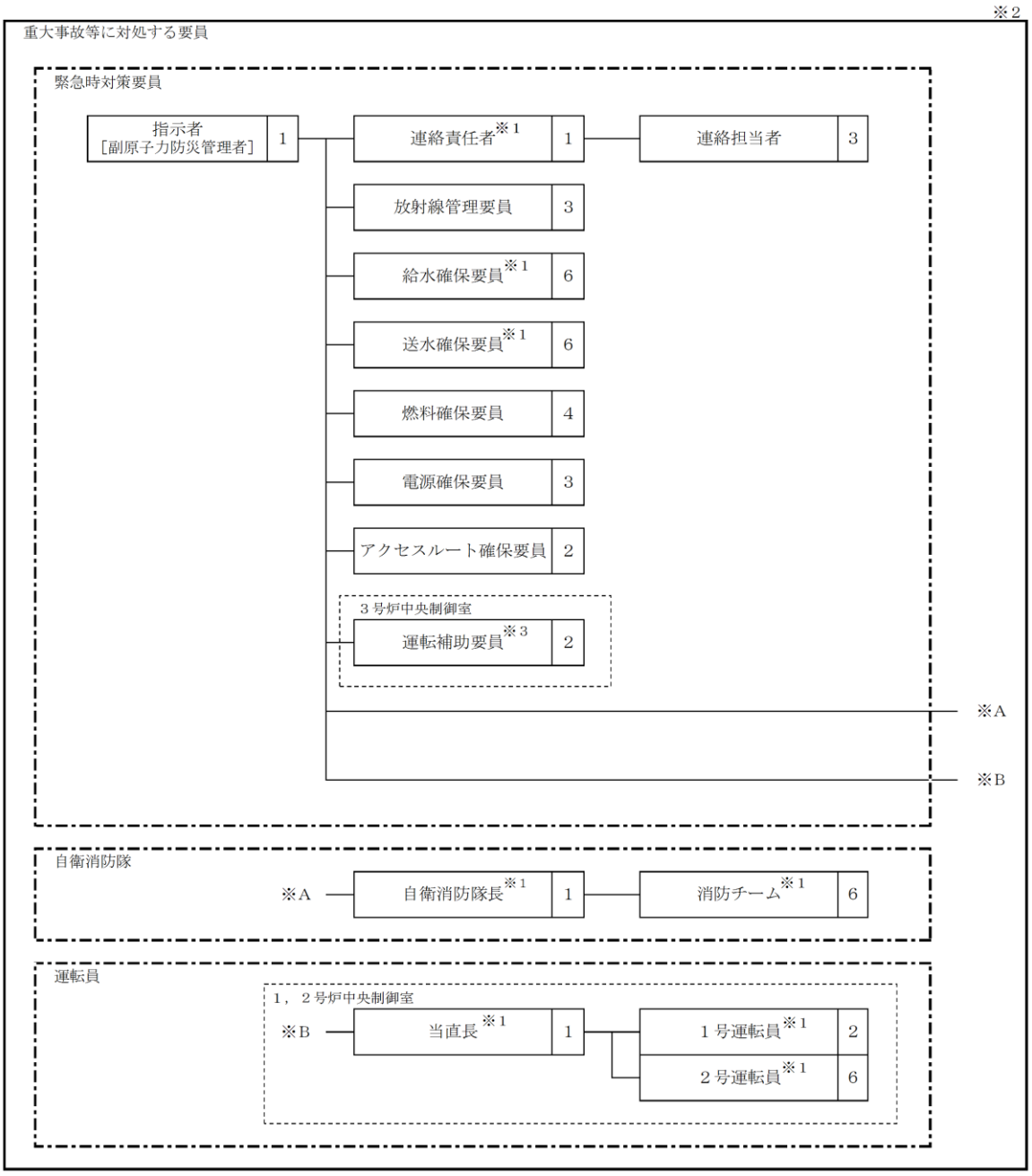


合計：１０１名

※１　本部員含む。
※２　役割に応じたチームを編成する。
※３　火災発生時以外は復旧班員として活動を行う。
※４　火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
※５　１，２号炉含め本体制にて対応するが，１号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため，２号炉対応を優先する。
※６　復旧班長２名のうち１名が，１号復旧対応を実施する際に，必要な指示を実施する。
□　は人数を示す

①：意思決定・指揮
②：情報収集・計画立案
③：復旧対応
④：プラント監視対応
⑤：対外対応
⑥：情報管理
⑦：ロジスティック・リソース管理

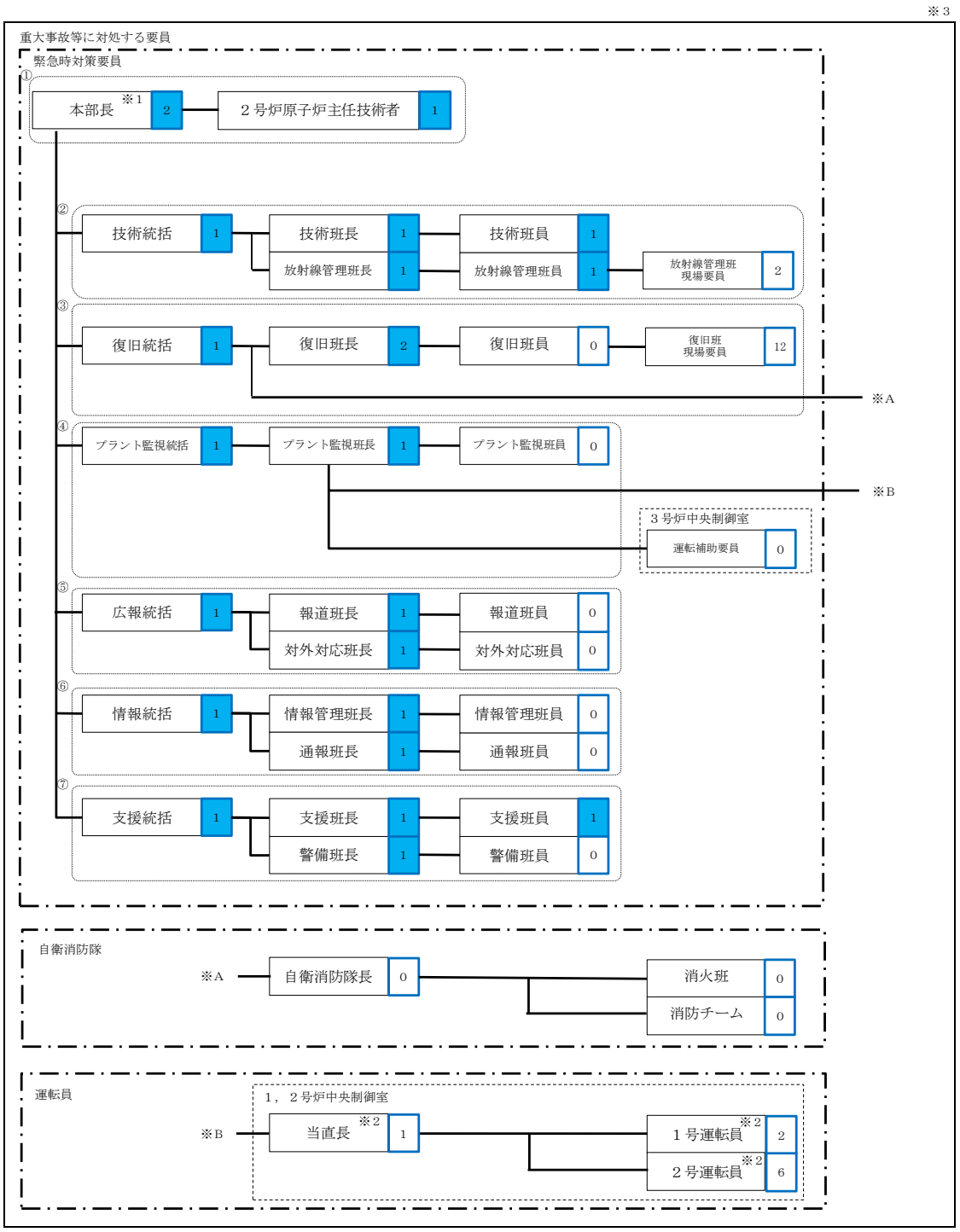
第１図　緊急時対策本部体制



合計：４７名

※1　火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
※2　1，2号炉含め本体制にて対応するが，1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため，2号炉対応を優先する。
※3　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，1，2号炉中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合に活動を期待する要員。

第２図　緊急時対策本部体制
（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外））



合計：６９名

※1　本部員含む。
※2　プルーム通過時，中央制御室待避室に当直長１名及び２号運転員４名がとどまり，１号運転員２名と２号運転員２名は，緊急時対策所に待避する。
※3　１，２号炉含め本体制にて対応するが，１号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため，２号炉対応を優先する。
□ 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：復旧対応
④：プラント監視対応
⑤：対外対応
⑥：情報管理
⑦：ロジスティック・リソース管理

第３図　緊急時対策本部体制
（プルーム通過時）

第１表　大規模損壊対応に関する教育及び訓練

教育訓練名	目的	内容	対象者	時間・頻度
大規模損壊対応教育（指揮，状況判断）	大規模損壊時に通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した対応の習得	・大型航空機の衝突により中央制御室（運転員を含む。）が喪失した場合の初動対応の指揮，状況判断 ・残存する資源・設備が限定される場合の対応の優先順位	原子力防災管理者，副原子力防災管理者	1回／年以上
大規模損壊対応訓練（中央制御室喪失時の代替措置）	大規模損壊時に中央制御室が喪失した場合に，運転補助要員により実施する現場操作に係る技術の習得	・可搬型計測器による現場でのパラメータ計測及び監視 ・中央制御室損傷時の通信連絡 ・高圧原子炉代替注水系の現場起動操作 ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉への冷却の系統構成 ・格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内のスプレイの系統構成	運転補助要員	1回／年以上
大規模損壊対応訓練（各班の活動，連携）	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の確認	・各班の活動 ・各班の連携 ・緊急時対策本部の意思決定 ・緊急時対策総本部との連携 ・通常の指揮命令系統が機能しない場合の対応（要員の損耗の考慮）	重大事故等に対処する要員	1回／年以上

※教育訓練に使用する教育及び訓練の名称，頻度等は，今後の検討等により変更となる可能性がある。

第２表　復旧班に対する知識及び技能の流動性

		対応可能とする現場作業				
		給水確保作業	送水確保作業	電源確保作業	燃料確保作業	アクセスルート確保作業
給水確保要員	６名	◎	○	○	○	○※
送水確保要員	６名	○	◎	－	－	－
電源確保要員	３名	－	－	◎	○	－
燃料確保要員	４名	－	－	○	◎	－
アクセスルート確保要員	２名	○	○	○	○	◎

【凡例】◎：主たる業務，○：その他付与する業務，－：対象外

※ 給水確保要員のうちの少なくとも１名は，がれき撤去作業（重機作業）の力量を有する要員を割り当てる。

第３表　協力会社社員の活動範囲

	消火活動	給水確保作業	燃料確保作業	電源確保作業	アクセスルート確保作業	放射線管理作業
自衛消防隊	○	－	－	－	－	－
給水確保要員	○	○	○	○	○	－
燃料確保要員	－	－	○	○	－	－
電源確保要員	－	－	○	○	－	－
アクセスルート確保要員	－	○	○	○	○	－
放射線管理要員	－	－	－	－	－	○

別紙

技術的能力1.0と技術的能力2.1の体制整備に関する考え方の相違点について（１／２）

項目	技術的能力1.0	技術的能力2.1
体制の整備（要員の配置）	・重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者を定め，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備 ・実施組織について，必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備 ・緊急時対策本部における指揮命令系統の明確化	重大事故等に対応するための体制を基本とし，更に以下の事項を考慮することで体制の充実を図る ・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，要員参集までに時間を要する可能性があるが，発電所構内に常時確保する重大事故等に対処する要員により，事故対応が行えるよう体制を整備 ・中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合においても，緊急時対策要員にて対応が可能な体制を整備
教育及び訓練	・運転員，実施組織，支援組織に対して必要な教育及び訓練を計画的に実施 ・年１回の実施頻度では力量維持が困難と判断される教育及び訓練については，年２回以上に見直す ・要員の各役割に応じて，重大事故等時のプラントの挙動に関する知識の向上を図るとともに，定期的に知識ベースの理解向上に資する教育の実施 ・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）を想定した要素訓練の実施	重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に以下の事項を加えることで教育及び訓練の充実を図る ・大規模損壊時に対応する手順及び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 ・緊急時対策要員が流動性を持って対応できるよう教育及び訓練を計画的に実施 ・原子力防災管理者及び副原子力防災管理者に対し，通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限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の実施 ・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
手順	・技術的能力1.1～1.19で整備した手順等により，炉心損傷防止，原子炉格納容器破損防止等に対応	・技術的能力1.2～1.14で整備した手順に加え，大規模損壊への対応で整備した手順等により炉心損傷緩和，原子炉格納容器破損緩和等に対応
緊急時対策総本部体制	・発電所への本社の支援体制として緊急時対策総本部の設置	・大規模損壊発生時の本社の支援体制は，技術的能力1.0と同様

技術的能力1.0と技術的能力2.1の体制整備に関する考え方の相違点について（２／２）

項目	技術的能力1.0	技術的能力2.1
外部支援	・プラントメーカ及び協力会社等から重大事故等時の現場操作対応等を実施する人員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や人員の派遣等について，必要な支援が受けられる体制を整備 ・原子力事業所災害対策支援拠点の整備	・技術的能力1.0での原子力災害発生時における外部支援体制と同様 ・技術的能力1.0と同様に，原災法第十条に基づく通報の判断基準に該当する事象が発生された場合に，原子力事業所災害対策支援拠点を整備
可搬型重大事故等対処設備の保管場所とアクセスルート	・想定される12事象の自然現象及び８事象の人為事象のうち，保管場所とアクセスルートに大きな影響を及ぼす可能性があるものとして地震を考慮	・保管場所とアクセスルートに大きな影響を及ぼす可能性があるものとして，大規模地震，大規模津波，及び故意による大型航空機の衝突を考慮
資機材の配備	・事象発生後７日間は，外部からの支援がなくても継続した事故対応が維持できるよう必要数量を発電所内に確保	・配備する資機材については，大規模損壊発生時における活動を考慮しても対応要員数等から技術的能力1.0で整備する数量で対応可能 ・保管場所についても分散していることから技術的能力1.0での整備事項と同様

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.～ｄ.の環境下等において，緊急時対策要員が事故対応を行うために必要な資機材を第１表に示すとおり配備している。

ｅ.の資機材については，緊急時対策所，１，２号炉中央制御室，３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，詳細を第２表に示す。

ｆ.の資機材については，詳細を第３表に，ｇの資機材については，詳細を第４表，第１図及び第２図に示す。

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大型送水ポンプ車，放水砲等の消火設備を配備する。

ｃ．炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用する全面マスク，高線量対応防護服，個人線量計等の必要な資機材を配備する。

ｄ．化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク，長靴等の資機材を配備する。

ｅ．大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具，線量計，食料等の資機材を確保する。

ｆ．大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。また，通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として，衛星電話設備，無線通信設備，有線式通信設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。

ｇ．大規模損壊に特化した手順に使用する資機材を配備する。

第１表 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

品目	保管場所	規定類
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		
ヘッドライト	１，２号炉中央制御室，免震重要棟，第１チェックポイント，３号炉中央制御室	緊急時の措置要領
懐中電灯	１，２号炉中央制御室，第２チェックポイント，緊急時対策所，免震重要棟，第１チェックポイント，３号炉中央制御室	
ＬＥＤライト（ランタンタイプ）	緊急時対策所，１，２号炉中央制御室	
ＬＥＤライト（三脚タイプ）	１，２号炉中央制御室前通路	
ＬＥＤライト（フロアタイプ）	第２チェックポイント	
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，消火剤等の資機材		
耐熱服	化学消防自動車積載 ２号炉廃棄物処理建物通路（チェックポイント付近）	火災防護計画
防火服	消防用資機材置場 管理事務所 ２号炉廃棄物処理建物通路（チェックポイント付近及び補助盤室付近）	
セルフエアーセット	化学消防自動車積載 消防用資機材置場 管理事務所 ２号炉廃棄物処理建物通路（チェックポイント付近及び補助盤室付近）	
泡消火薬剤	第１保管エリア，第４保管エリア	
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，線量計等の資機材		
第２表に記載。		緊急時の措置要領
d．化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク，長靴等の資機材		
第２表に記載。		緊急時の措置要領

第２表 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（１／11）

(1)　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	配備数※	考え方
汚染防護服	1,155着	110名（１号及び２号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋運転員９名＋余裕，以下同様）×７日×1.5倍
靴下	1,155足	110名×７日×1.5倍
帽子	1,155着	110名×７日×1.5倍
綿手袋	1,155双	110名×７日×1.5倍
ゴム手袋	2,310双	110名×７日×1.5倍×２重（内側，外側）
ろ過式呼吸用保護具 （以下内訳）	495個	110名×３日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
電動ファン付き全面マスク	30個	30名（１号及び２号炉対応の現場復旧班要員24名＋放射線管理班要員４名＋余裕）
全面マスク	465個	495個－30個
チャコールフィルタ （以下内訳）	1,155組	110名×７日×1.5倍
電動ファン付き 全面マスク用	210組	30名×７日
全面マスク用	945組	1,155組－210組
被水防護服	578着	110名×７日×1.5倍×50％（年間降水日数を考慮）
作業用長靴	30足	30名（１号及び２号炉対応の現場復旧班要員24名＋放射線管理班要員４名＋余裕）
高線量対応防護服 （タングステンベスト）	12着	12名（プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員12名）

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

第２表 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（２／11）

b．計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	配備数※	考え方
個人線量計 （電子式線量計）	110台	110名（１号及び２号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋運転員９名＋余裕）
個人線量計 （ガラスバッジ）	110個	110名（１号及び２号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋運転員９名＋余裕）
ＧＭ汚染サーベイ・メータ	４台	緊急時対策所内モニタリング用１台＋チェンジングエリア用２台＋予備１台
電離箱サーベイ・メータ	５台	緊急時対策所内モニタリング用１台＋屋外モニタリング用３台＋予備１台
可搬式エリア放射線モニタ	２台	緊急時対策所の居住性（線量率）を確認するための重大事故等対処設備として１台＋予備１台（緊急時対策本部に１台設置する。設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象））
ダストサンプラ	２台	室内のモニタリング用１台＋予備１台

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

c．薬品防護具類（緊急時対策所）

品名	配備数※	考え方
化学防護服	40 セット	装備品一式を１セットとして配備する。 40 名（１号及び２号炉対応の現場復旧班要員 24 名＋放射線管理班要員４名＋余裕）
化学防護手袋		
化学防護長靴		
全面マスク		
チャコールフィルタ		

※今後，訓練等で見直しを行う

第２表 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（３／11）

d.チェンジングエリア用資機材

品名	配備数※1	根拠
養生シート	５巻※2	チェンジングエリアの設営及び運用に必要な数量
バリア	５個※3	
粘着マット	４枚※4	
装備回収箱	８個※5	
ヘルメット掛け	１式	
ポリ袋	300 枚※6	
テープ	24 巻※7	
ウエス	１箱※8	
ウェットティッシュ	５個※9	
はさみ	１個	
マジック	２本	
簡易テント	１台※10	
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	
ベルトパーテーション	３本※11	
可搬式空気浄化装置	１台	

※１　今後，訓練等で見直しを行う

※２　約 130㎡（床，壁の養生面積（エリア全面張替え１回分））×２（補修張替え等）
÷90㎡/巻×1.5 倍≒５巻（養生シート損傷，汚染時等）

※３　５個（各エリア間設置箇所数）

※４　２枚(設置箇所数)×２（汚染時の交換用）＝４枚

※５　８個（設置箇所数）

※６　８枚（設置箇所）×３枚/日（１日交換回数）×７日×1.5 倍＝252 枚→300 枚

※７　約 230m（養生エリアの外周距離（エリア全面張替え１回分））×２（補修張替え等）
÷30m/巻×1.5 倍＝23 巻→24 巻（養生シート損傷，汚染時等）

※８　1,200 枚/箱（除染等）

※９　120 枚/個（除染等）

※10　960mm×960mm×1,600mm（除染エリア設置）

※11　３本（設置箇所数）

第２表 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（４／11）

ｅ.飲食料等

品名	配備数※	考え方
食料	2,310 食	110 名（１号及び２号炉対応の緊急時対策要員 77 名＋自衛消防隊 15 名＋運転員９名＋余裕，以下同様）×７日×３食
飲料水 （1.5 リットル）	1,540 本	110 名×７日×２本（1.5 リットル/本）
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，簡易トイレを配備する。
安定よう素剤	880 錠	110 名×８錠（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）

ｆ.その他資機材

品名	配備数	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

第２表 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（５／11）

(2) 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資料

資料名
１．島根原子力発電所サイト周辺地図 ①　島根原子力発電所周辺地図（１／25,000） ②　島根原子力発電所周辺地図（１／50,000）
２．島根原子力発電所サイト周辺航空写真パネル
３．島根原子力発電所周辺環境モニタリング関係データ ①　空間線量モニタリング配置図 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
４．島根原子力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
５．島根原子力発電所原子炉設置（変更）許可申請書
６．島根原子力発電所系統図及び配置図（各ユニット） ①　系統図 ②　プラント配置図
７．島根原子力発電所防災関係規程類 ①　原子炉施設保安規定 ②　原子力事業者防災業務計画 ③　異常事象発生時の対応要領
８．島根原子力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
９．島根原子力発電所主要系統模式図（各ユニット）
10．島根原子力発電所プラント主要設備概要（各ユニット）
11．プラント関係プロセス及びエリア放射線計測配置図（各ユニット）
12．原子炉安全保護系ロジック一覧表（各ユニット）
13．事故時操作要領書

第２表 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（６／11）

(3)　１，２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	配備数※	考え方
汚染防護服	210着	10名（運転員９名＋余裕，以下同様）×２交替×７日×1.5倍
靴下	210足	10名×２交替×７日×1.5倍
帽子	210着	10名×２交替×７日×1.5倍
綿手袋	210双	10名×２交替×７日×1.5倍
ゴム手袋	420双	10名×２交替×７日×1.5倍×２重（内側，外側）
ろ過式呼吸用保護具（以下内訳）	90個	10名×２交替×３日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
電動ファン付き全面マスク	10個	10名
全面マスク	80個	90個－10個
チャコールフィルタ（以下内訳）	210組	10名×２交替×７日×1.5倍
電動ファン付き全面マスク用	70組	10名×７日
全面マスク用	140組	210組－70組
被水防護服	105着	10名×２交替×７日×1.5倍×50％（年間降水日数を考慮）
作業用長靴	10足	10名
セルフエアーセット	４台	初期対応用３台＋予備１台
酸素呼吸器	３台	インターフェイスシステムLOCA等対応用２台＋予備１台

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

第２表 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（７／11）

ｂ．計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	配備数※	考え方
個人線量計 （電子式線量計）	10台	10名（運転員９名＋余裕）
個人線量計 （ガラスバッジ）	10個	10名（運転員９名＋余裕）
ＧＭ汚染サーベイ・メータ	３台	中央制御室内外モニタリング用１台＋チェンジングエリア用１台＋予備１台
電離箱サーベイ・メータ	２台	中央制御室内外モニタリング用１台＋予備１台
可搬式エリア放射線モニタ	３台	中央制御室内用１台＋チェンジングエリア用１台＋予備１台（設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（「原子力災害特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象））
ダストサンプラ	２台	室内のモニタリング用１台＋予備１台

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

ｃ．薬品防護具類（１，２号炉中央制御室）

品名	配備数※	考え方
化学防護服	10 セット	装備品一式を１セットとして配備する。 10 名（運転員９名＋余裕）
化学防護手袋		
化学防護長靴		
全面マスク		
チャコールフィルタ		

※今後，訓練等で見直しを行う

第２表 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（８／11）

d.チェンジングエリア用資機材

品名	配備数※1	根拠
チェンジングエリア区画資材	１式	チェンジングエリア設営及び運用に必要な数量
養生シート	２巻※2	
バリア	４個※3	
粘着マット	４枚※4	
装備回収箱	６個※5	
ヘルメット掛け	１式	
ポリ袋	200枚※6	
テープ	12巻※7	
ウエス	１箱※8	
ウェットティッシュ	５個※9	
はさみ	１個	
マジック	２本	
簡易テント	１台※10	
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	
可搬式空気浄化装置	１台	
チェンジングエリア用照明	２個	

※１　今後，訓練等で見直しを行う。

※２　約35㎡（床，壁の養生面積）×３（エリア全面張替え１回分＋補修張替え等）
÷90㎡/巻×1.5倍≒２巻（養生シート損傷，汚染時等）

※３　４個（各エリア間設置箇所数）

※４　２枚(設置箇所数)×２（汚染時の交換用）＝４枚

※５　６個（設置箇所数）

※６　６枚（設置箇所）×３枚/日（１日交換回数）×７日×1.5倍＝189枚→200枚

※７　約80m（養生エリアの外周距離）×３（エリア全面張替え１回分＋補修張替え等）
÷30m/巻×1.5倍＝12巻（養生シート損傷，汚染時等）

※８　1,200枚/箱（除染等）

※９　120枚/個（除染等）

※10　960㎜×960㎜×1,600㎜（除染エリア設置）

第２表 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（９／11）

ｅ.飲食料等

品名	配備数※	考え方
食料	210 食	10 名（運転員９名＋余裕，以下同様）×７日×３食
飲料水（1.5 リットル）	140 本	10 名×７日×２本
簡易トイレ	１式	－
安定よう素剤	160 錠	10 名×８錠（初日２錠＋２日目以降１錠/日×６日）×２交替

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

ｆ.その他資機材

品名	配備数※	考え方
酸素濃度計	３台	中央制御室１台＋中央制御室待避室１台＋予備１台
二酸化炭素濃度計	３台	中央制御室１台＋中央制御室待避室１台＋予備１台
ＬＥＤライト（三脚タイプ）	３個	中央制御室主盤エリア２個＋予備１個
ＬＥＤライト（ランタンタイプ）	12 個	中央制御室執務室机６個＋中央制御室待避室２個＋予備４個
ヘッドライト	11 個	運転員分９個＋予備２個
懐中電灯	11 個	運転員分９個＋予備２個

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

第２表 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（10／11）

(4)　３号炉中央制御室に保管する放射線管理用資機材等

a．防護具及び除染用資機材（被ばく管理・除染管理）

品名	配備数※	考え方
汚染防護服	３着	３名（運転補助要員２名＋余裕，以下同様）
靴下	３足	３名
帽子	３着	３名
綿手袋	３双	３名
ゴム手袋	６双	３名×２重（内側，外側）
全面マスク	３個	３名
チャコールフィルタ	３組	３名
被水防護服	３着	３名
作業用長靴	３足	３名
セルフエアーセット	３台	初期対応用２台＋予備１台
酸素呼吸器	３台	２台＋予備１台

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

第２表 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（11／11）

b．計測器（被ばく管理）

品名	配備数※	考え方
個人線量計 （電子式線量計）	３台	３名（運転補助要員２名＋余裕）
個人線量計 （ガラスバッジ）	３個	３名（運転補助要員２名＋余裕）

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

c．薬品防護具類（３号炉中央制御室）

品名	配備数※	考え方
化学防護服	３セット	装備品一式を１セットとして配備する。 ３名（運転補助要員２名＋余裕）
化学防護手袋		
化学防護長靴		
全面マスク		
チャコールフィルタ		

※今後，訓練等で見直しを行う

d．その他資機材

品名	配備数※	考え方
ヘッドライト	３個	運転補助要員分２個＋予備１個
懐中電灯	３個	運転補助要員分２個＋予備１個

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

第３表 通信連絡設備の確保（１／３）

通信種別	主要施設		通信連絡の場所※1	台数・保管場所
発電所内	有線式通信設備	有線式通信機※2	・中央制御室－現場（屋内）	10台 ・廃棄物処理建物（中央制御室付近）：10台
		有線式通信設備用中継コード※2		６台 ・廃棄物処理建物（中央制御室付近）：６台
	所内通信連絡設備（警報装置を含む。）	ハンドセットステーション	・緊急時対策所―中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外） ・中央制御室－現場（屋内） ・緊急時対策所－３号炉中央制御室	約 190 台 ・緊急時対策所　：２台 ・１，２号炉中央制御室：14 台 ・３号炉中央制御室　：10 台 ・原子炉建物他　：約 160 台 ・屋外　：８台
		スピーカ		約 310 台 ・緊急時対策所　：２台 ・１，２号炉中央制御室：４台 ・３号炉中央制御室　：４台 ・原子炉建物他　：約 290 台 ・屋外　：８台
	無線通信設備	無線通信設備（固定型）※2	・緊急時対策所－中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外） ・緊急時対策所－現場（屋内） ・現場（屋外）－現場（屋外）	７台 ・緊急時対策所　：５台 ・１，２号炉中央制御室：２台 （中央制御室待避室用を含む。）
		無線通信設備（携帯型）※2		63 台 ・緊急時対策所　：62 台 ・３号炉中央制御室　：１台

※１　現場（屋内）：制御室建物，原子炉建物，タービン建物，廃棄物処理建物

※２　重大事故等対処設備

第３表 通信連絡設備の確保（２／３）

通信種別	主要施設		通信連絡の場所※1	台数・保管場所
発電所内	電力保安通信用電話設備	固定電話機	・緊急時対策所－中央制御室 ・中央制御室－現場（屋内）	約 220 台 ・緊急時対策所　：10 台 ・１，２号炉中央制御室　：７台 ・管理事務所・原子炉建物他：約 200 台
		ＰＨＳ端末	・緊急時対策所－中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外） ・中央制御室－現場（屋内） ・現場（屋外）－現場（屋外）	約 540 台 ・緊急時対策所　：32 台 ・１，２号炉中央制御室：10 台 ・発電所員他配備分　：約 500 台 （運転補助要員分を含む。）
		ＦＡＸ	・緊急時対策所－中央制御室	２台 ・緊急時対策所　：１台 ・１，２号炉中央制御室：１台
	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）※2	・緊急時対策所－中央制御室 ・緊急時対策所－現場（屋外） ・緊急時対策所－現場（屋内） ・現場（屋外）－現場（屋外）	７台 ・緊急時対策所　：５台 ・１，２号炉中央制御室：２台 （中央制御室待避室用を含む。）
		衛星電話設備（携帯型）※2		27 台 ・緊急時対策所　：10 台 ・３号炉中央制御室：１台 ・構外参集拠点　：15 台 （緑ヶ丘施設，宮内社宅・寮，佐太前寮） ・支援拠点　：１台
	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	ＳＰＤＳデータ収集サーバ※2	・計算機室	１式 ・計算機室
		ＳＰＤＳ伝送サーバ※2	・緊急時対策所	１式 ・緊急時対策所
		ＳＰＤＳデータ表示装置※2	・緊急時対策所	１式 ・緊急時対策所

※１　現場（屋内）：制御室建物，原子炉建物，タービン建物，廃棄物処理建物

※２　重大事故等対処設備

第３表 通信連絡設備の確保（３／３）

通信種別	主要施設		通信連絡の場所※1	台数・保管場所
発電所外	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（有線系，衛星系）※2	・緊急時対策所－発電所外	１式 ・緊急時対策所
		ＩＰ－電話機（有線系，衛星系）※2		６台 ・緊急時対策所： ４台（有線系），２台（衛星系）
		ＩＰ－ＦＡＸ（有線系，衛星系）※2		３台 ・緊急時対策所： ２台（有線系），１台（衛星系）
	専用電話設備	専用電話設備（ホットライン）		６台 ・１，２号炉中央制御室：２台 ・緊急時対策所　　：４台
	局線加入電話設備	固定電話機		１台 ・緊急時対策所：１台
		ＦＡＸ		１台 ・緊急時対策所：１台
	テレビ会議システム（社内向）	テレビ会議システム（社内向）		１式 ・緊急時対策所
	衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機		１台 ・緊急時対策所：１台
		衛星テレビ会議システム（社内向）		１式 ・緊急時対策所
	データ伝送設備	ＳＰＤＳ伝送サーバ※2		１式 ・緊急時対策所

※１　現場（屋内）：制御室建物，原子炉建物，タービン建物，廃棄物処理建物

※２　重大事故等対処設備

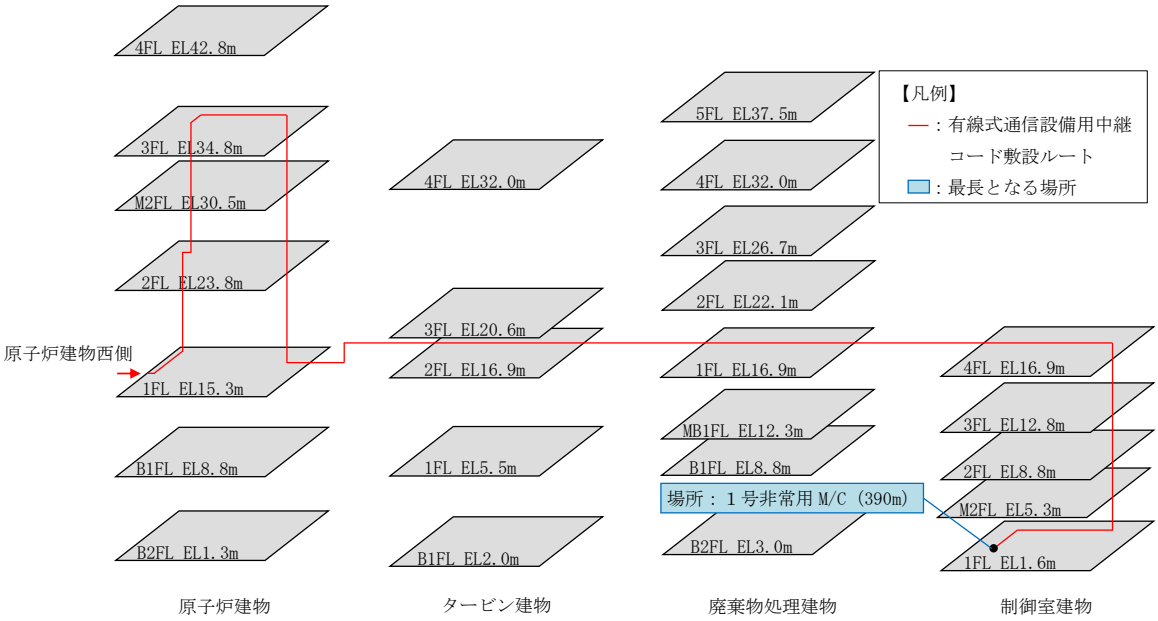
第４表　大規模損壊に特化した手順に使用する資機材

品目	保管場所	保管数※1	規定類※2
可搬型計測器（ハンディキャリブレータ）	３号炉中央制御室	６	緊急時の措置要領
	緊急時対策所	30※3	
計装ケーブル	原子炉建物	３※4	
衛星電話用端末	原子炉建物	３	
衛星電話設備用中継コード	原子炉建物	３※6	
有線式通信機※5	免震重要棟	６	
有線式通信設備用中継コード※5	免震重要棟	15※7	

※１　今後，訓練等で見直しを行う。
※２　記載する社内規定類については今後の運用を踏まえた検討により変更となる可能性がある。
※３　重大事故等対策用に配備する可搬型計測器（予備）と兼用。
※４　200m巻（１台当たり）：２台，予備１台（実際の敷設長さ約170m×２（計器２つ分敷設））。
※５　中央制御室の機能喪失時は，緊急時対策所近傍の免震重要棟に保管している有線式通信機（５台，予備１台）及び有線式通信設備用中継コード（200m巻（１台当たり），14台，予備１台）を使用し，緊急時対策所から現場（屋内）まで有線式通信設備用中継コードを敷設して通信連絡を行う。
※６　200m巻（１台当たり）：２台，予備１台（実際の敷設長さ約320m）。
※７　200m巻（１台当たり）：14台，予備１台（実際の敷設長さ　屋外1140m（６台），屋内最長390m（８台：２台×班数が最大となる原子炉補機代替冷却系による除熱手順の４班）。

（注）屋外は緊急時対策所から原子炉建物西側の入口までの敷設長が 1,140mであり，これを満足する有線式通信設備用中継コード６台（200m/台）を緊急時対策所近傍の免震重要棟に保管する。

第１図　有線式通信設備用中継コード屋外敷設ルート図



（注１）屋内は，原子炉建物西側の入口から最長となる制御室建物１階までの 390mを，班数が最大となる原子炉補機代替冷却系による除熱手順の４班がそれぞれ敷設するとした場合，これを満足する有線式通信設備用中継コード８台（２台×４班，200m/台）を緊急時対策所近傍の免震重要棟に保管する。
敷設長さは，大規模損壊時を想定し，技術的能力における操作うち，最長距離である制御室建物１階１号炉非常用電気室で行う「号炉間電力融通電気設備による給電」（自主対策設備）に基づき算出した。

（注２）有線式通信設備用中継コード以外の資機材としては，有線式通信機を保管する。作業班用に４台（各班１台），緊急時対策所に１台の合計５台を緊急時対策所近傍の免震重要棟に保管する。

（注３）重大事故等時において，重大事故等対処設備による対応を行う場合は，専用接続端子を使用することにより，水密扉を開放状態にすることなく対応することが可能である。一方，大規模損壊時においては，専用接続端子が機能喪失している可能性があること，及び，自主対策設備による対応を行う場合があることから，有線式通信設備用中継コードの敷設ルート上の水密扉は，漏えい検知器や周囲の溢水の状況等により水密扉の開放可否を判断し，開放が可能と判断した場合には，水密扉を開放して有線式通信設備用中継コードを敷設する。なお，水密扉の開放が困難であると判断した場合には，他ルートの使用又は他の個別戦略による対応を検討する。

第２図　有線式通信設備用中継コード屋内敷設ルート図
（「号炉間電力融通電気設備による給電」（自主対策設備）による例）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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

<table>
<tr><th colspan="2">外部からの衝撃による損傷の防止</th></tr>
<tr><td>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</td><td>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</td></tr>
<tr><td>第六条　安全施設（兼用キャスクを除く。）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。</td><td>第七条　設計基準対象施設（兼用キャスクを除く。）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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">「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 第２表参照。</td></tr>
</table>

<table>
<tr><td colspan="2">外部からの衝撃による損傷の防止</td></tr>
<tr><td>3　安全施設（兼用キャスクを除く。）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。以下「人為による事象」という。）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。</td><td>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。以下「人為による事象」という。）により発電用原子炉施設（兼用キャスクを除く。）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（兼用キャスクを除く。）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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">「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

本文2.1.2.1(2)参照。</td></tr>
</table>

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。

火災による損傷の防止	
	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。 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。

火災による損傷の防止	
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。

火災による損傷の防止	
	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 本文2.1.2.1(3)b.(a)ⅰ参照。	

<table>
<tr><td colspan="2">溢水による損傷の防止等</td></tr>
<tr><td>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</td><td>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</td></tr>
<tr><td>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。</td><td>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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">「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

津波のシナリオにおいて，原子炉建物内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できる。</td></tr>
<tr><td>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、配管その他の設備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。</td><td>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、配管その他の設備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。</td></tr>
<tr><td colspan="2">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。</td></tr>
</table>

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 飛来物衝突影響については，大型航空機の衝突のシナリオに代表できる。	

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 又は 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類を装着する。

※ 原子力災害対策特別措置法第十条事象の一部及び第十五条事象に該当する事象が発生する前は 100mSv，発生した後は 250mSv が，緊急作業従事者全員に適用される。

なお，プラントの状況把握が困難な大規模損壊初動対応においては，緊急時対策本部が，プラント状況（炉心損傷の可能性，原子炉格納容器の破損，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

第１表 プラント対応時の装備品

名称		着用基準	
		炉心損傷の徴候等あり	炉心損傷の徴候等なし
個人線量計	ガラスバッジ	現場作業を行っていない間も含めて必ず着用	同左
	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		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
被水防護服，作業用長靴		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
全面マスク等（全面マスク又は電動ファン付き全面マスク）		必ず着用	管理区域内で内部被ばくのおそれがある場合に着用
セルフエアーセット		酸欠等のおそれがある場合に着用	同左
酸素呼吸器		高湿度環境下での作業，酸欠等のおそれがある場合に着用	同左

第２表 火災対応時の装備品

名称		着用基準	
		炉心損傷の徴候等あり	炉心損傷の徴候等なし
個人線量計	ガラスバッジ	現場作業を行っていない間も含めて着用	同左
	電子式線量計	必ず着用	同左
全面マスク等（全面マスク又は電動ファン付き全面マスク）		着用（セルフエアーセット着用時除く。）	管理区域内で内部被ばくのおそれがある場合に着用
セルフエアーセット		内部被ばく，酸欠等のおそれがある場合に着用	同左
防火服		火災近くでの作業を行う場合着用	同左

第３表 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 又は 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，緊急時対策本部の指示により必要な放射線防護具類の着用を行う。

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

・１，２号炉中央制御室
・３号炉中央制御室
・緊急時対策所

（２）携行品一式

・放射線防護具：全面マスク，チャコールフィルタ，汚染防護服，綿手袋，帽子，靴下，ゴム手袋，その他資機材

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，管理事務所，又は２号炉廃棄物処理建物通路（チェックポイント付近）等に配備している防火服，セルフエアー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
・全面マスク等又はセルフエアーセット
・防火服

４．大規模損壊対応時の留意事項

作業者は，個人線量計を着用するとともに，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，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，緊急時対策本部の指示により対応する。