

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0056 改23
提出年月日	平成29年3月6日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実
施するために必要な技術的能力に係る審査基準」
への適合状況について

平成29年3月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 重大事故等対策

- 1. 0 重大事故等対策における共通事項
- 1. 1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 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なとなる水の供給手順等
- 1. 14 電源の確保に関する手順等
- 1. 15 事故時の計装に関する手順等
- 1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1. 17 監視測定等に関する手順等
- 1. 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1. 19 通信連絡に関する手順等

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テロリズムへの対応における事項

- 2. 1 可搬型設備等による対応

下線部：今回ご提出資料

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

< 目 次 >

2.1 可搬型設備等による対応.....	3
2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方.....	4
2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備.....	4
2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備.....	6
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.....	8
2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項.....	9
2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備.....	10
2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備.....	137
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.....	153
2.1.3 まとめ.....	156

添付資料2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象・人為事象の抽出プロセスについて

添付資料2.1.2 設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出

添付資料2.1.3 設計基準を超える低温事象に対する事故シーケンス抽出

添付資料2.1.4 設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出

添付資料2.1.5 設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出

添付資料2.1.6 設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出

添付資料2.1.7 設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

添付資料2.1.8 設計基準を超える降水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 個別戦略フローにおける対応手順書及び設備一覧について

添付資料2.1.13 使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について

添付資料2.1.14 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 大規模損壊に特化した設備と手順の整備について

添付資料2.1.16 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 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2.1.19 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2.1.20 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

添付資料2.1.21 緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて

添付資料2.1.22 重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方について

添付資料2.1.23 重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練内容について

添付資料2.1.24 現場要員の多能化について

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 of 具体的対応

III. 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの想定脅威の具体的対応

2.1 可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、次の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書にしたがって活動を行うための体制及び資機材を整備する。ここでは、原子炉施設にとって過酷な大規模損壊が発生した場合においても、当該の手順書等を活用した対策によって緩和措置を講じることができることを説明する。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方

2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、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、特定の自然災害や人為事象の発生や検知がなくても、緊急時対応手順の延長で対応可能なよう配慮する。

また、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。

自然災害又は人為事象が発生した場合は、当直副長の指揮の下で事故時運転操作手順書（事象ベース、徴候ベース及びシビアアクシデント）に基づいて対応操作することを基本とする。このことは、自然災害や人為事象が大規模な場合であっても同様であるが、常設の設備では事故収束が行えない場合は、緊急時対策本部の支援を受け、可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順（以下、「多様なハザード対応手順」という）等を使用した対応操作を行う。

また、大規模損壊では、重大事故等に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものと想定され、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、運転員が実施するプラント操作に対する支援が重要となる。このため、プラントの状態の把握並びに対策及びその優先順位の決定に用いる緊急時対策本部で使用する対応フロー及びチェックシートを整備する。対応フローは、事故時運転操作手順書、多様なハザード対応手順及び緊急時対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な対応操作の手順は個別の手順書等に記載する。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要性が生じた場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、緊急時対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、リソースや対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応

を行う。

また、緊急時対策本部は、プラントの影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総合的な責任を負う。

大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止、抑制を最大の目的とし、次に示す各項目を優先実施事項とする。

<炉心の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と原子炉への注水

<原子炉格納容器の破損を緩和するための対策>

- ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と格納容器破損回避

<使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

<放射性物質の放出を低減するための対策>

- ・水素爆発による原子炉建屋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屋への放水による拡散抑制

<大規模な火災が発生した場合における消火活動>

- ・消火活動

<その他の対策>

- ・要員（運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊をいう。以下同じ。）の安全確保
- ・対応に必要なアクセスルートの確保
- ・電源及び水源の確保並びに燃料補給
- ・人命救助

なお、これら優先実施事項の考え方は、事故時運転操作手順書と同様である。

2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊に至る可能性のある事象は、基準地震動及び基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準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する。重大事故等時に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものとなる。そのため、発電所施設の被害状況から残存する資源等を活用し事故対応を行う。被害を受けた機器の復旧可能性の把握、判断も事故対応の方向性を決める判断要素の一つとする。残存する資源の把握、活用、復旧判断等の活動は、通常時の実務経験を踏まえた技術的能力 1.0 で示す重大事故等時の対応体制で引き続き対応する。

ただし、中央制御室の機能喪失、要員の被災及び重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合に対処できるよう、該当する部分の体制の整備、充実を図る。

福島第一原子力発電所事故の対応の際には、複数の原子炉施設での同時被災を想定した備えが十分でなく、発電所対策本部の情報共有と指揮命令が混乱し、迅速・的確な意思決定ができなかったことから、大規模損壊の発生に備えた発電所対策本部及び本社対策本部の体制は、重大事故等対処のための体制と同様、指揮命令系統、及び各機能班・スタッフの役割を明確にすることを基本としつつ、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために大規模損壊対応に係る必要な計画の策定並びに運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊に対する教育及び訓練を付加して実施する。

(1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊への教育及び訓練については、技術的能力 1.0 で実施する教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。また、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。さらに、運転員及び緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育の充実を図る。

必要な力量の確保に当たっては、通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し、事故時対応の知識及び技能について、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより各要員の力量の維持・向上を図る。

(2) 大規模損壊発生時の体制

技術的能力 1.0 で整備する発電所対策本部体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、要員の被災等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

発電所対策本部は、大規模損壊の緩和措置を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており、それぞれの機能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破損等に対応できる体制とする。6号及び7号炉の原子炉主任技術者は、号炉ごとに独立性を確保して配置する。

また、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても発電所構内に緊急時対策要員 50 名、運転員 39 名、自衛消防隊 10 名を常時 99 名確保し、大規模損壊発生時は本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する。

さらに、大規模な自然災害が発生した場合には、上述 99 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滿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な考え方

大規模損壊発生時には、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、発電所構内に勤務している緊急時対策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。

(4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本社緊急時対策本部体制の確立

原子力災害発生時における本社緊急時対策本部（以下「本社対策本部」

という。)の設置による発電所への支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する。

b. 外部支援体制の確立

原子力災害発生時における外部支援体制は、技術的能力 1.0 で整備する。

2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を次に示す基本的な考え方にに基づき配備する。なお、大規模損壊発生時の対応のために必要となる設備及び資機材については、技術的能力 1.0 で整備するもので対応可能である。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に配備し、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように保管場所を分散しかつ十分離して配備する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及びコントロール建屋から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備する。

2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊(以下「大規模損壊」という。)が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目についての手順書が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

- 一 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。
- 二 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 三 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。
- 四 大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- 五 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

【解釈】

- 1 発電用原子炉設置者において、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合において、第1号から第5号までに掲げる活動を実施するために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針であること。
- 2 第1号に規定する「大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動」について、発電用原子炉設置者は、故意による大型航空機の衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備する方針であること。
- 3 発電用原子炉設置者は、本規程における「1. 重大事故等対策における要求事項」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備する方針であること。
 - 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するため

の手順等

- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 - 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
 - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 - 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
 - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
 - 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 - 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
 - 1.14 電源の確保に関する手順等
- 4 発電用原子炉設置者は、上記3の項目について、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムも想定した手順等を整備する方針であること。

2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

自然災害については、大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の事象を選定した上で、整備した対応手順書の有効性を確認する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについても対応できる手順書として整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、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・人為事象の選定について
大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象・人為事象を網羅的に抽出するため、柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺での発生実績に関わらず、国内で一般に発生し得る事象に加え、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苛酷な状況を想

定した場合のプラントへの影響度を評価し、特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象・人為事象を選定し、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図2.1.1に示す。また検討内容について以下に示す。

a. 自然現象・人為事象の網羅的な抽出

国内外の基準を参考に、網羅的に自然現象・人為事象を抽出・整理し、自然現象44事象、人為事象20事象（合計64事象）を抽出した。（添付資料2.1.1参照）

b. 特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象・人為事象の選定

各自然現象・人為事象について、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合にプラント安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（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、特にプラントの安全性に影響を与える可能性があるとして整理された事象）の影響を整理した結果を表2.1.1（自然現象）、表2.1.2（重畳）、表2.1.3（人為事象）及び図2.1.2（イベントツリーによる整理）にそれぞれ示す。その他の事象を含む全事象に対する検討内容については添付資料2.1.1に示す。検討した結果、特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象・人為事象としては以下が選定された。

【自然現象】

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・低温（凍結）
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山
- ・隕石

【人為事象】

- ・航空機落下
- ・火災，爆発（森林火災，近隣工場の火災・爆発等）
- ・有毒ガス
- ・船舶の衝突
- ・電磁的障害
- ・軍事活動によるミサイル飛来
- ・内部溢水
- ・第三者の不法な接近
- ・航空機衝突（意図的）
- ・妨害破壊行為（内部脅威含む）
- ・サイバーテロ

c. ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された自然現象・人為事象について，それぞれで特定した起因事象・シナリオを基に，大規模損壊のケーススタディとして想定することが適切な事象を選定する。

上記b.での整理から，プラントの最終状態は次の3項目に類型化することができ，表2.1.4に事象ごとに整理した結果を示す。

- ・大規模損壊（重大事故を上回る状態）
- ・重大事故又は重大事故に至るおそれがある事故
- ・設計基準事故等

表2.1.3及び表2.1.4に示すとおり，原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象は，地震，津波，地震と津波の重畳，降水，積雪，落雷，火山及び隕石の8事象，人為事象は，航空機落下，内部溢水，航空機衝突（意図的）の3事象となる。

また，大規模損壊を発生させる可能性のある自然現象及び人為事象のうち，以下の事象については，次に示す通り他の事象のシナリオに代表させることができる。

- ・降水

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋直流電源喪失となる。津波のシナリオに代表させる事象として整理した。

- ・積雪

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋注水機能喪失となる。積雪については航空機衝突（意図的）と異なり事象進展がある程度遅いことから、事前に除雪等の対応が可能となる。非常に苛酷な状況を考慮した場合にも、除雪の対象を限定し最小限必要な設備（原子炉建屋やアクセスルート等）について健全性を維持させるといった対応により損傷範囲を抑制することが可能であることから、航空機衝突（意図的）や津波のシナリオに代表させる事象として整理した。

- ・落雷

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋注水機能喪失＋計測・制御系喪失となるが、地震と津波の重畳のシナリオ又は航空機衝突（意図的）に代表させることができる。

- ・火山

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋計測・制御系機能喪失＋注水機能喪失となるが、大型航空機の原子炉建屋東側とコントロール建屋への衝突のシナリオに代表させることができる。また、大量の降灰がある場合には、積雪時と同様、灰を除去することで、影響範囲を抑制することが可能である。

- ・隕石

隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷及び発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波の発生については、航空機衝突（意図的）のシナリオに代表させることができる。

また、隕石の発電所近海への落下に伴う津波については、津波のシナリオに代表させることができる。

- ・航空機落下

航空機衝突（意図的）のシナリオに代表させることができる。

- ・電磁的障害

最も過酷なケースは全交流動力電源喪失＋直流電源喪失＋注水機能喪失＋計測・制御系喪失となるが、地震と津波の重畳のシナリオ又は航空機衝突（意図的）に代表させることができる。

- ・軍事活動によるミサイル飛来

航空機衝突（意図的）のシナリオに代表させることができる。

- ・内部溢水

津波のシナリオにおいて、建屋地下階が浸水するシナリオを想定していることから、津波のシナリオに代表させることができる。

- 第三者の不法な接近
第三者の不法な接近により、妨害破壊行為を行った場合、航空機衝突（意図的）のシナリオに代表させることができる。
- 妨害破壊行為（内部脅威含む）
航空機衝突（意図的）のシナリオに代表させることができる。
- サイバーテロ
最も過酷なケースは全交流動力電源喪失+直流電源喪失+注水機能喪失+計測・制御系喪失となるが、地震と津波の重畳のシナリオ又は航空機衝突（意図的）に代表させることができる。

以上より、自然現象及び人為事象として、地震、津波、地震と津波の重畳、及び航空機衝突（意図的）の4事象をケーススタディとして選定する。

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (1/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
①地震	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく発生する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送変電設備の碍子等の損傷により、外部電源喪失の可能性はある。 ・原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性はある。また、これにより、非常用ディーゼル発電機の冷却水が喪失することで、非常用ディーゼル発電機が停止し、外部電源喪失と相まって全交流動力電源喪失の重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失の可能性はある。大口径配管の破断や破損個所が多い場合、原子炉の圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時においては、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。 ・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。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 	<p>【基準地震動又はそれに準じた基準を超える地震を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系の配管サポート及び弁駆動部 ・残留熱除去系ポンプ（停止時冷却モード）隔離弁 ・主蒸気系の配管サポート ・原子炉補機冷却系熱交換器の耐震強化サポート ・原子炉補機冷却系配管 ・外部電源設備全般の碍子 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク基礎ボルト ・復水貯蔵槽周りの配管サポート ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系の配管サポート ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (2/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<ul style="list-style-type: none"> ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		
②津波	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所近海での震源による地震を考え、地震発生後、10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準津波を超える規模として、防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・屋外の低起動変圧器が津波により冠水し、外部電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 ・コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある。 (運転状態であった場合は、その状態のまま継続) また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給水系ポンプが冠水し、復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 ・タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却系ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 	<p>【防潮堤を超える高さの津波を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低起動変圧器 ・125V直流電源 ・原子炉隔離時冷却系 ・非常用高圧母線 ・復水補給水系 ・原子炉補機冷却系 ・軽油タンク ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失 ・高圧炉心冷却機能喪失 ・最終ヒートシンク喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (3/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<ul style="list-style-type: none"> ・モニタリング・ポストの津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 ・瓦礫等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (4/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
③風(台風含む)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、あらかじめ体制を強化して対策（飛散防止措置の確認等）を実施する。 ・ 基準風速40.1m/s(地上高10m, 10分間平均)を超える強風を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 ・ 風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等が損傷し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・ 台風による漂流物により取水口が閉塞し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 ・ 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン建屋 ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失
④竜巻	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 竜巻注意情報が発表された場合は、屋外でのクレーン転倒防止等の最低限の対応を行った上で作業を中断し、屋内の安全な場所に退避する。 ・ 発電所敷地内又は周辺で著しく大きな竜巻が目撃された 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える最大風速を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ タービン建屋 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (5/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<p>場合あるいはその情報を入手した場合は、対応可能であれば襲来前にプラント停止の措置を取る。</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計竜巻を超える規模の竜巻を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 風荷重によりタービン建屋が損傷し、タービン及び発電機に影響が及んでタービントリップに至る可能性がある。 風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等が損傷し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで全交流動力電源が喪失する可能性がある。 竜巻による資機材又は車両等が飛散して、取水口周辺の海に入り、取水口が閉塞し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 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。 	<ul style="list-style-type: none"> 送変電設備 軽油タンク 電気品室換気空調系 	

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (6/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑤ 低温 (凍結)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、事前に保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策を実施することができる。 低温における基準温度-15.2℃を超える規模の低温を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送電線や碍子に着氷することによって相间短絡を起し外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク等内の軽油が凍結することで非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇し、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 事前の凍結防止対策（連続ブロー、循環運転等）を行う。 可搬型重大事故等対処設備等による給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える低温を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 送変電設備 軽油タンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 全交流動力電源喪失
⑥ 降水	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> 基準降水量101.3mm/hを超える規模の降水を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、雨水が下層階へ伝播し、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が没水又は被水により機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 タービン建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合にター 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える降水を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系 タービン及び発電機 中央制御室 直流電源 送変電設備 非常用ディーゼル発電設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 計測・制御系機能喪失 直流電源喪失 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (7/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
2.1-21	<p>ビンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、没水又は被水により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 コントロール建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至る可能性がある。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雨水が伝播し直流電源喪失に至る可能性がある。 廃棄物処理建屋の天井が崩落した場合に、再循環ポンプ M/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至る可能性がある。 降水の影響により地滑りが発生し、屋外の送変電設備が機能喪失し外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備（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可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> 緩和設備を用いて対応する。 		

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (8/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑦積雪	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、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。 ・ 基準積雪量167cmを超える規模の積雪を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、積雪（雪融け水含む）の影響により、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・ タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。 ・ タービン建屋熱交換器エリア屋上が積雪荷重により崩落した場合に、積雪（雪融け水含む）の影響により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 ・ コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は雪融け水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至る可能性がある。その後、中央制御室下階に位置している直流電源設備へ溢水が伝搬し、機能喪失に至る可能性がある。 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える積雪量を想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却系 ・ タービン及び発電機 ・ 中央制御室 ・ 直流電源 ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (9/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物処理建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、再循環ポンプ M/Gセットや換気空調補機常用冷却系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至る可能性がある。 ・ 軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には、軽油タンク機能喪失に至り、外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（ディタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・ 送電線や碍子に雪が着氷することによって相間短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合、軽油タンク機能が喪失し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・ 中央制御室換気空調及び非常用ディーゼル発電機室空調給気口の閉塞により各空調設備が機能喪失に至る可能性がある。 ・ 非常用ディーゼル発電機室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、外部電源喪失が同時発生した場合に、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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プラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・ 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (10/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑧落雷	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雷注意報が発表された場合は、状況に応じて屋外での作業を中断し、屋内に退避する。 ・ プラントへの事前対応については実質的に困難であるため想定しない。 ・ 基準電流値200kAを超える雷サージの影響を想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至る可能性がある。 ・ 屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至る可能性がある。さらに、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージにより、非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・ 建屋内外への雷による誘導電流の影響により、原子炉補機冷却系、直流電源又は計測制御系の機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える雷サージを想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源 ・ 非常用ディーゼル発電機 ・ 原子炉補機冷却系 ・ 直流電源 ・ 計測制御系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (11/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
⑨火山	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 予報等により事前の予測が可能であることから、プラントの安全機能に影響を与えることがないよう、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）の堆積厚さの基準である35cmを超える規模の堆積厚さを想定する。 <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 ・ タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至る可能性がある。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至る可能性がある。 ・ コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に機能喪失し、計測・制御系機能喪失に至る可能性がある。 ・ 送電網や変圧器に火山灰が付着することによって相间短絡を起こし外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、軽油タンク天井が火山灰堆積荷重により崩落した場合、軽油タンク機能が喪失し、非常用ディーゼル発電機の燃料が枯渇することで、全交流動力電源が喪失する可能性がある。 ・ 非常用電気品区域換気空調設備のフィルタ閉塞により、 	<p>【設計基準又はそれに準じた基準を超える火山灰堆積厚さを想定した場合に喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却系 ・ タービン及び発電機 ・ 中央制御室 ・ 送変電設備 ・ 軽油タンク 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 外部電源喪失 ・ 最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (12/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<p>非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至った場合、全交流動力電源喪失の可能性はある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海水中の火山灰が高濃度な場合に、熱交換器の伝熱管、海水ポンプの軸受摩耗や海水ストレータの閉塞により、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・あらかじめ体制を強化して対策（除灰）を行う。 ・可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		
⑩隕石	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、行えないものと想定する。 <p>【影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋又は屋外設備に隕石が衝突した場合は、当該建屋又は設備が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所敷地に隕石が落下した場合は、衝撃波により安全機能が損傷し、機能喪失に至る可能性がある。 ・発電所近海に隕石が落下した場合は、津波により安全機能が冠水し、機能喪失に至る可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋に隕石が衝突し、建屋が損傷した場合は、航空機衝突（意図的）と同様に対応する。 ・発電所敷地に隕石が衝突し、衝撃波が発生した場合は、地震発生時と同様に対応する。 ・発電所近海に隕石が衝突し、津波が発生した場合は、津波発生時と同様に対応する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・具体的な喪失する機能は特定しない 	<ul style="list-style-type: none"> ・具体的な喪失する機能は特定しない

表 2.1.1 自然現象 10 事象が原子炉施設へ与える影響評価 (13/13)

自然現象	設計基準を超える自然現象が プラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する 可能性のある機器	最終的なプラント状態
	<ul style="list-style-type: none"> 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.2 自然現象の重畳が原子炉施設へ与える影響評価 (1/2)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
①地震と津波の重畳	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆なく地震が発生する。 ・地震発生後、10分程度で津波が襲来すると想定する。 ・基準地震動又はそれに準じた基準を超える地震を想定する。 ・基準津波を超える規模として、防潮堤の高さ(15m)を上回る高さの津波を想定する。(地震による液状化により、荒浜側防潮堤は損傷しているものとする。) <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・送変電設備の碍子等の損傷及び低起動変圧器の冠水により、外部電源喪失の可能性がある。 ・原子炉建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋の防護扉が波力又は没水により損傷の可能性がある。 ・コントロール建屋内への津波による溢水により、直流125V主母線盤が冠水し、直流電源が喪失する可能性がある。 ・地震の揺れにより、原子炉補機冷却系熱交換器の構造損傷の可能性がある。 ・原子炉建屋内への津波による溢水により、原子炉隔離時冷却系制御盤が冠水し、制御不能に至る可能性がある。(運転状態であった場合は、その状態のまま継続)また、非常用高圧母線の冠水により、外部電源が喪失している場合には全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器内の複数の配管が損傷し、原子炉冷却材喪失の可能性がある。大口径配管の破断や破損箇所 	<p>【地震と津波の重畳により喪失する可能性のある機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源設備全般 ・125V直流電源 ・非常用高圧母線 ・原子炉格納容器内配管 ・残留熱除去系 ・主蒸気系配管 ・原子炉補機冷却系 ・原子炉隔離時冷却系 ・復水補給水系 ・ほう酸水注入系貯蔵タンク ・復水貯蔵槽周りの配管 ・高圧炉心注水系弁駆動部 ・高圧窒素ガス供給系配管 ・軽油タンク ・モニタリング・ポスト 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器・原子炉圧力容器損傷 ・格納容器バイパス ・原子炉冷却材喪失と注水機能喪失の同時発生 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・外部電源喪失 ・最終ヒートシンク喪失 ・全交流動力電源喪失

表 2.1.2 自然現象の重畳が原子炉施設へ与える影響評価 (2/2)

自然現象	設計基準を超える自然現象がプラントに与える影響評価	自然現象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
	<p>が多い場合、原子炉の圧力は急速に減圧し、全交流動力電源喪失時には、原子炉冷却材喪失分を補う注水が確保できない可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物処理建屋内への津波による溢水により、復水補給水系ポンプが冠水し、復水補給水系が機能喪失に至る可能性がある。 ・ タービン建屋内への津波による溢水により、原子炉補機冷却系ポンプが冠水し、原子炉補機冷却系が機能喪失に至る可能性がある。 ・ モニタリング・ポストの地震の揺れ又は津波による冠水により、監視機能が喪失する可能性がある。 ・ 保管している危険物による火災の発生の可能性がある。 ・ 斜面の崩壊、地盤の陥没、瓦礫等によりアクセスルートの通行が困難となり、事故の対策に影響を及ぼす可能性がある。 <p>【主な対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 可搬型重大事故等対処設備等によるプラント状況の把握、給電及び注水を行う。 ・ モニタリング・ポストが使用できない場合は、可搬型放射線測定器により測定及び監視を行う。 ・ 化学消防自動車等の消火設備による消火を行う。 ・ 屋外アクセスルート上に通行不能の影響がある場合は、重機により仮復旧を行う。 		

表 2.1.3 人為事象が原子炉施設へ与える影響評価 (1/4)

人為事象	設計基準を超える人為事象がプラントに与える影響評価	人為事象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
①航空機落下			
②火災・爆発（森林火災、近隣工場の火災・爆発等）	<p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備の軽油タンクで火災が発生した場合であっても原子炉建屋の温度が許容値以上に上昇しないことを確認。 ・非常用ディーゼル発電設備の軽油タンク全数が焼損した場合は、デイタンクの枯渇により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るが、外部電源と同時に機能喪失することはないため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 	<p>【火災・爆発（森林火災、近隣工場の火災・爆発等）により喪失する可能性のある主な機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・軽油タンク 	<p>【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・特になし
③有毒ガス	<p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所の近くには、有毒ガスの漏えいにより発電所に影響を及ぼすような石油化学コンビナート等はない。また、タンクローリーやケミカルタンカー等の可動施設についても発電用原子炉施設からの離隔距離が確保されることから影響はない。 ・このため、発電所敷地内施設からの有毒ガスの漏えいを想定する。 	<p>【有毒ガスにより喪失する可能性のある主な機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・特になし。 	<p>【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・特になし

2.1-30

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2.1.3 人為事象が原子炉施設へ与える影響評価 (2/4)

人為事象	設計基準を超える人為事象がプラントに与える影響評価	人為事象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
④船舶の衝突	<p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 船舶の衝突により取水設備が損傷し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性がある。 	<p>【船舶の衝突により喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 取水設備 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 最終ヒートシンク喪失
⑤電磁的障害	<p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 電磁的障害により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至る可能性がある。 屋外設備への電磁的障害の影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至る可能性がある。さらに、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの電磁的障害により、非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。 建屋内外への電磁的障害の影響により、原子炉補機冷却系、直流電源又は計測制御系の機能喪失に至る可能性がある。 	<p>【電磁的障害により喪失する可能性のある機器】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源 非常用ディーゼル発電機 原子炉補機冷却系 直流電源 計測制御系 	<p>【次のプラント状態が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 計測・制御系機能喪失 直流電源喪失 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 全交流動力電源喪失
⑥軍事活動によるミサイル飛来			

2.1-31

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2.1.3 人為事象が原子炉施設へ与える影響評価 (3/4)

人為事象	設計基準を超える人為事象がプラントに与える影響評価	人為事象の想定規模と喪失する可能性のある機能	最終的なプラント状態
⑦内部溢水	<p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失，非隔離事象，隔離事象，全給水喪失，原子炉保護系誤動作，原子炉補機冷却系故障，手動停止等に至る。これらが多数重畳した場合には大規模損壊に至る可能性がある。 	<p>【内部溢水により喪失する可能性のある主な機能】</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系 タービン及び発電機 	<p>【次のプラント状態等が相乗して発生する可能性がある】</p> <ul style="list-style-type: none"> 計測・制御系機能喪失 外部電源喪失 最終ヒートシンク喪失 全交流動力電源喪失
⑧第三者の不法な接近			
⑧航空機衝突（意図的）			

2.1-32

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2.1.3 人為事象が原子炉施設へ与える影響評価 (4/4)

人為事象	設計基準を超える人為事象が プラントに与える影響評価	人為事象の想定規模と喪失する 可能性のある機能	最終的なプラント状態
⑨妨害破壊行為 (内部脅威含む)			
⑩サイバーテロ			

2.1-33

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (1/8)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
①地震	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+LOCA時注水機能喪失 ・全交流動力電源喪失+LOCA+最終ヒートシンク喪失 ・計測・制御系喪失 (確率が相対的に小さい) ・格納容器バイパス (航空機衝突 (意図的) シナリオで考慮) ・原子炉格納容器・圧力容器損傷 (確率が相対的に小さい) ・原子炉建屋損傷 (確率が相対的に小さい) ・Excessive LOCA (確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失 ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・直流電源喪失(確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等)
②津波	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失 ・ (外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗) ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 (初期注水成功) ・全交流動力電源喪失+RCIC機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等) ・外部電源喪失
③地震と津波の 重畳	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+LOCA+計測・制御系喪失 ・格納容器バイパス (航空機衝突 (意図的) シナリオで考慮) ・原子炉格納容器・圧力容器損傷 (確率が相対的に小さい) ・原子炉建屋損傷 (確率が相対的に小さい) ・Excessive LOCA (確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流動力電源喪失+初期注水失敗 ・直流電源喪失(確率が相対的に小さい) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等)

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (2/8)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
④風 (台風含む)	—	・全交流動力電源喪失	・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失
⑤竜巻	—	・全交流動力電源喪失	・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失
⑥低温 (凍結)	—	・全交流動力電源喪失	・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失
⑦降水	・計測・制御系機能喪失 ・直流電源喪失+計測・制御系喪失	・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失	・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失
⑧積雪	・ 高圧・ 低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・ 減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧・ 低圧注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧注水・ 減圧機能喪失 ・ 計測・ 制御系機能喪失 ・ 計測・ 制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・ 制御系機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・ 制御系機能喪失+ 注水機能喪失	・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・ 減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失	・ (通常/緊急停止等) ・ 高圧注水機能喪失 ・ 外部電源喪失
⑨落雷	・ 全交流動力電源喪失+直流電源喪失 ・ 全交流動力電源喪失+直流電源喪失+注水機能喪失 ・ 計測・ 制御系機能喪失	・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 直流電源喪失 ・ 直流電源喪失+注水機能喪失	・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (3/8)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
⑩火山	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等) ・ 高圧注水機能喪失 ・ 外部電源喪失
⑪隕石	<p>(衝突による荷重の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧・低圧注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+高圧注水・減圧機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失 ・ 計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+計測・制御系機能喪失+注水機能喪失 <p>(発電所近海への落下による津波の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系喪失 	<p>(衝突による荷重の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水機能喪失+崩壊熱除去機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 <p>(発電所近海への落下による津波の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ (外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗) ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失(初期注水成功) ・ 全交流動力電源喪失+原子炉隔離時冷却系機能喪失 	<p>(衝突による荷重の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失 ・ 高圧注水機能喪失 <p>(発電所近海への落下による津波の影響)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (4/8)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
⑫航空機落下			
⑬火災, 爆発 (森林火災, 近 隣工場の火 災・爆発等)	—	・全交流動力電源喪失	・(通常/緊急停止等) ・外部電源喪失
⑭有毒ガス	—	—	・(通常/緊急停止等)
⑮船舶の衝突	—	・崩壊熱除去機能喪失	・(通常/緊急停止等)
⑯電磁的障害	・全交流動力電源喪失+直流電源喪失 ・全交流動力電源喪失+直流電源喪失+注水機能 喪失 ・計測・制御系機能喪失	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失 ・直流電源喪失+注水機能喪失	・(通常/緊急停止等) ・外部電源喪失

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (5/8)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
⑰ 軍事活動によるミサイル飛来			
⑱ 内部溢水	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失+直流電源喪失+計測・制御系機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ (外部電源喪失+高圧炉心冷却失敗) ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失 ・ 全交流動力電源喪失+原子炉隔離時冷却系機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ (通常/緊急停止等) ・ 外部電源喪失

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (6/8)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
⑬ 第三者の不法な接近			

2.1-39

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (7/8)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
⑳ 航空機衝突 (意図的)			

2.1-40

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 2.1.4 大規模損壊へ至る可能性のある自然現象・人為事象 (8/8)

自然現象・ 人為事象	重大事故対策で想定していない 事故シーケンス (大規模損壊)	重大事故対策で想定している 事故シーケンス	設計基準事故で想定している 事故シーケンス
㉑ 妨害破壊行為 (内部脅威含む)			
㉒ サイバーテロ			

2.1-41

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

① 外部事象の収集

プラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に64事象を収集。



② 個別の事象に対するプラント安全性への影響度評価（起因事象の特定）

収集した各自然現象・各人為事象について、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合にプラントの安全性が損なわれる可能性について評価を実施し、発生し得るプラント状態（起因事象）を特定。



③ 特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある自然現象・人為事象の選定

②の影響度評価により、そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で、特にプラントの安全性に影響を与える可能性のある事象を下記のとおり選定。

【自然現象】

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・低温（凍結）
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山
- ・隕石

【人為事象】

- ・航空機落下
- ・火災，爆発（森林火災，近隣工場の火災・爆発等）
- ・有毒ガス
- ・船舶の衝突
- ・電磁的障害
- ・軍事活動によるミサイル飛来
- ・内部溢水
- ・第三者の不法な接近
- ・航空機衝突（意図的）
- ・妨害破壊行為（内部脅威含む）
- ・サイバーテロ

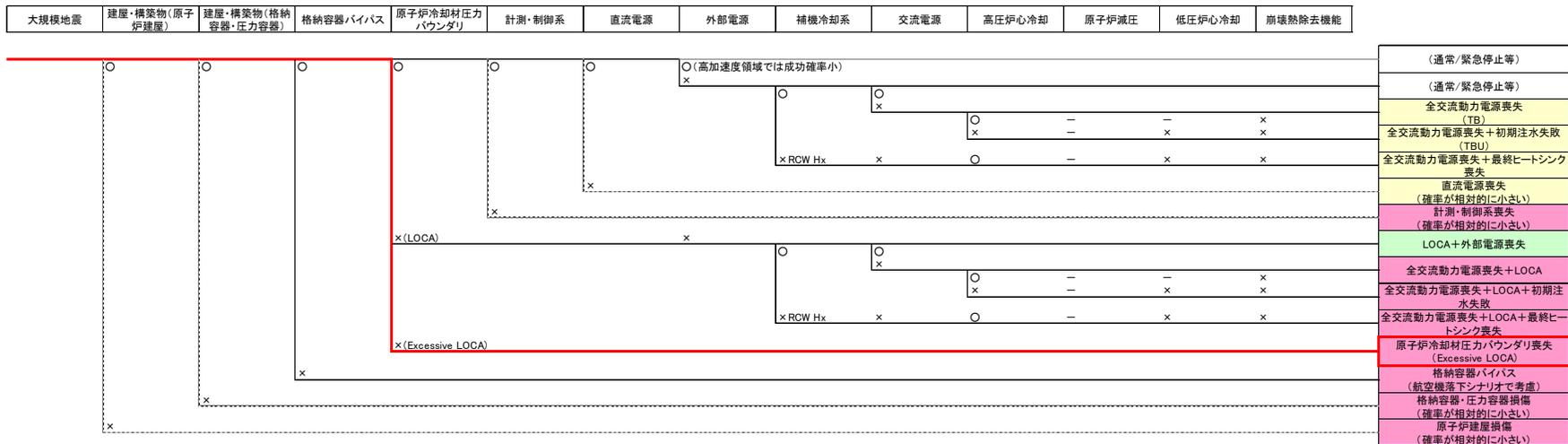


④ ケーススタディの対象シナリオ選定

上記で選定された事象のプラントへの影響について、重大事故対策で想定している事故シーケンスに包絡されないものを抽出し、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
- ・航空機衝突（意図的）

図2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある
自然現象・人為事象の検討プロセスの概要



2.1-43

<凡例>
 : 大規模損壊
 : 重大事故に至る恐れがある事故又は重大事故
 : 設計基準事故
 : 異常な過渡事象
 : ケーススタディで想定するシナリオ

図 2.1.2 大規模な自然災害 (①地震) により生じ得るプラントの状況 (1/3)

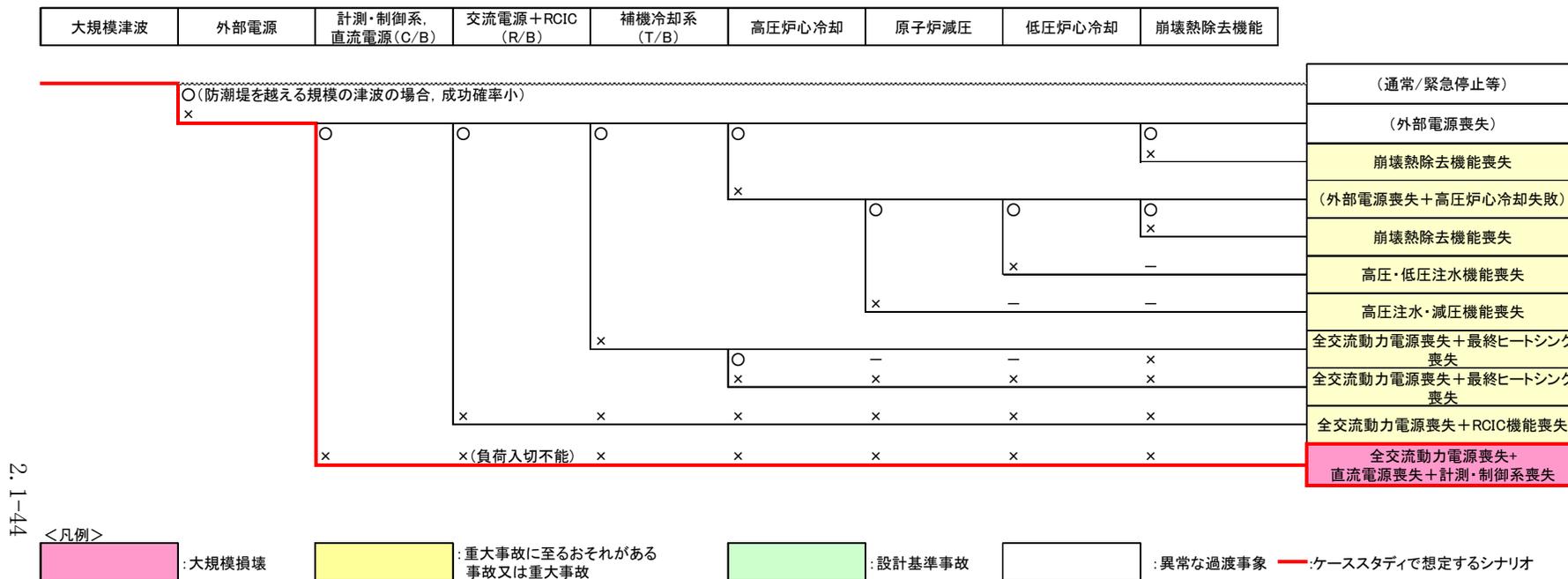
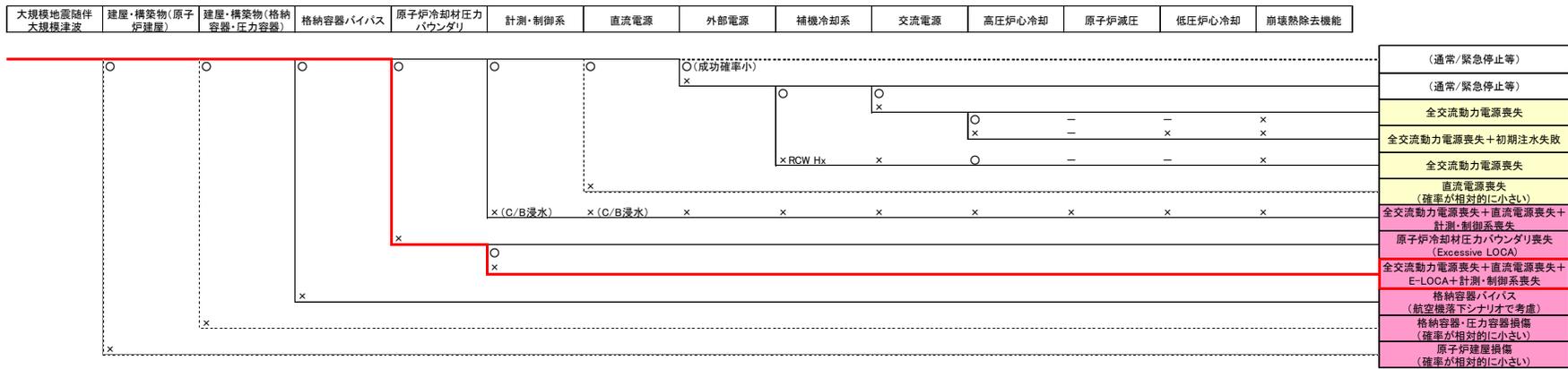


図 2.1.2 大規模な自然災害 (②津波) により生じ得るプラントの状況 (2/3)



<凡例> : 大規模損壊 : 重大事故に至る恐れがある事故又は重大事故 : 設計基準事故 : 異常な過渡事象 : ケーススタディで想定するシナリオ

図 2.1.2 大規模な自然災害 (③地震と津波の重畳) により生じ得るプラントの状況 (3/3)

(2) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊の対応に当たっては、発電所外への放射性物質放出の防止及び抑制を最優先として、次に示す各項目を優先実施事項とする。技術的能力に係る審査基準の該当項目との関係を表2.1.5に示す。

<炉心の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・炉心の著しい損傷防止のための原子炉停止と原子炉への注水

<原子炉格納容器の破損を緩和するための対策>

- ・炉心損傷回避、著しい炉心損傷緩和が困難な場合の原子炉格納容器からの除熱と格納容器破損回避

<使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策>

- ・使用済燃料プールの水位異常低下時のプールへの注水

<放射性物質の放出を低減するための対策>

- ・水素爆発による原子炉建屋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屋への放水による拡散抑制

<大規模な火災が発生した場合における消火活動>

- ・消火活動

<その他の対策>

- ・要員の安全確保
- ・対応に必要なアクセスルートの確保
- ・電源及び水源の確保並びに燃料補給
- ・人命救助

a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

自然災害又は人為事象により、発電所における緊急時態勢発令に至る事象が発生した場合は、事故時運転操作手順書（事象ベース、徴候ベース及びシビアアクシデント等）に基づいて対応操作することを基本とする。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。

また、緊急時対策本部は、プラントの影響予測を行い、その結果を基に各機能班の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を負う。

自然災害や人為事象が大規模になり、常設の設備では事故収束が行えない場合は、緊急時対策本部の支援を受け、多様なハザード対応手順等の技術的能力1.0で判断基準を明確化して整備する手順を使用する。また、**非常招集を行った**場合、初動対応要員は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。ただし、地震発生後防潮堤を超える津波により5号炉原子炉建屋内緊急時対策所も使用できない場合は、屋内外の利用できる施設を緊急時対策所として利用する。

また、大規模損壊では、重大事故時等に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものとなることから、緊急時対策本部における情報収集、運転員が実施するプラント操作の支援が重要となる。このため、発電所全体の状態を把握するための「プラント状態確認チェックシート」及び各号炉における対応操作の優先順位付けや対策決定の判断をするための緊急時対策本部で使用する対応フローを整備する。この対応フローは、事故時運転操作手順書、多様なハザード対応手順及び緊急時対策本部の各機能班の対応ガイド等の相互関係の概略をまとめ、全体像を把握するツールとして緊急時対策本部の運営を支援するために整備するものであり、具体的な操作手順は個別の手順書等に記載する。また、本報告書において技術的能力に係る審査基準1.2から1.14に沿って作成した手順（表2.1.6から表2.1.18）の中で使用することを想定している設備については、チェックシートの項目に盛り込むこととしている。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室から運転員が撤退する必要が生じた場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合については、次に掲げる(a)、(b)及び(c)項を実施し、それ以外の場合については、次に掲げる(b)及び(c)項を実施する。当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各機能班の責任者（統括又は班長）は、その時点における他号炉の状況、リソースや対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。

また、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、バッテリーやテスト等の代替の監視手段と無線連絡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、確

認できないパラメータを対象にパラメータ監視要員を現場に出動させ、先ず外からの目視による確認を行い、その後代替監視手段を用いた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上で、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、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

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が採取できない場合は、先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。

(添付資料2.1.11, 2.1.12)

(a) 当直副長の指揮下での対応操作が困難な場合

中央制御室の機能喪失時や中央制御室との連絡が取れない場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、緊急時対策本部長は当該号炉の運転員又は号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。当直副長の指揮下での対応操作不可の判断基準は次のとおりとする。

- ・中央制御室の監視機能又は制御機能が喪失した場合
- ・中央制御室と連絡が取れない場合
- ・運転員による対応操作では限界があり、緊急時対策本部の指揮下で対応操作を行う必要があると当直副長が判断した場合

(b) 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、建屋の損傷状況及び火災発生状況等を把握し、チェックシートに記載した上で、その情報を基に当面達成すべき目標を設定し、優先すべき号炉及び戦略を決定する。

当面達成すべき目標設定の考え方を次に示す。活動に当たっては、緊急

時対策要員の安全確保を最優先とする。

- ・第一義的目標は炉心損傷を回避するため、速やかに原子炉を停止し、注水することである。炉心損傷に至った場合においても原子炉への注水は必要となる。
- ・炉心損傷が回避できない場合は、原子炉格納容器の破損を回避する。
- ・使用済燃料プールの水位が低下している場合は、速やかに補給する。
- ・これらの努力を最大限行った場合においても、炉心損傷かつ原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール水位の異常低下の回避が困難な場合は放射性物質の拡散抑制を行う。

これらの目標は、複数の目標を同時に設定するケースも想定される。また、プラント状況に応じて、設定する目標も随時見直していくこととする。

(c) 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、(b)項で決定した目標設定に基づき、個別戦略を実施していく。設定目標と実施する個別戦略の考え方を次に示す。

イ. 設定目標：炉心損傷回避のための原子炉注水

原子炉の「止める」、「冷やす」機能を優先的に実施する。

ロ. 設定目標：格納容器破損回避

基本的に炉心損傷が発生した場合においても、原子炉注水は継続して必要となるが、使用可能な設備や対応可能要員の観点から、一時的に格納容器破損回避の対応を優先せざるを得ない状況になることが想定される。この際に「閉じ込め」機能を維持するための個別戦略を実施する。

原子炉格納容器の損傷が発生し、原子炉建屋内に放射性物質が漏えいする状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ハ. 設定目標：使用済燃料プール水位確保

使用済燃料プール内の燃料の冷却のための個別戦略を実施する。使用済燃料プール内の燃料損傷が発生し、原子炉建屋内の放射性物質濃度が上昇する状況が想定される場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

ニ. 設定目標：放射性物質拡散抑制

炉心損傷が発生するとともに原子炉格納容器が破損するおそれがある場合又は使用済燃料プール水位が異常に低下するおそれがある場合は、放射性物質拡散抑制戦略を実施する。

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(1/7)

対応操作		内容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
炉心の著しい損傷を緩和するための対策	冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能又は冷却材再循環ポンプ手動停止により、原子炉出力を抑制する。	<ul style="list-style-type: none"> 第1項 (1.1)
	ほう酸水注入	ATWSが発生した場合、ほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界とする。	
	制御棒挿入	ATWSが発生した場合、原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒全挿入が確認できない場合、自動による制御棒挿入又は手動操作による制御棒挿入を行う。	
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	ATWSが発生した場合、原子炉水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する。	
	現場手動操作による高圧代替注水系起動	高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉注水を実施する。	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 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高圧注水系での原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧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、復水貯蔵槽を水源とした原子炉注水を実施する。	
	ほう酸水注入系による原子炉注水	高圧炉心注水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、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。	
	制御棒駆動系による原子炉注水	高圧炉心注水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、原子炉補機冷却系により冷却水を確保	

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(2/7)

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
	し、復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉注水を実施する。	
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原子炉を減圧する。	・ 第3項, 4項 (1.3)
可搬型直流電源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、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁(自動減圧機能なし)の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)を開放して原子炉を減圧する。	
逃がし安全弁用可搬型蓄電池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、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を開放して原子炉を減圧する。	
代替逃し安全弁駆動装置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し安全弁の自動減圧機能が喪失した場合、代替逃し安全弁駆動装置により逃し安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃し安全弁(自動減圧機能なしD, E, K又はU)を開放して原子炉を減圧する。	
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	不活性ガス系からの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低下した場合、供給源を高圧窒素ガスポンベに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。	
低圧代替注水	常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)及び消火系による原子炉注水の3手段について、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、低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系以	・ 第3項, 4項 (1.4)

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(3/7)

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
		<p>上の起動及び注水ラインの系統構成が完了した時点で、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉注水を開始する。原子炉注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、低圧代替注水系(常設)、消火系、低圧代替注水系(可搬型)の順で選択する。</p> <p>なお、原子炉压力容器内の水位が不明になる等、原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、残留熱除去系(低圧注水モード)又は高圧炉心注水系を使用し原子炉注水を実施する。</p>	
	給復水系復旧による原子炉冷却	低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)及び消火系が原子炉の冷却に使用できない場合、給復水系を復旧させて原子炉を冷却する。	
原子炉格納容器の破損を緩和するための対策	原子炉格納容器の水素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-水反応及び水の放射性分解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、格納容器圧力逃がし装置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。	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.9), (1.10)
	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	原子炉補機冷却系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、代替原子炉補機冷却系により、補機冷却水を供給する。	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.5)
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	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、格納容器圧力逃がし装置により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.5), (1.7)
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	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、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク(大気)へ熱を輸送する。	

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(4/7)

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
	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ	残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却機能の喪失が起きた場合、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイを行う	・ 第3項, 4項 (1.6), (1.7), (1.12)
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の過圧破損の防止	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代替循環冷却系の運転が期待できない場合、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施し、原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	・ 第3項, 4項 (1.5), (1.7)
	代替循環冷却による原子炉格納容器の過圧破損の防止	炉心の著しい損傷が発生した場合、復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。	
	格納容器下部注水系（常設）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（常設）により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融燃料を冷却する。	・ 第3項, 4項 (1.8)
	格納容器下部注水系（可搬型）によるデブリ冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部注水系（可搬型）により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融燃料を冷却する。	
	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において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ろ過水タンクを水源とした消火系により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融燃料を冷却する。	
使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策	燃料プールスプレイ	使用済燃料プールからの大量の水の漏えいにより、使用済燃料プールの水位が異常に低下し、使用済燃料プール注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、可搬型代替注水ポンプ（A-1級）1台及び（A-2級）2台により、常設スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。また、この場合に、外的要因（航空機衝突又は竜巻等）により、常設スプレイヘッドの機能が喪失した	・ 第3項, 4項 (1.11)

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(5/7)

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
		<p>場合には、可搬型代替注水ポンプ(A-1級)1台及び(A-2級)2台により、可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。</p>	
	<p>復水移送ポンプによる使用済燃料プールへの注水</p>	<p>使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい若しくはその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合、復水移送ポンプの電源復旧が実施可能な場合において、復水貯蔵槽を水源とし、残留熱除去系洗浄水ラインから残留熱除去系最大熱負荷ラインを経由して復水移送ポンプにより使用済燃料プールへ注水する、又はスキーマサージタンクに補給し、逆流(オーバーフロー)させることで使用済燃料プールへ注水する。</p>	
<p>放射性物質の放出を低減するための対策</p>	<p>原子炉ウェル注水</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合、防火水槽又は淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ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屋への水素ガス漏えいを抑制する。</p>	<p>・第3項, 4項(1.10)</p>
	<p>原子炉建屋トップベント</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋トップベントを開放することにより、原子炉建屋オペレーティングフロア天井部に滞留した水素ガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。</p>	
	<p>大容量放水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制</p>	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量放水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。</p>	<p>・第3項, 4項(1.12)</p>
	<p>放射性物質吸着材及び汚濁防止膜による海洋</p>	<p>放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制す</p>	

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(6/7)

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
	への放射性物質の拡散抑制	る。また、放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通して北放水口から海へ流れ出すため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。	
大規模な火災が発生した場合における消火活動	消火活動	大規模な火災が発生した場合、放水砲、大型化学高所放水車、化学消防自動車又は水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。	<ul style="list-style-type: none"> 第2項 (2.1)
対応に必要なアクセスルートの確保	アクセスルートの確保	大規模損壊発生時に可搬型設備の輸送や要員の移動の妨げとなるアクセスルート上の障害が発生した場合、瓦礫の撤去、道路段差の解消、堆積土砂の撤去、火災の消火及びその他のアクセスルートの確保の活動を行う。	<ul style="list-style-type: none"> 第1項, 2項 (2.1)
電源確保	非常用交流母線への給電	外部電源及び非常用ディーゼル発電機による給電が見込めない場合、非常用高圧母線D系及びC系を復旧し、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い、第一ガスタービン発電機で給電する。第一ガスタービン発電機による給電が行えない場合は、第二ガスタービン発電機（緊急用高圧母線経由）による給電を行う。	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.14) 第3項, 4項 (1.15)
	電源車によるパワーセンターへの給電	外部電源、非常用ディーゼル発電機、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車（緊急用高圧母線経由）によるパワーセンターC系及びD系への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備（電源車）をパワーセンターの動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し、電源を復旧する。	
	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	当該号炉が外部電源、非常用ディーゼル発電機、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車による給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の緊急用高圧母線までの電路を構成し、他号炉から給電する。	

表2.1.5 大規模損壊発生時の対応操作一覧(7/7)

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
	可搬型直流電源設備による給電	外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電ができない場合、可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。	
	直流給電車による給電	外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合、かつ可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）による直流電源の給電ができない場合、直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し、直流電源を給電する。	
	代替所内電気設備による給電	蓄電池及び代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合、可搬型計測器により計測又は監視を行う。非常用所内電気設備の3系統全てが同時に機能を喪失した場合、代替所内電気設備により、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な設備へ給電する。	
水源確保	復水貯蔵槽への補給	復水貯蔵槽を水源とした原子炉への注水等の対応を実施している場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給を実施する。	<ul style="list-style-type: none"> 第3項, 4項 (1.13)
	防火水槽への補給	防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）により各種注水/補給する場合、防火水槽のみずが枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽に補給する。	
燃料確保	燃料補給	可搬型重大事故等対処設備等への給油を実施する。	<ul style="list-style-type: none"> 第1項 (2.1)
人命救助	人命救助	負傷者又は要救助者が発生した場合、119番通報するとともに、負傷者又は要救助者を安全なエリアに移動させる。負傷者が多数発生した場合は、トリアージを実施する。	<ul style="list-style-type: none"> 第1項 (2.1)

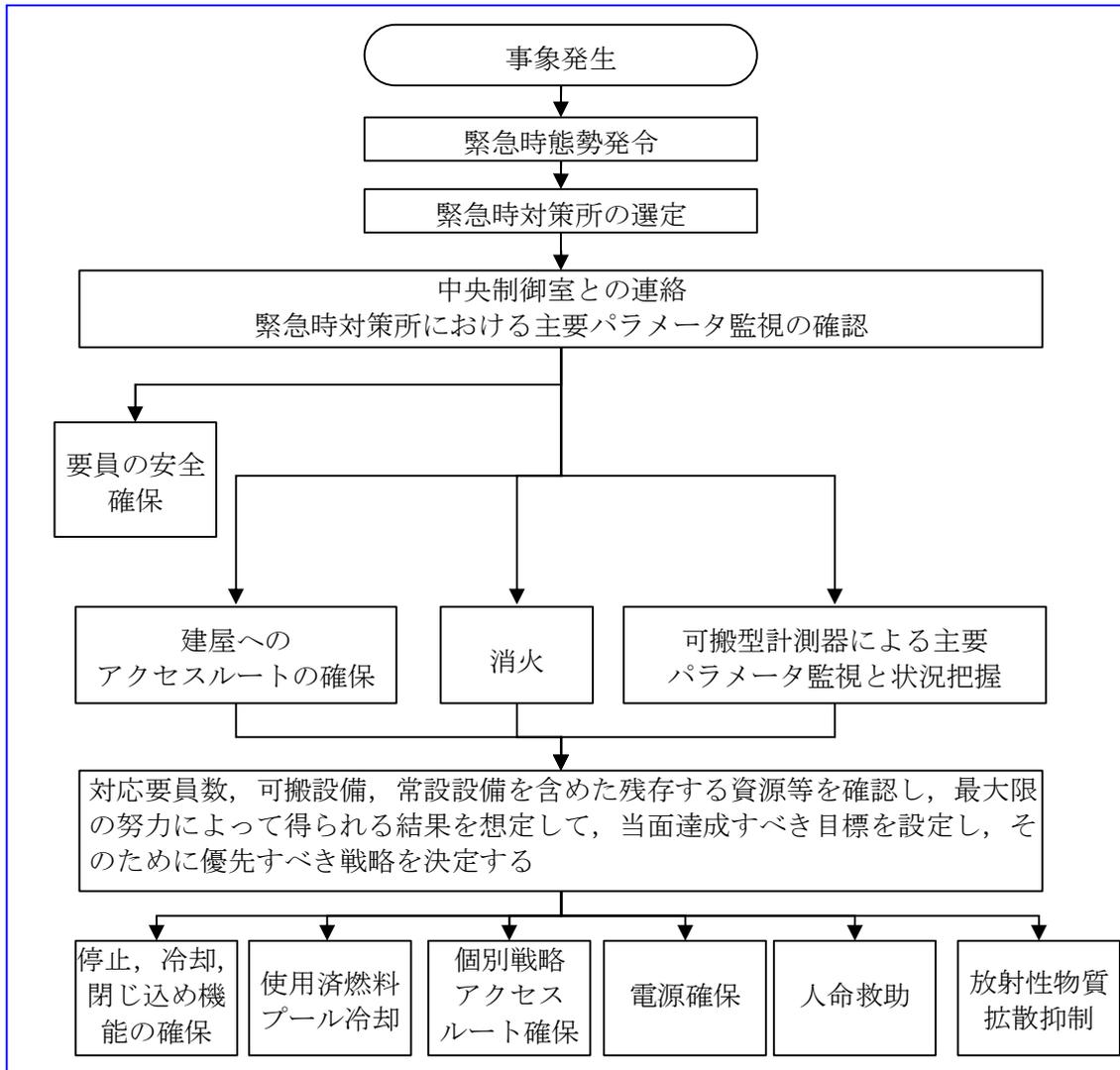


図2.1.3 大規模損壊発生時の対応全体概略フロー
(プラント状況把握が困難な場合)

b. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a)項に示す5つの活動を行うための手順を網羅する。

また、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共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合でも対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。なお、プラントパラメータの採取手段の優先順位は、採取に時間を要しない中央制御室等の常設計器等の使用を第1優先とし、監視機能の喪失により採取できない場合は、中央制御室内の計器盤内にて可搬型計測器等の使用を第2優先とする。中央制御室内でパラメータが採取できない場合は、現場の常設計器又は可搬型計測器を使用して採取する。

技術的能力に係る審査基準1.2から1.14における重大事故等対処設備と整備する手順を(b)項から(n)項に示す。

(a) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ. 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備する。

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大型化学高所放水車あるいは化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないと考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該の対応において事故対応を行うためのアクセスルート若しく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。

- ①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。
- ②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。
- ③ ①及び②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(1)～(4)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。

(1) アクセスルート・操作箇所の確保のための消火

- ①アクセスルート確保
- ②車両及びホースルートの設置エリアの確保
(初期消火に用いる化学消防自動車、大型化学高所放水車等)

(2) 原子力安全の確保のための消火

- ③重大事故等対処設備が設置された建屋、放射性物質内包の建屋
- ④可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- ⑤大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及びホースルート、放水砲の設置エリアの確保

(3) 火災の波及性が考えられ、事故終息に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火

- ⑥可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保
- ⑦代替熱交換器車の設置エリアの確保

(4) その他火災の消火

- (1)から(3)以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。

建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は、入域可能な状態になってから消火活動を実施する。

また、自衛消防隊以外の緊急時対策要員が消火活動の支援を行う場合は、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で活動する。

ロ. 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・ 原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能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、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の故障により原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備より給電される高圧代替注水系による原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による原子炉の冷却を試みる。
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、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、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）を優先し、全交流動力電源喪失により原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による原子炉の冷却を試みる。

ハ. 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）が故障又は全交流動力電源喪失により機能が喪失した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系、消火系及び可搬型代替注水ポンプにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、代替原子炉補機冷却系によりサプレッション・チェンバから最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する。
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置

により、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIや熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部注水を行う。
- ・原子炉格納容器内に水素ガスが放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するためにプラント運転中の原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態になっているが、炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解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。さらに、格納容器圧力逃がし装置により水素ガスを原子炉格納容器外に排出する手段を有している。

ニ. 使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料プールの水位を確保するための対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。

- ・使用済燃料プールの状態を監視するため、使用済燃料貯蔵プール水位計、使用済燃料貯蔵プール温度計、燃料取替機エリア放射線モニタ、使用済燃料貯蔵プール監視カメラを使用する。
- ・使用済燃料プールの注水機能の喪失又は使用済燃料プールからの水の漏えい、その他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合は、燃料プール代替注水系（常設）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び消火系により使用済燃料プールへ注水することにより、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、臨界を防止する。
- ・使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位維持が行えない場合、常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドを使用したスプレイを実施することで、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止するとともに、環境への放射性物質の放出を可能な限り低減させる。
- ・原子炉建屋の損壊又は放射線量率の上昇により原子炉建屋に近づけな

い場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

ホ. 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

放射性物質の放出を低減するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量放水車、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・その際、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
- ・放水することで放射性物質を含む汚染水が構内排水路を通過して北放水口から海へ流れ出すため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への拡散範囲を抑制する。
- ・また、汚濁防止膜の設置が困難な状況（大津波警報や津波警報が出ている状況）である場合、大津波警報又は津波警報が解除された後に汚濁防止膜の設置を開始する。

(b) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.6参照）

- ・高圧注水系が機能喪失した場合において、中央制御室からの操作に

より高圧代替注水系を起動できない場合、現場での人力による弁の操作により高圧代替注水系を起動し、復水貯蔵槽を水源とした原子炉注水を実施する。

- 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により高圧注水系での原子炉の冷却に使用できない場合において、高圧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、復水貯蔵槽を水源とした原子炉注水を実施する。
- 高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉へのほう酸水注入を実施する。
- 高圧炉心注水系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、復水貯蔵槽を水源とした制御棒駆動系による原子炉注水を実施する。

表 2.1.6 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	対応設備	整備する手順書の分類
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 原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 非常用ディーゼル発電機 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ 原子炉压力容器 直流 125V 蓄電池 A ※1 直流 125V 充電器 A	重大事故等対処設備
		高圧炉心注水系による 原子炉の冷却	高圧炉心注水系ポンプ 高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 復水補給水系配管・弁 非常用ディーゼル発電機 ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ 原子炉压力容器	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。

表 2.1.6 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	対応設備	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器 常設代替直流電源設備 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1 可搬型直流電源設備 ※1	重大事故等対処設備
		高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉压力容器	重大事故等対処設備

※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

表 2.1.6 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	対応設備	整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	現場操作による原子炉隔離時冷却系の冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高压炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備
	全交流動力電源	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高压炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備
			原子炉隔離時冷却系ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高压炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 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」にて整理する。

表 2.1.6 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	対応設備	整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車による	原子炉隔離時冷却系ポンプ 復水貯蔵槽 サブプレッション・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・弁 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁・ストレーナ 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉压力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策設備 炉心の著しい損傷を防止する運転手順

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

表 2.1.6 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	対応設備	整備する手順書の分類
監視及び制御	—	高圧代替注水系（中央制御室起動時）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） 高圧代替注水系系統流量 復水貯蔵槽水位（SA）	重大事故等対処設備
			原子炉水位（狭帯域） 復水貯蔵槽水位	自主対策設備
		高圧代替注水系（現場起動時）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）	重大事故等対処設備
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系タービン入口圧力 高圧代替注水系タービン排気圧力 高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	自主対策設備
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時）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）	重大事故等対処設備
			原子炉水位（狭帯域） 可搬式原子炉水位計 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力 可搬型回転計	自主対策設備

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 2.1.6 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)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
重大事故等の進展抑制	—	進展抑制(ほう酸水注入系による)	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等 対処設備
		進展抑制(継続注水)	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系テストタンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 復水補給水系 消火系 純水補給水系 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	自主対策 設備
		制御棒駆動水系による 進展抑制	制御棒駆動水ポンプ 復水貯蔵槽 制御棒駆動系配管・弁 原子炉压力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※1	自主対策 設備
		高圧炉心注水系緊急注水 による進展抑制	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧炉心注水系配管・弁・スパー ジャ 復水補給水系配管・弁 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備 ※1	自主対策 設備

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）による減圧機能である。

インターフェースシステムLOCA発生時は、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原子炉減圧するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリを原子炉減圧するための手順の例を次に示す。（表2.1.7参照）

- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の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（自動減圧機能なし）の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし）を開放して原子炉を減圧する。
- ・ 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、現場多重伝送盤にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続し、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放して原子炉を減圧する。
- ・ 常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁（自動減圧機能なしD, E, K又はU）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D, E, K又はU）を開放して原子炉を減圧する。

- ・不活性ガス系からの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低下した場合、供給源を高圧窒素ガスポンペに切り替えることで逃がし安全弁の機能を確保する。

表 2.1.7 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	対応設備	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	自動減圧系	原子炉減圧の自動化	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ 逃がし安全弁(自動減圧機能付き C, H, N, T の4個) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ 非常用交流電源設備	重大事故等 対処設備
				重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)
		手動による原子炉減圧	逃がし安全弁(逃がし弁機能) 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ 所内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 可搬型直流電源設備 ※1 タービンバイパス弁 タービン制御系	重大事故等 対処設備 自主対策 設備

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

表 2.1.7 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	対応設備	整備する手順書の分類
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型小型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	※1 可搬型小型直流電源設備 AM用切替装置 (SRV) 代替所内電気設備 常設代替直流電源設備 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 主蒸気系配管・クエンチャ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備
		代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉減圧	高圧窒素ガス供給系(代替逃がし安全弁駆動装置) 逃がし安全弁 (自動減圧機能なし D, E, K, U の 4 個) 主蒸気系配管・クエンチャ	自主対策設備
	—	高圧窒素ガス供給系(非常用)による作動窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンペ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

表 2.1.7 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順(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応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
サポート系故障時	—	逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスポンベ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 主蒸気系配管・弁	重大事故等 対応設備
	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 ※1	重大事故等 対応設備
			直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 ※1	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 ※1 可搬型代替交流電源設備 ※1	重大事故等 対応設備

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

表 2.1.7 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)

(原子炉格納容器破損の防止, 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	対応設備	整備する手順書の分類
原子炉格納容器破損の防止	—	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 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備
インターフェイスシステム LOCA発生時	—	原子炉冷却材圧力 バウンダリの減圧	逃がし安全弁 主蒸気系配管・クエンチャ 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	重大事故等 対処設備
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備
		原子炉冷却材の 漏えい箇所の隔離	高圧炉心注水系注入隔離弁	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

(d) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能は、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）による原子炉への注水機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における原子炉を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.8参照）

・常設の原子炉注水設備による注水機能が喪失した場合、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系による原子炉注水の3手段について、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、上記手段のうちポンプ1台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注水を開始する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上又は上記手段のうち2系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、逃がし安全弁による原子炉減圧を実施し、原子炉注水を開始する。原子炉注水に使用する手段は、準備が完了した系統のうち、低圧代替注水系（常設）、消火系、低圧代替注水系（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、原子炉を満水にする必要がある場合は、上記手段に加え給水系、復水系、残留熱除去系（低圧注水モード）又は高圧炉心注水系を使用し原子炉注水を実施する。

表 2.1.8 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) (1/8)

(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	整備する手順書の分類
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)による原子炉注水	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備 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)
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉の除熱	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備 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)
			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」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

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

表 2.1.8 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) (2/8)

(原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低压注水モード)	低压代替注水系(常設)による 原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高压炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備(設計基準広長)
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高压炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高压炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備
		低压代替注水系(可搬型)による 原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備(設計基準広長)
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高压炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高压炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

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

表 2.1.8 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) (3/8)

(原子炉運転中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類	
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード)	消火系による原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 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 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

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

表 2.1.8 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) (4/8)

(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		整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	常設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	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			原子炉圧力容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2		
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

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

表 2.1.8 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) (5/8)

(溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系(常設)による 残存溶融炉心の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備
		低圧代替注水系(可搬型)による 残存溶融炉心の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備
		消火系による 残存溶融炉心の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパーージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	自主対策設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

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

表 2.1.8 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)(6/8)

(原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類	
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	低圧代替注水系(常設)による 原子炉の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 ※4 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			非常用交流電源設備 ※2	備(設計基準拡張)	
			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備	
		低圧代替注水系(可搬型)による 原子炉の冷却	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備	
			非常用交流電源設備 ※2	備(設計基準拡張)	
			防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	自主対策設備	

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

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

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

表 2.1.8 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)(7/8)

(原子炉停止中のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類	
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	消火系による原子炉の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(A)配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 非常用交流電源設備 ※2 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 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順

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

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

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

表 2.1.8 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)(8/8)

(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		整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	常設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 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※4:復水移送ポンプの吸込ライン(復水貯蔵槽下部の非常用ライン)の配管・弁が対象

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

(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送するための機能は、残留熱除去系、原子炉補機冷却海水系及び原子炉補機冷却水系による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、サプレッション・チェンバへ蓄積された熱を、最終ヒートシンクへ輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順の例を次に示す。（表2.1.9参照）

- ・原子炉補機冷却系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、代替原子炉補機冷却系により、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、格納容器圧力逃がし装置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、耐圧強化ベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する。

表 2.1.9 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) (1/5)

(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	対応設備		整備する手順書の分類
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) による原子炉除熱	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) ※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 及び格納容器スプレイ冷却モード	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) ※2 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

※1: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。

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4: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。

表 2.1.9 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) (2/5)

(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	対応設備	整備する手順書の分類
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	原子炉補機冷却系による除熱	原子炉補機冷却系海水ポンプ 原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ 原子炉補機冷却系配管・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 補機冷却用海水取水路 補機冷却用海水取水槽 非常用交流電源設備 ※3	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			海水貯留堰 スクリーン室 取水路	重大事故等対処設備

※1: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。

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4: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。

表 2.1.9 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) (3/5)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード，格納容器スプレイ冷却モード，原子炉停止時冷却モード）	格納容器圧力逃がし装置又は代替原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置※4	重大事故等 対処設備
			代替格納容器圧力逃がし装置 ※4 専用空気ポンベ	自主対策設備
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱	耐圧強化ベント系 (W/W) 配管・弁 耐圧強化ベント系 (D/W) 配管・弁 遠隔手動弁操作設備 原子炉格納容器 不活性ガス系配管・弁 非常用ガス処理系配管・弁 真空破壊弁 (S/C→D/W) 主排気筒 (内筒) 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 代替所内電気設備※3 常設代替直流電源設備※3	重大事故等 対処設備
			専用空気ポンベ	策 自主 設 対 備 備
			遠隔手動弁操作設備	重大事故等 対処設備
		現場操作	専用空気ポンベ	策 自主 設 対 備 備
全交流動力電源				

※1: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。

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4: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。

表 2.1.9 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) (4/5)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 全交流動力電源	代替原子炉補機冷却系による除熱	熱交換器ユニット 大容量送水車（熱交換器ユニット用） ホース 代替原子炉補機冷却系接続口 原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク 残留熱除去系熱交換器 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 燃料補給設備 ※1	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） ※1 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） ※2 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード） ※2 補機冷却用海水取水路 補機冷却用海水取水槽	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

※1: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。

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4: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。

表 2.1.9 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) (5/5)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類	
サポート系故障時	原子炉補機冷却系 全交流動力電源	大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	大容量送水車(熱交換器ユニット用)又は代替原子炉補機冷却海水ストレーナ ホース 代替原子炉補機冷却系接続口 原子炉補機冷却系配管・弁 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) ※1 残留熱除去系(サブレション・チェンバ・プール水冷却モード) ※2 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード) ※2 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路 補機冷却用海水取水槽 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 移動式変圧器 燃料補給設備※3	自主対策設備	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順

※1: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。

※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「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4: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。

(f) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレー冷却モード）による原子炉格納容器の冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器内を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.10参照）

- ・ 残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレー冷却モード）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、復水貯蔵槽を水源とした代替格納容器スプレー冷却系による格納容器スプレーを行う。

表 2.1.10 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) (1/5)

(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		整備する手順書の分類
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	—	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 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・スプレイヘッド 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備 非常用交流電源設備 ※2	重大事故対処設備 (設計基準拡張)	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード) によるサブプレッション・チェンバ・プールの除熱	残留熱除去系ポンプ 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 ※3 非常用取水設備 非常用交流電源設備 ※2	重大事故対処設備 (設計基準拡張)	
			サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器	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な水の供給手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

表 2.1.10 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) (2/5)

(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2	重大事故等対処設備
		消火系による原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備
		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 防火水槽 ※1 淡水貯水池 ※1 ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

表 2.1.10 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) (3/5)

(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	整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備	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残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備
			残留熱除去系ポンプ 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 ※3 非常用取水設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

表 2.1.10 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) (4/5)

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2	重大事故等対処設備
		原子炉格納容器内の冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備
		可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉格納容器内の冷却	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 防火水槽 ※1 淡水貯水池 ※1 ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド 原子炉格納容器 非常用交流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備
		ドライウエル冷却系による格納容器除熱	ドライウエル冷却系送風機 ドライウエル冷却系冷却器 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

表 2.1.10 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) (5/5)

(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	整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源	常設代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備
			残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッド 原子炉補機冷却系 ※3 非常用取水設備	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残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード)の復旧	サブプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※3 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備
			残留熱除去系ポンプ 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 ※3 非常用取水設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

(g) 「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.11参照)

- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、**残留熱除去系の機能が喪失した場合及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合**、格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の**減圧及び除熱を実施し、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、**復水補給水系を用いた代替循環冷却系の運転**により、原子炉格納容器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。**

表 2.1.11 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順(1.7) (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置スクラバ水 pH ドレンポンプ設備 ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 スクラバ水 pH 制御設備 ラプチャーディスク 可搬型窒素供給装置 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ※5	重大事故等対応設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			防火水槽 ※5, ※6	自主対策設備	

※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.11 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) (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	代替格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	フィルタ装置 よう素フィルタ フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 フィルタ装置水素濃度 フィルタ装置スクラバ水 pH ドレンポンプ設備 ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 薬液タンク ラプチャーディスク 可搬型窒素供給装置 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ※5	重大事故等対処設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			代替格納容器圧力逃がし装置室空調 代替格納容器圧力逃がし装置配管・弁 防火水槽 ※5, ※6	策 自主 設 備 対	
	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作設備	重大事故等 対 処 設 備	
—	不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換		可搬式窒素供給装置 窒素生成装置接続口	重大事故等 対 処 設 備	

※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※2:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

表 2.1.11 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順(1.7) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類	
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	格納容器内の減圧及び除熱 代替循環冷却系による原子炉	復水移送ポンプ サプレッション・チェンバ 代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ 高圧炉心注水系配管・弁 復水補給水系配管・弁 給水系配管・弁・スパージャ 格納容器下部注水系配管・弁 原子炉压力容器 原子炉格納容器 代替原子炉補機冷却系 ※2 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ※5 ホース 可搬型代替交流電源設備 ※3 燃料補給設備 ※3	重大事故等対応設備	原子炉格納容器の破損を防止する運転手順
			防火水槽 ※5, ※6	策自主 設備対	
		格納容器内 pH 制御	代替格納容器スプレイ冷却系 ※1 格納容器下部注水系 (常設) ※4 格納容器 pH 制御設備	自主対策設備	

- ※1:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 ※2:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 ※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※4:手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
 ※5:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
 ※6: 「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

(h) 「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下、「MCCI」という。）や熔融炉心と原子炉格納容器バウンダリの接触による原子炉格納容器の破損を防止し、また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心熔融による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延させる又は防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順の例を次に示す。（表2.1.12参照）

- ・炉心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、格納容器下部注水系（常設）により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融燃料を冷却する。
- ・炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）による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、格納容器下部注水系（可搬型）により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融燃料を冷却する。
- ・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、ろ過水タンクを水源とした消火系により、原子炉格納容器の下部に落下した熔融燃料を冷却する。

表 2.1.12 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	整備する手順書の分類
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	-	格納容器下部注水系(常設)による 原子炉格納容器下部への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 高压炉心注水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド ※4 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	重大事故等対処設備
		格納容器下部注水系(可搬型)による 原子炉格納容器下部への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド ※4 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 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備
			防火水槽 ※1, ※3 淡水貯水池 ※1, ※3	自主対策設備
		原子炉格納容器下部による 消火系による 原子炉格納容器下部への注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 原子炉格納容器 コリウムシールド ※4 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 燃料補給設備 ※2	自主対策設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※4:コリウムシールドは、運転員による操作不要の設備である。

表 2.1.12 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	整備する手順書の分類
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止		る 低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 高圧炉心注水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備	重大事故等対処設備
		による 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース MUWC 接続口 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備
		原子炉圧力容器による注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スパージャ 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 代替所内電気設備 燃料補給設備 ※2	自主対策設備
		原子炉圧力容器による注水	高圧代替注水系ポンプ 復水貯蔵槽 高圧代替注水系(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 高圧代替注水系(注水系)配管・弁 復水補給水系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁(7号炉のみ) 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 ※2 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※4:コリウムシールドは、運転員による操作不要の設備である。

表 2.1.12 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	整備する手順書の分類
溶融炉心原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	-	原子炉圧力容器へのほう酸水注入系によるほう酸水注入	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備
		原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水系ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 制御棒駆動水系配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系 常設代替交流電源設備 ※2	自主対処設備
		原子炉圧力容器への緊急注水	高圧炉心注水系ポンプ 復水貯蔵槽 ※1 高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ 復水補給水系配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 ※2	自主対策設備

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

※4:コリウムシールドは、運転員による操作不要の設備である。

(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」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解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。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.13参照)

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、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-水反応及び水の放射性分解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、格納容器圧力逃がし装置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。

表 2.1.13 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	整備する手順書の分類
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	不活性ガス系 ※1	- ※4
	-	格納容器圧力逃がし装置等による 原子炉格納容器内の水素 ガス及び酸素ガスの排出	格納容器圧力逃がし装置 ※2 耐圧強化ベント系 (W/W) 可搬型窒素供給装置 耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	重大事故等対処 設備
	-	格納容器圧力逃がし装置等による 水素濃度の制御	代替格納容器圧力逃がし装置 ※2	自主対策 設備
	-	可燃性ガス濃度制御系 による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器ブ ロワ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 残留熱除去系	自主対策設備
-	水素濃度及び 酸素濃度の監 視	格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	重大事故等 対処設備	

※1:原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。

※2:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4:不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対象設備とは位置づけない。

表 2.1.13 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		整備する手順書の分類
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 常設代替直電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等対処設備	原子炉格納容器内における水素ガスによる爆発を防止する運転ガス手順

※1:原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。

※2:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※4:不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対象設備とは位置づけない。

(j) 「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉建屋等に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順の例を次に示す。(表2.1.14参照)

- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合、[防火水槽又は淡水貯水池を水源として格納容器頂部注水系により原子炉ウェルへ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屋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、[原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建屋トップベントを開放することにより、原子炉建屋オペレーティングフロア天井部に滞留した水素ガスを原子炉建屋外に排出し、原子炉建屋の水素爆発を防止する。](#)

表 2.1.14 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		整備する手順書の分類
水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷防止	-	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	静的触媒式水素再結合器 ※1 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	重大事故等 対処設備	原子炉建屋内における水素ガスによる爆発を防止する 運転手順
		原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉建屋水素濃度	重大事故等 対処設備	
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等 対処設備	
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	-	格納容器頂部注水系による原子炉ウエルへの注水	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ※3 防火水槽 ※3 淡水貯水池 ※3 ホース ウエル接続口 格納容器頂部注水系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	
		サブプレッションプール浄化系による原子炉ウエルへの注水	サブプレッションプール浄化系ポンプ 復水貯蔵槽 ※3 サブプレッションプール浄化系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 原子炉ウエル 原子炉補機冷却系(6号炉のみ)	自主対策設備	

※1:静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※4:手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整理する。

表 2.1.14 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	対応設備	整備する手順書の分類
原子炉建屋等の損傷防止 水素ガス排出による	-	原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	原子炉建屋トップベント 大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ※4 ホース ※4 放水砲 ※4 燃料供給設備 ※2	原子炉建屋内における水素ガスによる爆発を防止する 運転手順 自主対策設備

※1: 静的触媒式水素再結合器は、運転員による操作不要の原子炉建屋水素濃度制御設備である。

※2: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3: 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整理する。

※4: 手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整理する。

(k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、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。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対応設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるように、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に使用済燃料プールを冷却するための手順の例を次に示す。(表2.1.15参照)

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

表 2.1.15 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) (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却浄化系 残留熱除去系	燃料プール代替注水系（可搬型） による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッド 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備
			防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4	策 自主 設 対 備 策
		燃料プール代替注水系（可搬型） による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水	可搬型代替注水ポンプ(A-1級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッド 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等対処設備
			防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4	策 自主 設 対 備 策
	消火系による使用済燃料 プールへの注水	ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク ※1 消火系配管・弁 復水補給水系配管・弁 残留熱除去系配管・弁 燃料プール冷却浄化系配管・弁 使用済燃料プール 常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	自主対策設備	
—	漏えい抑制	サイフォン防止機能 ※3	重大事故等 対処設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

※5:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

表 2.1.15 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) (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		整備する手順書の分類
使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	-	燃料プール代替注水系(可搬型)による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 常設スプレイヘッド 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備	使用済燃料プール内の燃料体及び使用済燃料を冷却する運転手順
			防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4	自主対策 策設備	
		燃料プール代替注水系(可搬型)による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	可搬型代替注水ポンプ(A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) ホース SFP 接続口 燃料プール代替注水系配管・弁 可搬型スプレイヘッド 使用済燃料プール 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備	
			防火水槽 ※1, ※4 淡水貯水池 ※1, ※4	自主対策 設備	
	-	漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策 設備	
-	拡散抑制 大気への	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 燃料補給設備 ※2	重大事故等 対処設備		

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※5:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

表 2.1.15 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) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	整備する手順書の分類
重大事故等時における使用済燃料プールの監視	—	使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ, 低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ(使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	重大事故等対処設備
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 ※2 可搬型代替交流電源設備 ※2 所内蓄電式直流電源設備 ※2 可搬型直流電源設備 ※2	重大事故等対処設備
重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	全交流動力電源	燃料プール冷却浄化系復旧による使用済燃料プール除熱	燃料プール冷却浄化系ポンプ 使用済燃料プール 燃料プール冷却浄化系熱交換器 燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマ サージタンク・ディフューザ 代替原子炉補機冷却系 ※5 常設代替交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備
			原子炉補機冷却系 ※5 非常用取水設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整理する。

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※3:重大事故等時には現場手動弁による隔離操作を併せて実施する。

※4:「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※5:手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

(1) 「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための手順の例を次に示す。(表2.1.16参照)

- ・炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損のおそれ又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷のおそれにより原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合、大容量放水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲により原子炉建屋に海水を放水し、大気への放射性物質の拡散を抑制する。
- ・放水により放射性物質を含む汚染水が発生する場合、防潮堤の内側で放射性物質吸着材を設置することにより、汚染水の海洋への放射性物質の拡散を抑制する。また、放射性物質を含む汚染水は構内排水路を通過して北放水口から海へ流れ込むため、汚濁防止膜を設置することで、海洋への放射性物質の拡散を抑制する。

表 2.1.16 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	対応設備	整備する手順書の分類
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷	—	大気への放射性物質の 拡散抑制	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 燃料取扱設備 ※1	重大事故等対処設備
		海洋への放射性物質の 拡散抑制	放射性物質吸着材 汚濁防止膜 小型船舶(汚濁防止膜設置用)	重大事故等対処設備
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	—	航空機燃料火災への対応	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料取扱設備 ※1	重大事故等対処設備
		初期対応における 延焼防止処置	化学消防自動車 水槽付消防ポンプ自動車 高所放水車 泡原液備蓄車	自主対策設備

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

(m) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

重大事故等が発生した場合において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を複数確保し、これらの水源から注水が必要な場所への供給を行うための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に事故の収束に必要な水の供給手順の例を次に示す。(表2.1.17参照)

- ・復水貯蔵槽を水源とした原子炉への注水等の対応を実施している場合、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給を実施する。
- ・防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-1級又はA-2級）により各種注水/補給する場合、防火水槽のみずが枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽に補給する。

表 2.1.17 設計基準事故対応設備と整備する手順(1.13) (1/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類	
復水貯蔵槽を水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ	原子炉圧力容器への注水（原子炉高圧時）	復水貯蔵槽 高圧代替注水系（高圧代替注水ポンプ）	重大事故等 対応設備	
			原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却系ポンプ） 高圧炉心注水系（高圧炉心注水系ポンプ）	重大事故等 対応設備 （設計基準拡張）	
			制御棒駆動水系（制御棒駆動水系ポンプ）	自主対策 設備	
		注水（原子炉低圧時）	原子炉圧力容器への注水（原子炉低圧時）	復水貯蔵槽 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）	重大事故等 対応設備
			原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵槽 代替格納容器スプレイ冷却系（復水移送ポンプ）	重大事故等 対応設備
			原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵槽 格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）	重大事故等 対応設備
	—	原子炉格納容器頂部への注水	復水貯蔵槽 サブプレッションプール浄化系（サブプレッションプール浄化用ポンプ）	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）

表 2.1.17 設計基準事故対処設備と整備する手順(1.13) (2/12)

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		整備する手順書の分類
サブプレッション・チェンバを水源とした対応手段	復水貯蔵槽	注水 (原子炉圧力容器への 原子炉高圧時)	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備	重大事故等の収束に必要な水源を確保する手順
			原子炉隔離時冷却系 (原子炉隔離時冷却系ポンプ) 高圧炉心注水系 (高圧炉心注水系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	
		注水 (原子炉圧力容器への 原子炉低圧時)	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備	
			残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	
		原子炉格納容器 内の除熱	サブプレッション・チェンバ	重大事故等 対処設備	
			残留熱除去系 (残留熱除去系ポンプ)	重大事故等 対処設備 (設計基準拡張)	
	—	代替循環冷却	サブプレッション・チェンバ 代替循環冷却系 (復水移送ポンプ)	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:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.17 設計基準事故対応設備と整備する手順(1.13) (3/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
淡水貯水池を水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	可搬型代替注水ポンプによる送水 淡水貯水池を水源とした	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備
			防火水槽 ※2	自主対策 設備
		注水 (原子炉压力容器への)	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等 対応設備
			防火水槽 ※2	自主対策 設備
		原子炉格納容器内の除熱	防火水槽 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・MUWC 接続口 燃料補給設備 ※1	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)

表 2.1.17 設計基準事故対応設備と整備する手順(1.13) (4/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
防火水槽を水源とした対応手段	—	フィルタ装置への補給	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	重大事故等の収束に必要な水源を確保する手順
			防火水槽 ※2	自主対策 設備	
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器 下部への注水	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等 対応設備	
			防火水槽 ※2	自主対策 設備	
	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	原子炉格納容器 頂部への注水	防火水槽 格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	自主対策 設備	
			使用済燃料プールへの 注水/スプレイ	燃料プール代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	
	防火水槽 ※2	自主対策 設備			

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.17 設計基準事故対応設備と整備する手順(1.13) (5/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
淡水貯水池を水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	可搬型代替注水ポンプによる送水 淡水貯水池を水源とした	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	重大事故等の収束に必要なとなる水源を確保する手順
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備	
		注水 (原子炉压力容器への)	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等 対応設備	
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備	
		原子炉格納容器内の除熱	淡水貯水池 ※2 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.17 設計基準事故対応設備と整備する手順(1.13) (6/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
淡水貯水池を水源とした対応手段	—	フィルタ装置への補給	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対応設備	重大事故等の収束に必要な水源を確保する手順
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備	
		原子炉格納容器 下部への注水	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等 対応設備	
			淡水貯水池 ※2	自主対策 設備	
		原子炉格納容器 頂部への注水	防火水槽 ※2 格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	自主対策 設備	
		使用済燃料プールへの 注水 / スプレイ	燃料プール代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等 対応設備	
淡水貯水池 ※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)

表 2. 1. 17 設計基準事故対応設備と整備する手順(1. 13) (7/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
ろ過水タンクを水源とした対応手段	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	注水 (原子炉低圧時) 原子炉圧力容器への	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	自主対策設備	重大事故等の収束に必要な水源を確保する手順
		原子炉格納容器 内の除熱		自主対策設備	
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器 下部への注水	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	自主対策設備	
	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	プールの使用 済燃料への注水	ろ過水タンク 消火系 (ディーゼル駆動消火ポンプ)	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)

表 2.1.17 設計基準事故対応設備と整備する手順(1.13) (8/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
海を利用した対応手段	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	海を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水ポンプ (A-1 級) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 大容量送水車 (海水取水用) 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 [海水取水箇所] ホース 燃料補給設備 ※1 	重大事故等対応設備
		注水 (原子炉圧力容器への)	低圧代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等対応設備
		原子炉格納容器内の除熱	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 燃料補給設備 ※1	重大事故等対応設備
	復水貯蔵槽	原子炉格納容器下部への注水	格納容器下部注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等対応設備
	サブプレッション・チェンバ 復水貯蔵槽	原子炉格納容器頂部への注水	格納容器頂部注水系 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	自主対策設備
		使用済燃料プールへの注水 / スプレイ	燃料プール代替注水系 (可搬型) (可搬型代替注水ポンプ (A-1 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びホース・接続口)	重大事故等対応設備

※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)

表 2.1.17 設計基準事故対応設備と整備する手順(1.13) (9/12)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
海を利用した対応手段	—	(海洋)へ最終ヒートシンクへの代替熱輸送	代替原子炉補機冷却系 (大容量送水車)	重大事故等対応設備
		大気への拡散抑制	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 放水砲 ホース 燃料補給設備 ※1	重大事故等対応設備
		航空機燃料火災への泡消火	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) ホース 放水砲 泡原液搬送車 泡原液混合装置 燃料補給設備 ※1	重大事故等対応設備
ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段	—	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系 (ほう酸水注入系ポンプ)	重大事故等対応設備

※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)

表 2.1.17 設計基準事故対処設備と整備する手順(1.13) (10/12)

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		整備する手順書の分類
復水貯蔵槽への補給	—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給 (淡水/海水) に	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) ホース・接続口 CSP 外部補給配管・弁 復水貯蔵槽 大容量送水車 (海水取水用) 海水貯留堰 スクリーン室 取水路 [海水取水箇所] 燃料補給設備 ※1	重大事故等 対処設備	重大事故等の収束に必要な水源を確保する手順
			淡水貯水池 ※2 防火水槽 ※2	自主対策 設備	
		純水補給水系 (仮設発電機使用) による復水貯蔵槽への補給	純水移送ポンプ 純水タンク 純水補給水系配管・弁 復水貯蔵槽 仮設発電機 燃料補給設備 ※1	自主対策 設備	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源 (措置)

表 2.1.17 設計基準事故対処設備と整備する手順(1.13) (11/12)

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		整備する手順書の分類
防火水槽への補給	—	淡水貯水池から 防火水槽への補給	ホース	重大事故等 対処設備	重大事故等の収束に必要な 水源を確保する手順
			淡水貯水池 ※2 防火水槽 ※2	自主対 策設備	
		淡水タンクから 防火水槽への補給	ろ過水タンク 純水タンク ホース 防火水槽 ※2	自主対策設備	
			大容量送水車（海水取水用）による 防火水槽への海水補給	大容量送水車（海水取水用） 海水貯留堰 スクリーン室 取水路[海水取水箇所] ホース 燃料補給設備 ※1	
		防火水槽 ※2		自主対策設備	
		代替原子炉補機冷却海水ポンプ による防火水槽への海水補給	代替原子炉補機冷却海水ポンプ 海水貯留堰 スクリーン室 取水路[海水取水箇所] 海水ホース 防火水槽 ※2 可搬型代替交流電源設備 移動式変圧器 燃料補給設備 ※1	自主対策設備	
			可搬型代替注水ポンプ（A-2級） による防火水槽への海水補給	可搬型代替注水ポンプ（A-2級） ホース 防火水槽 ※2 燃料補給設備 ※1	

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。
 ※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

表 2.1.17 設計基準事故対処設備と整備する手順(1.13) (12/12)

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	対応設備		整備する手順書の分類
淡水タンクへの補給	—	淡水タンクから 淡水貯水池への補給	淡水貯水池 ※2 ホース ろ過水タンク 純水タンク	自主対策設備	重大事故等の収束に必要な 水源を確保する手順

※1:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

※2:本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

(n) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、代替電源から給電するための対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順、可搬型計測器にてプラントパラメータを監視するための手順、建物や設備の状況を目視にて確認するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

大規模損壊発生時に電源の確保手順の例を次に示す。(表2.1.18参照)

- ・外部電源及び非常用ディーゼル発電機による給電が見込めない場合、非常用高圧母線D系及びC系を復旧し、第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機の起動操作を並行で行い、第一ガスタービン発電機で給電する。第一ガスタービン発電機による給電が行えない場合は、第二ガスタービン発電機（緊急用高圧母線経由）による給電を行う。
- ・外部電源、非常用ディーゼル発電機、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車（緊急用高圧母線経由）によるパワーセンターC系及びD系への給電が見込めない場合、可搬型代替交流電源設備（電源車）をパワーセンターの動力変圧器の一次側又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し、電源を復旧する。
- ・当該号炉が外部電源、非常用ディーゼル発電機、第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機及び電源車による給電が見込めない場合、号炉間電力融通ケーブルを用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から当該号炉の緊急用高圧母線までの電路を構成し、他号炉から給電する。
- ・外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、常設直流電

源設備及び常設代替直流電源設備による給電ができない場合、可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）により直流電源を必要な機器に給電する。

- 外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失時に、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備による交流電源の復旧ができない場合で、かつ可搬型直流電源設備（電源車及びAM用直流125V充電器）による直流電源の給電ができない場合、直流給電車を直流125V主母線盤Aに接続し、直流電源を給電する。

表 2.1.18 設計基準事故対処設備と整備する手順(1.14) (1/4)

(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	対応設備	整備する手順書の分類
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)		非常用ディーゼル発電機による給電	非常用ディーゼル発電機 燃料デイトンク 非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線電路 原子炉補機冷却系※1 燃料移送ポンプ 非常用ディーゼル発電機用燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			軽油タンク	重大事故等対処設備
		非常用直流電源設備による給電	直流 125V 蓄電池 B ※2 直流 125V 蓄電池 C ※2 直流 125V 蓄電池 D ※2 直流 125V 充電器 B 直流 125V 充電器 C 直流 125V 充電器 D 直流 125V 蓄電池及び充電器 B～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 C～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 D～直流母線電路	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)
			直流 125V 蓄電池 A ※2 直流 125V 蓄電池 A-2 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～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:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

表 2.1.18 設計基準事故対処設備と整備する手順(1.14) (2/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
代替交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失)	常設代替交流電源設備による給電	第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第一ガスタービン発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第一ガスタービン発電機～AM 用 MCC 電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (16kL)	重大事故等対処設備
		第一代替交流電源設備による給電	第二ガスタービン発電機 第二ガスタービン発電機用燃料タンク 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ 第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁 第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高圧母線～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高圧母線～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用 MCC 電路 第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高圧母線～AM 用 MCC 電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (16kL)	自主対策設備
		可搬型代替交流電源設備による給電	電源車 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～動力変圧器 C 系～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路 電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路 電源車～代替原子炉補機冷却系電路 ※1 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ (4kL) 電源車～荒浜側緊急用高圧母線～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用 MCC 電路	重大事故等対処設備 自主対策設備

※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:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

表 2.1.18 設計基準事故対処設備と整備する手順(1.14) (3/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書の分類
電力融通による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失)	1号炉間電力融通ケーブルによる給電	号炉間電力融通ケーブル(常設) 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(常設)～非常用高圧母線C系及びD系電路 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	重大事故等対処設備 炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損及び使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止する手順
代替直流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(蓄電池枯渇)	所内蓄電式直流電源設備による給電	直流125V蓄電池A ※2 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 直流125V蓄電池及び充電器A～直流母線電路 直流125V蓄電池及び充電器A-2～直流母線電路 AM用直流125V蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備
	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	AM用直流125V蓄電池 AM用直流125V充電器 AM用直流125V蓄電池及び充電器～直流母線電路	重大事故等対処設備
	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	電源車 AM用直流125V充電器 電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM用直流125V充電器～直流母線電路 電源車～AM用動力変圧器～AM用直流125V充電器～直流母線電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ(4kL)	重大事故等対処設備
			電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM用直流125V充電器～直流母線電路	自主対策設備
	直流給電車による給電	直流給電車 電源車 直流給電車～直流母線電路 軽油タンク 軽油タンク出口ノズル・弁 ホース タンクローリ(4kL)	自主対策設備	

※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:直流125V蓄電池A, B, C及びDからの給電は、運転員による操作は不要である。

表 2. 1. 18 設計基準事故対処設備と整備する手順(1. 14) (4/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
低圧電源融通による給電	非常用ディーゼル発電機(全交流動力電源喪失) 非常用直流電源設備(蓄電池枯渇)	低圧電源融通による給電	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備	炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損及び使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止する手順
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用断路器 緊急用電源切替箱断路器 緊急用電源切替箱接続装置 AM用動力変圧器 AM用MCC AM用切替盤 AM用操作盤 非常用高圧母線C系 非常用高圧母線D系	重大事故等対処設備	
			荒浜側緊急用高圧母線 大湊側緊急用高圧母線	策 自主 設備 対	
燃料の補給	—	燃料補給設備による給油	軽油タンク 軽油タンク予備ノズル・弁 タンクローリ (16kL) タンクローリ (4kL)	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:直流 125V 蓄電池 A, B, C 及び D からの給電は、運転員による操作は不要である。

- c. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備する。

- d. b. 項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震、津波及び地震と津波の重畳により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応をも考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

- e. 原子炉施設において整備する大規模損壊発生時の対応する手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該のガイドの要求内容に照らして原子炉施設の対応状況を確認する。

2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊に至る可能性のある事象は、基準地震動及び基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準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する。重大事故等時に比べてプラントが受ける影響及び被害の程度が大きく、その被害範囲は広範囲で不確定なものとなる。そのため、発電所施設の被害状況から残存する資源等を活用し事故対応を行う。被害を受けた機器の復旧可能性の把握、判断も事故対応の方向性を決める判断要素の一つとする。残存する資源の把握、活用、復旧判断等の活動は、通常時の実務経験を踏まえた技術的能力 1.0 で示す重大事故等時の対応体制で引き続き対応する。

ただし、中央制御室の機能喪失、要員の被災及び重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合に対処できるよう、該当する部分の体制の整備、充実を図る。

大規模損壊発生時は、重大事故等を超えるような状況を想定した 2.1.2.1 項における大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような場合にも的確かつ柔軟に対処できるよう、重大事故等対策では考慮されていない大規模損壊に対する脆弱性を補完する手順書を用いた活動を行うための体制を整備する。

また、中長期的な対応が必要となる場合や発電所の複数の原子炉施設で同時被災した場合にも対応できる体制を整備する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等及び大規模損壊が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう、次の体制を整備する。

- 発電所構内に緊急時対策要員、運転員、自衛消防隊合わせて常時 99 名確保し、分散して待機する。また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員を含む）が機能しない場合においても、対応できる体制を整備する。
- 火災発生時の初期消火活動に対応するため、自衛消防隊初期消火班についても発電所に常時確保する。
- 重大事故等及び大規模損壊の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員で対応できるよう緊急時対策要員を確保する。
- 緊急時対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる緊急時対策要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

(1) 福島第一原子力発電所事故対応の課題と対策

a. 福島第一原子力発電所事故対応の課題

当社福島第一原子力発電所事故対応では発電所対策本部の指揮命令が混乱し、迅速・的確な意思決定ができなかったが、緊急時活動や体制面における課題及び、それぞれの課題に対する必要要件を表 2.1.19 に示す。

表 2.1.19 福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要な要件

課 題	必要な要件 (表 2.1.20 参照)
自然災害と同時に起こり得る複数原子炉施設の同時被災を想定した備えが十分でなかった。	①複数施設の同時被災, 中長期的な対応を考慮した要員体制を構築する。
事故の状況や進展が個別の号炉ごとに異なるにも係らず、従前の機能班単位で活動した。	②号機班を設け号炉単位に連絡体制を密にする。
中央制御室と発電所対策本部の間, 発電所対策本部と本社対策本部の間において機器の動作状況等を正しく共有できなかった。	③中央制御室と発電所対策本部間の通信連絡設備を強化する。 ④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
発電所長が全ての班 (12 班) を管理するフラットな体制で緊急時対応を行っていたため, あらゆる情報が発電所対策本部の本部長 (発電所長) に報告され, 情報が輻輳し混乱した。	⑤発電所長が直接監督する人数を減らす。(監督限界の設定) ④情報共有ツールを活用し, 情報共有することにより, 本部における発話を制限する。
発電所長からの権限委譲が適切でなく, ほとんどの判断を発電所長が行う体制となっていた。	⑥発電所長の権限を下部組織に委譲する。
本来復旧活動を最優先で実施しなくてはならない発電所の要員が, 対外的な広報や通報の最終的な確認者となり, 復旧活動と対外情報発信活動の両立を求められた。	⑦対外対応を専属化し, 発電所長の対外発信や広報の権限を委譲する。 ⑧対外対応活動を本社対策本部に一元化する。
公表の遅延, 情報の齟齬, 関係者間での情報共有の不足等が生じ, 事故時の対外公表・情報伝達が不十分だった。	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。 ⑦対外対応を専属化し, 発電所長の対外発信や広報の権限を委譲する。
本社対策本部が, 発電所対策本部に事故対応に対する細かい指示や命令, コメントを出し, 発電所長の判断を超えて外部の意見を優先したことで, 発電所対策本部の指揮命令系統を混乱させた。	⑨現場決定権は発電所対策本部に与え本社対策本部は支援に徹する。 ⑩指揮命令系統を明確化し, それ以外の者からの指示には従わない。
官邸から発電所長へ直接連絡が入り, 発電所対策本部を混乱させた。	⑪外部からの問合せ対応は本社対策本部が行い, 外部からの発電所への直接介入を防止する。
緊急時対応に必要な作業を当社社員が自ら持つべき技術として設定していなかったことから, 作業を自ら迅速に実行できなかった。	⑫外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し, 運転操作を習得する。

課 題	必要な要件（表 2.1.20 参照）
地震・津波による発電所内外の被害と放射性物質による屋外の汚染により、事故収束対応のための資機材の迅速な輸送、受け渡しができなかった。	⑬ 後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、あらかじめ派遣する人員を決める。 ⑭ 汚染エリアでの輸送にも従事できるよう、輸送部隊に放射線教育を実施する。
本社は、資材の迅速な準備、輸送、受け渡しで十分な支援ができなかった。	⑬ 本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう、調達・輸送面に関する運用を手順化する。
通常の管理区域以上の状態が屋外にまで拡大したため、放射線管理員が不足した。	⑫ 社員に対して放射線計測器の取扱研修を行い、放射線管理補助員を育成する。

※ 当社の社内事故調報告書（福島原子力事故調査報告書）や、「福島原子力事故の総括及び原子力安全改革プラン」以外にも、以下に示すような報告書が公表されており、これらの中には当社が取り組むべき有益な提言が含まれていると認識している。

- ・ 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告（政府事故調）
- ・ 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会報告書（国会事故調）
- ・ 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（原子力安全・保安院）
- ・ 「福島第一」事故検証プロジェクト最終報告書（大前研一）
- ・ Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (INPO)
- ・ 福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（民間事故調）

b. 原子力防災組織に必要な要件の整理

柏崎刈羽原子力発電所及び本社の原子力防災組織は、福島第一原子力発電所での課題を踏まえ、発電所の複数の原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合及び重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合でも対応できるようにするため、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要要件及び要件適用の考え方を表 2.1.20 に整理した。

表 2.1.20 当社原子力防災組織へ反映すべき必要な要件と要件適用の考え方

必要な要件（対応策）		当社の原子力防災組織への要件適用の考え方
組織構造上の要件	①複数施設同時被災，中長期的な対応ができる体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所対策本部要員を増強。 ・交替して中長期的な対応を実施。
	②中央制御室ごとの連絡体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・号機班の設置。 （プラント状況の様相・規模に応じて縮小・拡張する）
	⑤監督限界の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・指示命令が混乱しないよう，現場指揮官を頂点に，直属の部下は最大7名以下に収まる構造を大原則とする。 ・原子力防災組織に必要な機能を以下の5つに定義し，統括を新規に設置。
	⑦対外対応の専属化	<ol style="list-style-type: none"> 1. 意思決定・指揮 2. 対外対応 3. 情報収集と計画立案 4. 現場対応 5. ロジスティック，リソース管理 <ul style="list-style-type: none"> ・対外対応に関する責任者や専属の対応者の配置。
組織運営上の要件	⑨現場決定権を発電所長に与える。	<ul style="list-style-type: none"> ・最終的な対応責任は現場指揮官に与え，現場第一線で活動する者以外は，たとえ上位職位・上位職者であっても現場のサポートに徹する役割とする。 ・必要な役割や対応について，あらかじめ本部長の権限を統括に委譲することで，自発的な対応を行えるようにする。 ・本社から発電所への介入は行わない。
	⑥発電所長の権限を下部組織に委譲	
	⑩指揮命令系統の明確化	
	⑧対外対応活動を本社対策本部に一本化	<ul style="list-style-type: none"> ・本社対策本部に対外対応に関する責任者と専属の対応者を配置し，広報，情報発信を一本化する。 ・外部からの問合せは全て本社が行い，発電所への直接介入を防止する。
	⑪外部からの対応の本社一元化	
	④情報共有ツールの活用	<ul style="list-style-type: none"> ・縦割りの指示命令系統による情報伝達に齟齬がでないよう，全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式（テンプレート）の統一や情報共有のツールを活用する。 ・これに伴い，本部における発話を制限する（情報錯綜の防止）。
	⑫現場力の強化	<ul style="list-style-type: none"> ・外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し，運転操作を習得する。 ・放射線管理補助員を育成する。
⑬発電所支援体制の構築	<ul style="list-style-type: none"> ・後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠を速やかに立ち上げられるよう，拠点を整備し，あらかじめ派遣する人員を決める。 ・輸送を行う協力企業に放射線教育を実施する。 ・本社は，災害発生後，発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう，調達・輸送面に関する運用を手順化する。 	

※表 2.1.19 における対応策③は設備対策のため，本表には記載せず。

なお、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件の整理に当たり、弾力性をもった運用が可能である、米国の消防、警察、軍等の災害現場・事件現場等における標準化された現場指揮に関するマネジメントシステム [ICS¹ (Incident Command System)] を参考にしている。ICS の主な特徴を表 2. 1. 21 に示す。

表 2. 1. 21 ICS の主な特徴

特徴	対応する要件※
<p><u>・災害規模に応じて拡大・縮小可能な組織構造</u></p> <p>基本的な機能として、Command (指揮)、Operation (現場対応)、Planning (情報収集と計画立案)、Logistics (リソース管理)、Finance/Administration (経理、総務) がある。可能であれば現場指揮官が全てを実施しても構わないが、対応規模等、必要に応じ独立した班を組織する。規模の拡大に応じ、組織階層構造を深くする形で組織を拡張する。</p>	① ② ⑤
<p><u>・監督限界の設定 (3～7名程度まで)</u></p> <p>Incident Commander (現場指揮官) を頂点に、直属の部下は3～7名の範囲で収まる構造を大原則とする。本構造の持つ意味は、一人の人間が緊急時に直接指揮命令を下せる範囲は経験的に7名まで (望ましくは5名まで) であることに由来している。</p>	⑤
<p><u>・直属の上司の命令のみに従う指揮命令系統の明確化</u></p> <p>自分の直属の組織長からブリーフィングを受けて各組織のミッションと自分の役割を確実に理解する。善意であっても、誰の指示も受けず勝手に動いてはならない。反対に、指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くこともしてはならない。</p>	⑩
<p><u>・決定権を現場指揮官に与える役割分担の明確化</u></p> <p>最終的な対応責任は現場指揮官にあたえ、たとえ上位組織・上位職者であっても周辺はそのサポートに徹する役割を分担する (米国の場合、たとえ大統領であっても現場指揮官に命令することはできない)。</p>	⑨
<p><u>・全組織レベルでの情報共有を効率的に行うための様式やツールの活用</u></p> <p>縦割りの指揮命令系統による情報伝達の齟齬を補うために、全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式の統一や情報共有のためのツールを活用する。</p>	④
<p><u>・技量や要件の明確化と維持のための教育・訓練の徹底</u></p> <p>日本の組織体制では、役職や年次による役割分担が一般的だが、ICS では各役割のミッションを明確にし、そこにつく者の技量や要件を明示、それを満たすための教育/訓練を課すことで「その職務を果たすことができる者」がその役職に就く運用となっている。</p>	⑫
<p><u>・現場指揮官をサポートする指揮専属スタッフの配置</u></p> <p>現場指揮官の意思決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフを設けることができる。(指揮専属スタッフは、現場指揮官に変わって意思決定は行わない立場であるが、与えられた役割に対し部門横断的な活動を行うことができる点で現場指揮官と各機能班の指揮命令系統とは異なった特徴を有している。)</p>	—

※対応する要件のうち、③は設備対策のため、⑦、⑧、⑩、⑬は、ICS の特徴に整理できないため上表に記載していない。なお、⑦、⑧、⑩は対外対応機能を分離し、本社広報、情報発信を一本化することで対応。⑬については本社に発電所支援機能を独立させ強化することで対応。(詳細は次ページ以降参照)

¹ 参考文献：

- ・「3. 11 以降の日本の危機管理を問う」(神奈川大学法学研究所叢書 27) 務台俊介編著、レオ・ボスナー/小池貞利/熊丸由布治著 発行所：(株) 晃洋書房 2013. 1. 30 初版
- ・21st Century FEMA Study Course:—Introduction to Incident Command System, ICS-100, National Incident Management System (NIMS), Command and Management (ICS-100. b) / FEMA / 2011. 6
- ・「緊急時総合調整システム Incident Command System (ICS) 基本ガイドブック」永田高志/石井正三/長谷川学/寺谷俊康/水野浩利/深見真希/レオ・ボスナー著 発行元：公益社団法人日本医師会 2014. 6. 20 初版

ICS は、これらの特徴を持つことから、たとえ想定を超えるような事態を迎えても、柔軟に対応し事態を收拾することを目的とした弾力性を持ったシステムであり、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件におおむね合致していると考えている。

c. 具体的な改善策

当社の原子力防災組織の具体的な改善策について以下に記す。(図 2.1.4～2.1.8 参照)

(a) 組織構造上の改善

- 基本的な機能として5つの役割にグルーピング。
- 指揮命令が混乱しないよう、また、監督限界を考慮し、指揮官（本部長）の直属の部下（統括）を7名以下、統括の直属の部下（各班の班長）も7名以下となるよう組織を構成。班員についても役割に応じたチーム編成とすることで、班長以下の指揮命令系統にも監督限界を配慮（例：総務班の場合は、厚生チーム、警備チーム、医療チーム、総務チーム等、役割ごとに分類）。
- 号機班は、プラント状況の様相・規模に応じて縮小、拡張可能なよう号炉ごとに配置。
- ロジスティック機能を計画立案、現場対応機能から分離。
- 対外対応に関する責任者として対外対応統括を配置。
- 社外対応を行う要所となるポジションにはリスクコミュニケーターを配置。
- 現場指揮官の意志決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフとして安全監督担当を配置。現場の安全性について、指揮官（本部長）に助言を行うとともに、現場作業員の安全性を確保するために協働し、緊急時対策要員の安全確保に努める役割を担う。安全監督担当は、部門横断的な活動を行うことができる点で本部長、統括と各機能班長の指揮命令系統とは異なった位置づけとなっており、現場作業員の安全性に関し、各統括・班長に対して是正を促すことができる。

(b) 組織運営上の改善

- 指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くことがないようにする。
- 最終的な対応責任は発電所対策本部にあり、重大事故等時における本社対策本部の役割は、事故の収束に向けた発電所対策本部の活動の支援に徹すること、現地の発電所長からの支援要請に基づいて活動することを原則とし、事故対応に対する細かい指示や命令、コメントの発

信を行わない。

- 必要な役割や対応について、あらかじめ本部長の権限を委譲することで、各統括や班長が自発的な対応を行えるようにする。
- 発電所の被災状況や、プラントの状況を共有する社内情報共有ツール（チャット、COP（Common Operational Picture））を整備することにより、発電所や本社等の関係者に電話や紙による情報共有に加え、より円滑に情報を共有できるような環境を整備する。（図 2.1.9 参照）
- TV 会議で共有すべき情報は、全員で共有すべき情報に限定する等、電話内容を制限することで、適切な意思決定、指揮命令を行える環境を整備する。
- 発電所対策本部及び本社対策本部間の情報共有は、TV 会議システム、社内情報共有ツールと併せて、同じミッションを持つ統括、班長同士で通信連絡設備を使用し、連絡、情報共有を行う。
- 外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し、運転操作を習得。
- 本社は、後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう、拠点を整備し、あらかじめ派遣する人員を決める。
- 本社は、災害発生後、発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう、調達・輸送面に関する運用をあらかじめ手順化。

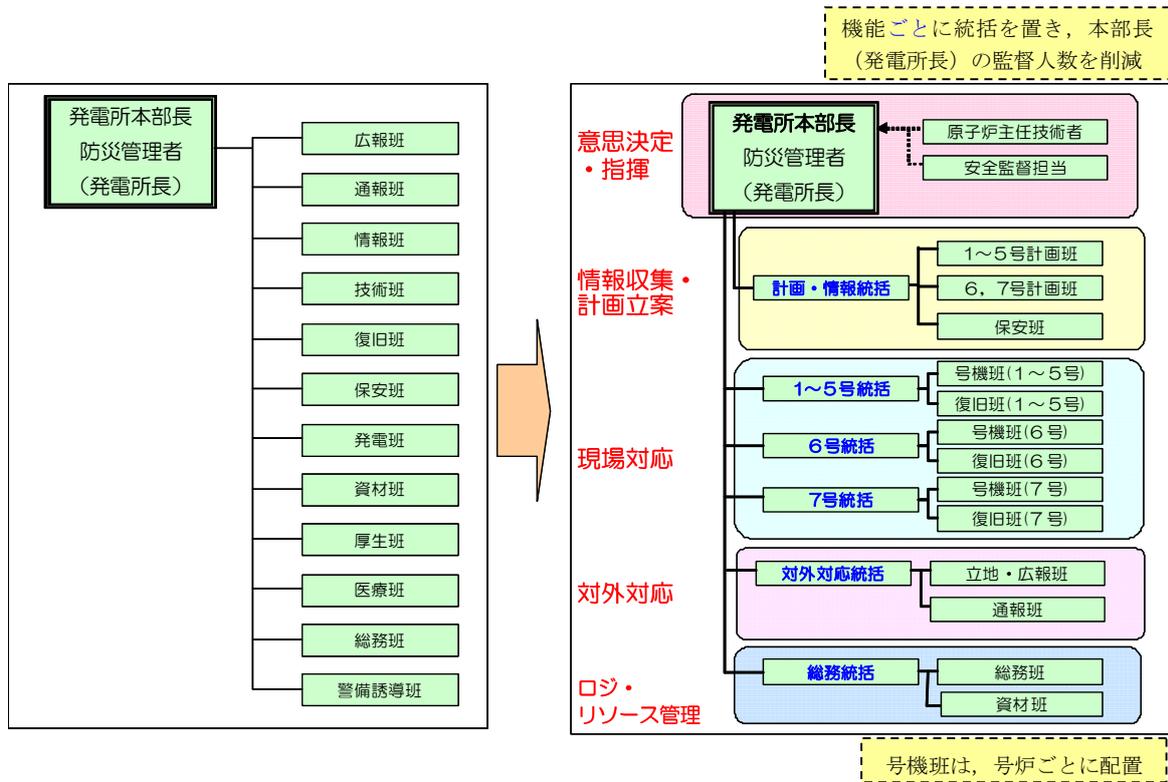


図 2.1.4 柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織の改善

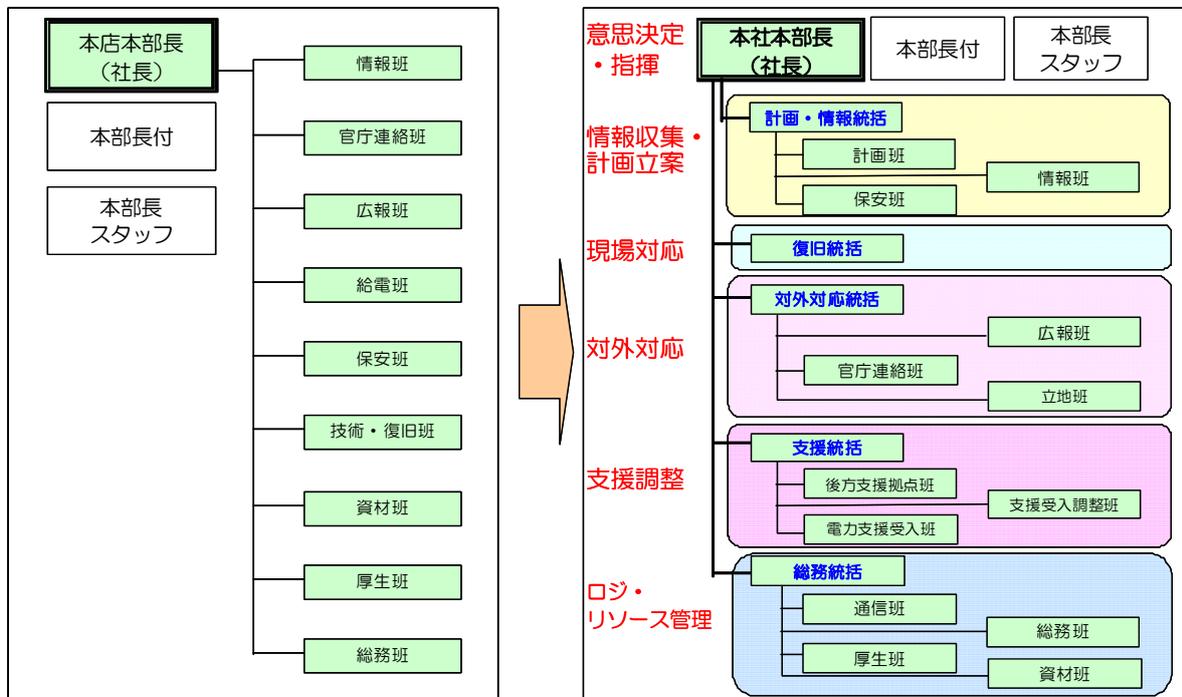
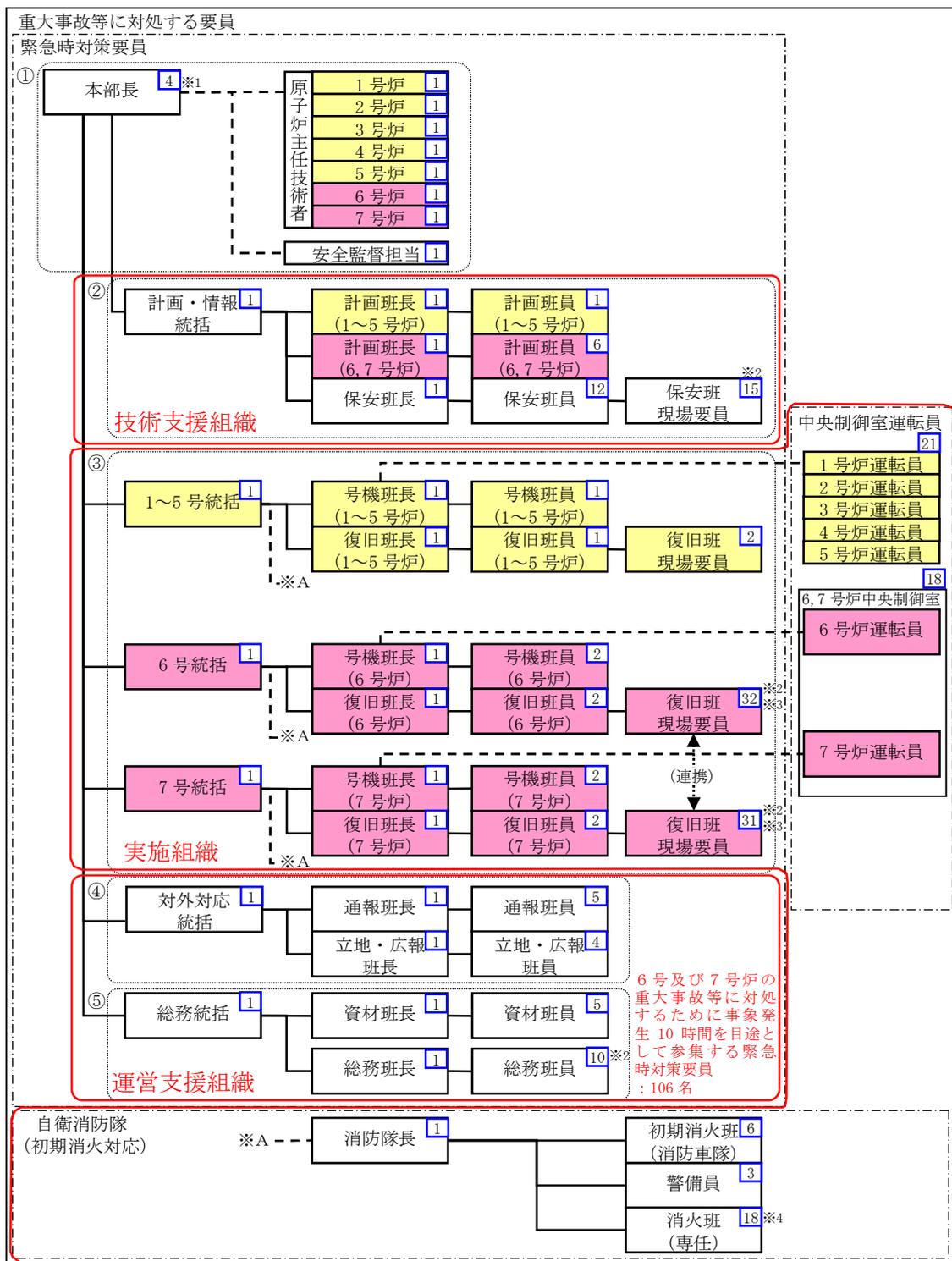


図 2.1.5 本社の原子力防災組織の改善



※1 本部付含む。
※2 班員については役割に応じたチームを編成する。
※3 復旧班現場要員は、6号及び7号炉の共用設備の対応を行う現場対応要員も含まれおり、いずれかに所属させていることから人数が異なっている。
※4 消火班は、火災の規模に応じ召集する。

①: 意思決定・指揮
②: 情報収集・計画立案
③: 現場対応
④: 対外対応
⑤: ロジスティック・リソース管理

合計: 231名

図 2.1.6 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図

(第2次緊急時態勢・参集要員召集後 6号及び7号炉ともに運転中の場合)

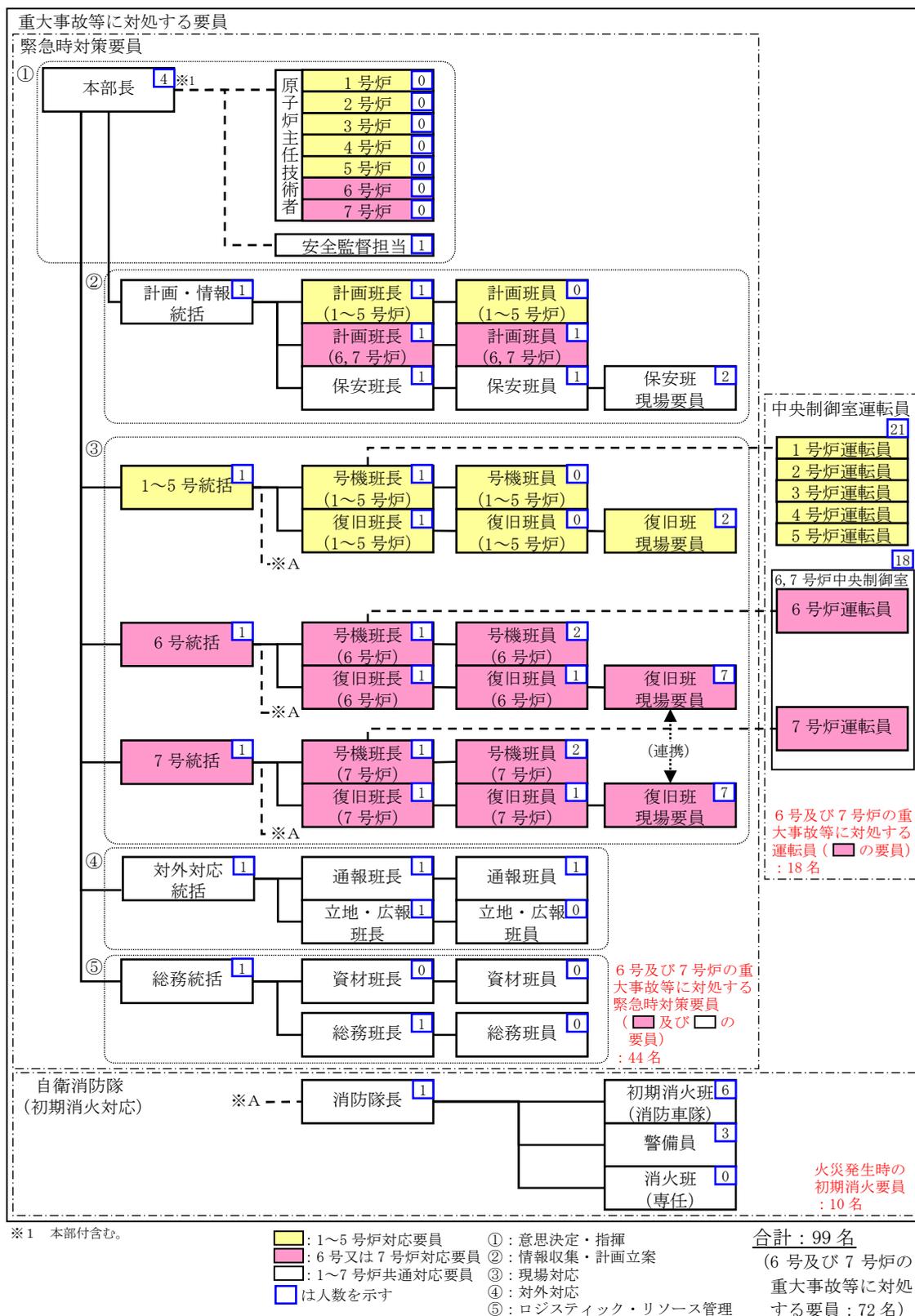


図 2.1.7 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図

(夜間及び休日 (平日の勤務時間帯以外) 6号及び7号炉ともに運転中の場合)

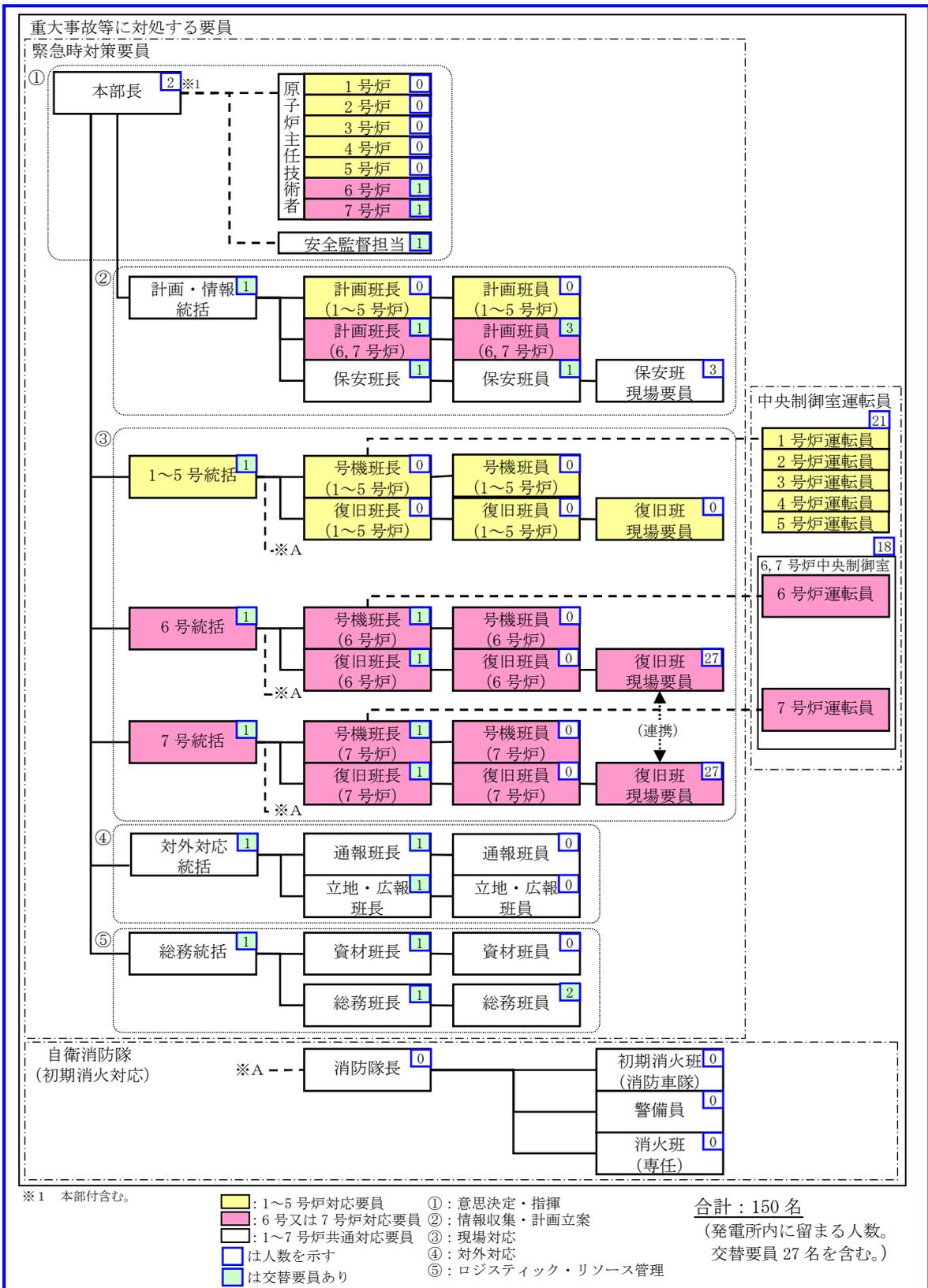
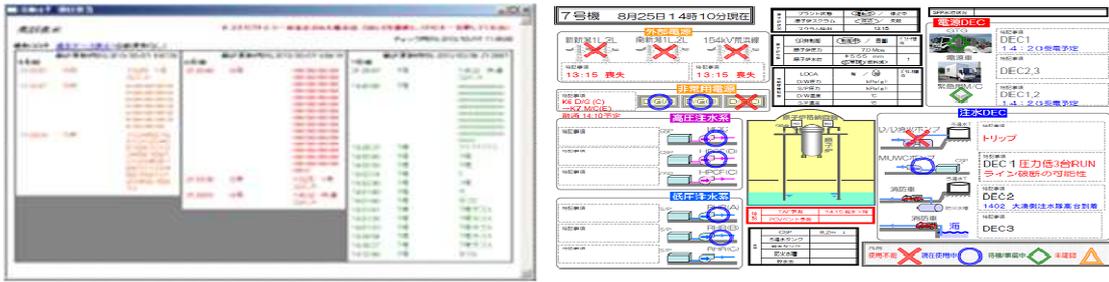


図 2.1.8 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図
(プルーム通過時 6号及び7号炉ともに運転中の場合)



社内情報共有ツール（チャット）

社内情報共有ツール（COP）

※ 緊急時組織の運用については、訓練を通じて改善を図っていることから、今後変更となる可能性がある。

図 2.1.9 社内情報共有ツール

d. 改善後の効果について

原子力防災組織の改善により、以下の効果が期待できると考えている。

- ・ 指揮命令系統が機能ごとに明確になる。
- ・ 管理スパンが設定されたことにより、指揮者（特に本部長）の負担が軽減され、指揮者は、プラント状況等を客観的に俯瞰し、指示が出せるようになる。
- ・ 本部長から各統括に権限が委譲され、各統括の指示の下、各機能班が自律的に自班の業務に対する検討・対応を行うことができるようになる。
- ・ 運用や情報共有ツール等を改善することにより、発電所対策本部、各機能班のみならず、本社との情報共有がスムーズに行えるようになる。

(2) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊への対応のための運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊への教育及び訓練については、技術的能力 1.0 で示す重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応の資機材の取扱い等を習得するための教育及び訓練を実施する。教育及び訓練は、各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するために実施する。必要となる力量を表 2.1.22 に示す。また、大規模損壊発生時に対応する発電所対策本部とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

大規模損壊のような過酷な状況下で対応するためには、更に下記事項を実施することで不測の事態にも対処することが可能となる。

- a. 運転員及び緊急時対策要員については、要員の役割に応じて付与される力量に加え、例えば要員の被災等が発生した場合においても、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。多能化に当たっては、重大事故等時の要員の動線を考慮して多能化の組み合わせを決定する。また、緊急時対策要員は、本来の役割と異なる役割を夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に担う場合があるため、技術的能力1.0で示す重大事故等対策にて実施する教育及び訓練に基づき該当者の多能化を図る。加えて、要員が負傷する等により役割を実行できなくなった場合には、同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することになるため、代行若しくは兼務対象者に対して必要な教育を実施する。
- b. 原子力防災管理者及びその代行者を対象に、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。
- c. 発電所構内の要員を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。
- d. 大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための個別訓練を、訓練ごとに実施頻度を定めて実施する。
- e. 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に行うため、重大事故等及び大規模損壊発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。
- f. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、次のとおりとし、この考え方にに基づき教育訓練の計画を定め、実施する。

- ・ 各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上実施することにより、各手順を習熟させ、力量の維持・向上を図る。あわせて力量が維持されていることを確認する。

- ・各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上実施する。
- ・大規模損壊の緩和措置における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について、必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練を効果的かつ確実に実施する。
- ・教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。
- ・あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な緊急時対策要員を非常召集できるように、定期的に連絡訓練を実施する。

表 2.1.22 大規模損壊発生時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量
緊急時対策要員 ・本部長、各統括及び技術スタッフ	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携
緊急時対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施（統括／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解
実施組織 （自衛消防隊含む）	○復旧対策の実施 ・資機材の移動、電源車による給電、原子炉への注水、使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い ○配置場所の把握
支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取り扱い

(3) 大規模損壊発生時の体制

技術的能力 1.0 で整備する発電所対策本部体制に加え、下記事項を考慮したものとする。

- a. 大規模損壊発生時の不確実性にも対処できるよう、運転員以外の発電所職員について、原則として全員を緊急時対策要員とするとともに、他号炉の運転員による応援が可能な体制を整備する。
- b. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内に緊急時対策要員、運転員、自衛消防隊合わせて常時 99 名確保し、大規模損壊発生時は本部長代行が初動の指揮を執る体制を整備する。
また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（6号及び7号炉運転員を含む）が機能しない場合もあらかじめ想定し、緊急時対策要員で役割を変更する要員に対して事前に周知しておくことで混乱することなく迅速な対応を可能とする。
- c. 大規模損壊発生時において、緊急時対策要員として参集が期待される社員寮、社宅の緊急時対策要員の発電所へのアクセスルートは複数確保し、その中から通行可能なルートを選択し発電所へ参集する。なお、プラント状況が確実に入手できない場合は、あらかじめ定めた集合場所にて、発電所の状況等の確認を行った後、発電所へ参集する。
- d. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記アクセスルートによる社員寮、社宅等からの参集に時間を要する可能性があるが、その場合であっても、発電所構内に分散待機する緊急時対策要員により優先する対応手順を必要とする要員数未満で対応することで当面の間は事故対応を行えるよう多能化を図る。

(4) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的考え方

大規模損壊発生時には、通常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緊急時対策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次の基本的な考え方に基づき整備する。

- a. 大規模損壊への対応に必要な要員を常時確保するため、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における運転員及び緊急時対策要員並びに自

衛消防隊初期消火班は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を行う。なお、建物の損壊等により要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を活用する等の柔軟な対応をとることを基本とする。

- b. 地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の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、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. 6号及び7号炉同時被災時には、6号及び7号炉の子力炉主任技術者は、それぞれ担当する号炉の保安監督を誠実かつ最優先に行う。また、大規模損壊の緩和措置の実施に当たり保安上必要な場合は、実施組織（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。
- d. プルーム放出時は、大規模損壊対応への指示を行う緊急時対策要員と発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な緊急時対策要員は緊急時対策所、運転員は中央制御室待避室にとどまり、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、発電所対策本部本部長（所長）の指示に基づき再参集する。
- e. 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消防隊は消火活動を実施する。また、発電所対策本部本部長（所長）が、事故対応を実施又は継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、緊急時対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で活動する自衛消防隊の指揮下で消火活動に従事させる。なお、発電所対策本部の体制が整った後は、本部長の判断により、自衛消防組織を設置し、自衛消防隊による消火活動を実施する。

(5) 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生した場合において、本部長を含む発電所対策本部の緊急時対策要員等が対応を行う拠点は、[5号炉原子炉建屋内](#)緊急時対策所を基本

とする。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の健全性（居住性確保、通信連絡機能等）が確認できない場合は、代替可能なスペースを状況に応じて活用し発電所対策本部の指揮命令系統を維持する。代替可能なスペースとしては、発電所緊急時対策要員に対し必要な指揮命令ができる通信連絡設備を配備している免震重要棟、あるいは、通信連絡設備（衛星電話設備、無線連絡設備）及び必要に応じて風雨を凌ぐための資機材を活用することにより確保する。

また、運転員の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員に危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し発電所対策本部が適切な拠点を選定する。

(6) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

a. 本社緊急時対策本部体制の確立

原子力災害発生時における本社対策本部の設置による発電所への支援体制は、技術的能力1.0で整備する。

b. 外部支援体制の確立

原子力災害発生時における外部支援体制は、技術的能力1.0で整備する。

2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、2.1.2.1項における大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

原子力災害発生時における資機材等の配備は、技術的能力1.0で整備する。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、技術的能力1.0で想定する自然現象による影響等に加え、下記の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響等を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる場所に保管するとともに、設計基準事故対処設備と共通要因によって同時に必要な機能が損なわれないよう、次の考え方に基いて保管する。

- a. 可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動又はそれに準じた基準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. 可搬型重大事故等対処設備は，基準津波又はそれに準じた基準を超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。
- c. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮して，関連する常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が設置されている原子炉建屋から 100m 以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。
- d. 可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管する。原子炉建屋外から電力又は水を供給する可搬型重大事故等対処設備は，アクセスルートを確認した複数の接続口を設ける。
- e. 地震，津波，大規模な火災等の発生に備え，アクセスルートを確認するために，速やかに消火及び瓦礫撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については，重大事故等対策で配備する資機材と基本的な考え方に差異はない。

資機材は，炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境，大規模な火災の発生した環境を考慮するとともに，大規模な自然災害等により外部支援が受けられない状況を想定し必要な数量を配備する。また，そのような状況においても使用を期待できるよう，原子炉建屋から 100m 以上離隔をとった場所に，分散して配備する。必要な資機材には次を含む。

- a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。
- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）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破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用するマスク、高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- d. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計及び食料等の資機材を確保する。
- e. 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。
また、通常通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備する。

2.1.3 まとめ

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより、プラント監視機能の喪失、建屋の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等の大規模な損壊が発生した場合の対応措置として、プラント内において有効に機能する運転員を含む人的資源、設計基準事故対応設備、重大事故等対応設備等の物的資源及びその時点で得られる発電所構内外の情報を活用することにより、様々な事態において柔軟に対応できる「手順書の整備」、「体制の整備」及び「設備・資機材の整備」を行う方針とする。

「手順書の整備」においては、大規模な火災の発生に伴う消火活動を実施する場合及びプラントの状況把握が困難である場合も考慮し、可搬型重大事故等対応設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして整備する。

「体制の整備」においては、指揮命令系統が機能しなくなる等の通常の体制の一部が機能しない場合を考慮した対応体制を構築するとともに、原子力防災組織の実効性等を確認するため、大規模損壊となる種々の想定に対して本部要員が対応方針を決定し指示を出すまでの図上訓練、緊急時対策要員が必要となる力量を習得及び維持するための教育・訓練を実施する。

「設備・資機材の整備」においては、可搬型重大事故等対応設備は、同等の機能を有する設計基準事故対応設備及び常設重大事故等対応設備と同時に機能喪失することのないよう、発電所の敷地特性を活かし、構内の高台に分散配置するとともに、原子炉建屋から離隔距離を置いて配備する。

大規模損壊への対応として整備する「手順書」、「体制」及び「設備・資機材」については、今後とも新たな知見や教育・訓練の結果を取り入れることで、継続的に改善を図っていく。

添付資料 2.1.1

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然現象・人為事象の 抽出プロセスについて

1. 外部事象の収集

柏崎刈羽原子力発電所での設計上考慮すべき事象の選定に当たっては、安全性の観点から考慮すべき外部現象を幅広く検討するために、以下の資料を参考に網羅的に自然現象 55 事象（表 1 参照）及び外部人為事象 28 事象（表 2 参照）の収集を行った。

類似・随件事象の観点から前述の収集事象を整理した結果、自然現象 44 事象（表 3 参照）、外部人為事象 20 事象（表 4 参照）を選定した。

- a. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306193 号 原子力規制委員会決定)
- b. 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」(制定 平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306194 号 原子力規制委員会決定)
- c. NUREG/CR-2300 “PRA Procedures Guide”, NRC, January 1983
- d. Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- e. 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年
- f. ASME/ANS RA-S-2008 “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”
- g. DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)
- h. B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006)-2011.5 NRC 公表

表1 文献より収集した自然現象 (1/2)

No	外部事象	外部事象を抽出した文献等*							
		a	b	c	d	e	f	g	h
1-1	凍結	○	○	○	○	○	○	○	
1-2	隕石			○	○		○	○	
1-3	降水 (豪雨(降雨))	○	○	○	○	○	○	○	
1-4	河川の迂回	○		○	○		○	○	
1-5	砂嵐 (塩を含んだ嵐)			○	○		○	○	
1-6	静振			○			○	○	
1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○	
1-8	積雪 (豪風雪)	○	○	○	○	○	○	○	
1-9	土壌の収縮又は膨張			○			○	○	
1-10	高潮			○	○	○	○	○	
1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○	
1-12	火山 (火山活動・降灰)	○	○	○	○	○	○	○	
1-13	波浪・高波			○	○	○	○	○	
1-14	雪崩			○	○	○	○	○	
1-15	生物学的事象	○	○		○		○	○	
1-16	海岸侵食	○		○			○	○	
1-17	干ばつ			○	○	○	○	○	
1-18	洪水 (外部洪水)	○	○	○	○	○	○	○	
1-19	風 (台風) (暴風(台風))	○	○	○	○	○	○	○	
1-20	竜巻	○	○	○	○	○	○	○	
1-21	濃霧			○			○	○	
1-22	森林火災	○	○	○	○	○	○	○	
1-23	霜, 白霜			○	○	○	○	○	
1-24	草原火災							○	
1-25	ひょう, あられ			○	○	○	○	○	
1-26	極高温			○	○	○	○	○	
1-27	満潮			○	○		○	○	
1-28	ハリケーン			○	○		○	○	
1-29	氷結, 結氷板			○	○		○	○	
1-30	氷晶				○			○	
1-31	氷壁				○				
1-32	土砂崩れ (山崩れ, がけ崩れ)					○			
1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○	
1-34	湖又は河川の水位低下			○	○		○	○	
1-35	湖又は河川の水位上昇			○	○	○			
1-36	陥没, 地盤沈下, 地割れ	○			○	○		○	
1-37	極限的な圧力 (気圧高/低)				○				
1-38	靄				○				
1-39	塩害, 塩雲	○			○				
1-40	地面の隆起	○			○	○			
1-41	動物				○				
1-42	地滑り	○		○	○	○	○	○	
1-43	カルスト				○				
1-44	地下水 (浸食, 多量/枯渇)	○			○				
1-45	海水面低				○				
1-46	海水面高				○	○			
1-47	水中の地滑り	○			○				
1-48	水中の有機物				○				
1-49	太陽フレア, 磁気嵐							○	
1-50	高温水 (海水温高)			○	○	○		○	

※ 「○」は外部事象を収集した文献を示す。

表1 文献より収集した自然現象 (2/2)

No	外部事象	外部事象を抽出した文献等※							
		a	b	c	d	e	f	g	h
1-51	低温水 (海水温低)				○				
1-52	泥湧出					○			
1-53	土石流					○			
1-54	水蒸気					○			
1-55	毒性ガス			○		○	○	○	

※ 「○」は外部事象を収集した文献を示す。

表2 文献より収集した人為事象

No	外部事象	外部事象を抽出した文献等※							
		a	b	c	d	e	f	g	h
2-1	衛星の落下			○	○		○	○	
2-2	パイプラインの事故 (ガス等), パイプライン事故によるサイト内爆発等	○		○	○		○	○	
2-3	交通事故 (化学物質流出含む)			○	○		○	○	
2-4	有毒ガス	○	○	○			○	○	
2-5	タービンミサイル	○	○	○	○		○	○	
2-6	飛来物 (航空機衝突)	○	○	○	○		○	○	○
2-7	工業施設又は船舶の爆発			○	○		○	○	
2-8	船舶の衝突 (船舶事故)	○	○		○			○	
2-9	自動車又は船舶の爆発				○			○	
2-10	船舶から放出される固体又は液体不純物				○				
2-11	水中の化学物質				○				
2-12	爆発 (プラント外での爆発)	○	○		○				
2-13	プラント外での化学物質流出				○				
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出			○	○		○	○	
2-15	軍事施設からのミサイル				○				
2-16	掘削工事				○				
2-17	他のユニットからの火災				○				
2-18	他のユニットからのミサイル				○				
2-19	他のユニットからの内部溢水				○				
2-20	電磁的障害	○	○		○				
2-21	ダム の崩壊	○	○		○				
2-22	内部溢水	○	○	○	○		○		
2-23	火災 (近隣工場等の火災)	○	○	○	○				
2-24	第三者の不法な接近	○	○						
2-25	航空機衝突 (意図的)	○	○		○				
2-26	妨害破壊行為 (内部脅威含む)	○	○						
2-27	サイバーテロ	○	○						
2-28	重量物落下	○	○		○				

※ 「○」は外部事象を収集した文献を示す。

表3 自然現象の整理(1/2)

No.	自然現象	備考
1	地震	(1-7)
2	津波	(1-11)
3	降水	(1-3)
4	積雪	(1-8)
5	雪崩	(1-14)
6	ひょう, あられ	(1-25)
7	氷嵐, 雨氷, みぞれ	(1-25)
8	氷晶	(1-30)
9	霜, 霜柱	(1-23)
10	結氷板, 流氷, 氷壁	氷結, 結氷板 (1-29), 氷壁 (1-31)
11	風 (台風含む)	風(台風)(暴風(台風)) (1-19), ハリケーン(1-28)
12	竜巻	(1-20)
13	砂嵐	(1-5)
14	霧, 霞	濃霧, 霧 (1-21), 靄 (1-38)
15	高温	(1-26)
16	低温	凍結 (1-1)
17	高温水 (海水温高)	(1-50)
18	低温水 (海水温低)	(1-51)
19	極限的な圧力 (高/低)	(1-37)
20	落雷	(1-33)
21	高潮	高潮 (1-10), 満潮 (1-27)
22	波浪	(1-13)
23	風津波	波浪・高波 (1-13)
24	洪水	(1-18)
25	池・河川の水位低下	(1-34)
26	河川の迂回	(1-4)
27	干ばつ	(1-17)
28	火山	火山活動 (1-12), 水蒸気 (1-54), 毒性ガス (1-55)
29	地滑り	地滑り (1-32), 土砂崩れ (山崩れ, がけ崩れ) (1-42)
30	海水中の地滑り	水中の地滑り (1-47)
31	地面隆起 (相対的な水位低下)	地面隆起 (1-40)
32	土地の浸食, カルスト	陥没, 地盤沈下, 地割れ (1-36), カルスト (1-43)
33	土の伸縮	土壌の収縮又は膨張 (1-9)
34	海岸浸食	海岸侵食 (1-16)
35	地下水 (多量/枯渇)	(1-44)
36	地下水による浸食	(1-44)
37	森林火災	森林火災 (1-22), 草原火災 (1-24)

表 3 自然現象の整理(2/2)

No.	自然現象	備考
38	生物学的事象	生物学的事象 (1-15), 動物 (1-41), 水中の有機物 (1-48)
39	静振	静振 (1-6), 湖又は河川の水位低下 (1-34), 湖又は河川の水位上昇 (1-35), 海水面低 (1-45), 海水面高 (1-46)
40	塩害, 塩雲	(1-39)
41	隕石, 衛星の落下	隕石 (1-2), 衛星の落下 (2-1)
42	太陽フレア, 磁気嵐	(1-49)
43	土石流	(1-53)
44	泥湧出	(1-52)

※ () 内の番号は「表 1 文献より収集した自然現象」における番号

表4 人為事象の整理

No.	人為事象	備考*
1	航空機落下	(2-6)
2	ダムの崩壊	(2-21)
3	火災・爆発	交通事故(化学物質流出含む) (2-3), 爆発(プラント外での爆発) (2-12), 他のユニットからの火災 (2-17), 火災(近隣工場等の火災) (2-23)
4	有毒ガス	(2-4)
5	船舶の衝突	(2-8)
6	電磁的障害	(2-20)
7	パイプライン事故	(2-2)
8	第三者の不法な接近	(2-24)
9	航空機衝突(意図的)	(2-25)
10	妨害破壊行為 (内部脅威含む)	(2-26)
11	サイバーテロ	(2-27)
12	産業施設の事故	工業施設又は船舶の爆発 (2-7)
13	輸送事故	自動車又は船舶の爆発 (2-9)
14	軍事活動による ミサイルの飛来	(2-15)
15	サイト内外での掘削	(2-16)
16	内部溢水	他のユニットからの内部溢水 (2-19), 内部溢水 (2-22)
17	タービンミサイル	タービンミサイル (2-5), 他のユニットからのミサイル (2-18)
18	重量物輸送	(2-28)
19	化学物質の放出による 水質悪化	船舶から放出される固体又は液体不純物 (2-10), 水中の化学物質 (2-11), プラント外での化学物質流出 (2-13), サイト貯蔵の化学物質の流出 (2-14)
20	油流出	船舶から放出される固体又は液体不純物 (2-10)

※ () 内の番号は「表2 文献より収集した人為事象」における番号

(1) 各事象の影響度評価と選定

各自然現象・各人為事象について、想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、設計基準を超えるような非常に苛酷な状況を想定した場合に考え得る起因事象について評価し、その結果から特にプラントの安全性に影響を与える可能性がある事象を選定した。（自然現象については表 5、人為事象については表 6 参照。）

選定に当たっては、そもそも柏崎刈羽原子力発電所において発生する可能性があるか、非常に苛酷な状況を想定した場合、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点で確認した。

(2) 選定結果

上記評価の結果、苛酷な状況となる可能性がある事象であって、影響の程度評価を行うべき外部事象を以下のとおり選定した。

【自然現象】

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・低温（凍結）
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・火山
- ・隕石

※ 森林火災については、出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であると想定し、人為事象「火災・爆発」に整理した。

【人為事象（偶発的）】

- ・航空機落下※
- ・火災、爆発（森林火災、近隣工場の火災・爆発等）
- ・有毒ガス
- ・船舶の衝突
- ・電磁的障害

- ・ 軍事活動によるミサイル飛来
- ・ 内部溢水

【人為事象（意図的）】

- ・ 第三者の不法な接近
- ・ 航空機衝突（意図的）
- ・ 妨害破壊行為（内部脅威含む）
- ・ サイバーテロ

表5 評価対象自然現象評価結果 (1/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
1	<p style="text-align: center;">降水</p> <p>※詳細は添付資料 2.1.8 参照</p>	<p>①浸水 敷地及び建屋内浸水による機器浸水</p> <hr/> <p>②荷重（堆積荷重） 建屋屋上での雨水排水不可（排水能力超過）による滞留</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 降水の影響により屋外の送変電設備が機能喪失し、外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備（<i>ダイ</i>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。 ・ 原子炉建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、雨水が下層階へ伝播し、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が没水又は被水により機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・ タービン建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合にタービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。 ・ タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、没水又は被水により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。 ・ コントロール建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雨水が伝播し直流電源喪失に至るシナリオ。 ・ 廃棄物処理建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。

表5 評価対象自然現象評価結果 (2/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
2	<p style="text-align: center;">積雪</p> <p>※詳細は添付資料 2.1.2 参照</p>	<p>①荷重（堆積荷重） 建屋及び屋外機器への堆積</p> <p>②相間短絡 送電・変電設備の屋外設備への着氷</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、積雪（雪融け水含む）の影響により、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 • タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。 • タービン建屋熱交換器エリア屋上が積雪荷重により崩落した場合に、積雪（雪融け水含む）の影響により原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。 • コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ溢水が伝播し機能喪失に至るシナリオ。 • 廃棄物処理建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。 • 軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には、軽油タンク機能喪失に至り、以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（<i>デイ</i>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。 <ul style="list-style-type: none"> • 送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。

添付 2.1-10

表5 評価対象自然現象評価結果 (3/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
2	積雪 ※詳細は添付資料 2.1.2 参照	③閉塞（空調） 給排気口の閉塞（堆積又は付着による給気口閉塞）	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室換気空調及び D/G 室空調給気口の閉塞により各空調設備が機能喪失に至るシナリオ。（ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。） D/G 室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、上記②の外部電源喪失が同時発生した場合に、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
3	雪崩	①荷重（衝突） 雪崩による建屋及び屋外機器への荷重	<ul style="list-style-type: none"> 建屋周辺に急峻な斜面がないことから、プラントの安全性に影響を与えるような雪崩は発生せず、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
4	ひょう、あられ	①荷重（衝突） 建屋及び屋外機器へのひょう（又はあられ）の衝突	<ul style="list-style-type: none"> 竜巻の影響に包絡される。（No. 10 参照）
5	氷嵐，雨氷，みぞれ	①荷重（堆積） 建屋及び屋外機器への雨氷等の着氷	<ul style="list-style-type: none"> 火山及び積雪の影響に包絡される。（火山は No. 26，積雪は No. 2 参照）
		②閉塞（空調） 建屋や屋外機器への雨氷等の着氷	<ul style="list-style-type: none"> 積雪の影響に包絡される。（No. 2 参照）
6	氷晶	①荷重（堆積） 建屋及び屋外機器への付着	<ul style="list-style-type: none"> 火山及び積雪の影響に包絡される。（火山は No. 26，積雪は No. 2 参照）
		②閉塞（空調） 建屋及び屋外機器への付着	<ul style="list-style-type: none"> 積雪の影響に包絡される。（No. 2 参照）
7	霜，霜柱	①— 建屋及び屋外機器への霜の付着，敷地での霜柱生成	<ul style="list-style-type: none"> 建物や屋外設備への霜付着による影響はなく，霜柱についても発生範囲は土露出範囲であるため，プラントの安全性が損なわれるような影響は発生せず，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
8	結氷板，流氷，氷壁	①閉塞（取水） 流氷等による取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生せず，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

表5 評価対象自然現象評価結果 (4/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
9	風（台風含む） ※詳細は添付資料 2.1.6 参照	①荷重（風圧，衝突） 風圧（又は飛来物衝突）による建屋，設備の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・風荷重によりタービン建屋が損傷し，タービン，発電機に影響が及んでタービントリップに至るシナリオ。 ・風荷重による送変電設備の損傷により外部電源喪失に至るシナリオ。 ・風荷重にて軽油タンク等が損傷し，かつ同時に外部電源喪失が発生し，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ※飛来物衝突影響については竜巻の影響に包絡される。
		②閉塞（取水） 台風による漂流物による取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> ・台風による漂流物により取水口が閉塞した場合，原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
10	竜巻 ※詳細は添付資料 2.1.7 参照	①荷重（風圧，気圧差及び衝突） 風圧，気圧差又は飛来物損傷による建屋設備損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷，又は飛来物が建屋外壁を貫通し，タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ。 ・送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ。 ・軽油タンク等が損傷，かつ外部電源喪失している状況下において，非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により，全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し，復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ。
		②閉塞（取水） 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> ・竜巻により資機材，車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合，原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
11	砂嵐	①閉塞（空調） 空調フィルタの閉塞	<ul style="list-style-type: none"> ・砂嵐や黄砂は柏崎刈羽原子力発電所及びその周辺においては発生していないこと，及び発生を仮定してもその影響はNo. 26火山の火山灰による「③閉塞（空調）」事象に包絡されることから，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
12	霧，靄	①－ 発電所敷地内での霧，靄（もや）の発生による設備等への影響なし	<ul style="list-style-type: none"> ・安全施設の機能が損なわれることはなく，本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

表5 評価対象自然現象評価結果 (5/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
13	高温	①外気温度高 外気温度高による機器等の冷却能力低下	・空調設計条件を超過する可能性はあるものの、1日の中でも気温の変動があり高温状態が長時間にわたり継続しないこと、空調設備が余裕をもって設計されていること、また、外気温度高により即安全性が損なわれることはないことから、安全施設の機能が損なわれることはない。よって、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
14	低温（凍結） ※詳細は添付資料 2.1.3 参照	①外気温度低（凍結） 屋外配管・タンクの内部流体凍結	・軽油タンク等内の軽油の凍結と着氷による相間短絡によって外部電源喪失が同時発生し、非常用ディーゼル発電設備（デイタンク）の燃料枯渇となり全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
15	高温水 （海水温高）	①海水温度高（冷却機能低下：海水系） 取水温度高に伴う冷却性能への影響	・海水温度高に伴う復水器真空度低下により、タービントリップに至るシナリオ。
16	低温水 （海水温低）	①— 取水温度低に伴う海水系機器への影響なし	・取水温度低について冷却性能の劣化につながらず、影響ないため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
17	極限的な圧力 （気圧高/低）	①荷重（気圧差） 気圧差による空調設備等への影響	・竜巻の影響に包絡される。（No. 10 参照）
18	落雷 ※詳細は添付資料 2.1.4 参照	①雷サージ及び誘導電流 過電圧による設備損傷	・落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至るシナリオ。 ・屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ。 ・屋外設置のタンク類（軽油タンク、液化窒素貯槽）のうち、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失が外部電源喪失と同時に発生し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。 ・建屋内外への雷による誘導電流の影響により、各種設備が機能喪失となり、その他過渡事象に至るシナリオ。
19	高潮	①浸水 高潮による建屋や機器への浸水影響	・津波評価において敷地内への浸水を想定しており、津波の影響に包絡される。
20	波浪	①浸水 波浪による建屋や機器への浸水影響	・津波評価において敷地内への浸水を想定しており、津波の影響に包絡される。

表5 評価対象自然現象評価結果 (6/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
21	風津波	①浸水 風津波による建屋や機器への浸水影響	・津波評価において敷地内への浸水を想定しており、津波の影響に包絡される。
22	洪水	①浸水 発電所敷地の浸水による建屋や機器への影響（津波を除く）	・津波以外の外部洪水としては、ダムが決壊や河川の氾濫等考えられるが、柏崎刈羽原子力発電所へ影響を及ぼす範囲にダムや河川はない。したがって、本事象によるプラントへの影響はないことから、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
23	池・河川の水位低下	①－ 河川等の水位低下による設備等への影響なし	・柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
24	河川の迂回	①－ 河川の迂回による設備等への影響なし	・柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
25	干ばつ	①－ 干ばつに伴う河川等からの取水不可による設備等への影響なし	・柏崎刈羽原子力発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

表5 評価対象自然現象評価結果 (7/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
26	火山 ※詳細は添付資料 2.1.5 参照	①荷重 (堆積) 建築物やタンク等上部への降下火山灰の堆積による天井崩落	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に損傷、機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。 タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置しているタービン、発電機に影響が及びタービントリップに至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。 コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落し、建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。 軽油タンクが火山灰堆積荷重により天井崩落、破損に至り、以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備 (デイタンク) の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
		②閉塞 (取水) 降下火山灰の取水口及び海水系への取込みによる閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 海水中の火山灰が高濃度な場合に、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により、海水系設備の機能喪失、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。
		③閉塞及び摩耗 降下火山灰による換気空調系及び軽油タンクの閉塞及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの軸受摩耗	<ul style="list-style-type: none"> D/G 室空調給気口又は軽油タンクの閉塞若しくは非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの軸受摩耗により、非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において、以下⑤の外部電源喪失が発生している状況下では、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
		④腐食 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響	<ul style="list-style-type: none"> 腐食の進行は時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能と判断。よって、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		⑤相間短絡 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡	<ul style="list-style-type: none"> 火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至るシナリオ。

表5 評価対象自然現象評価結果 (8/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起因事象等
27	地滑り	①荷重（衝突） 地滑りに伴う土砂等の建屋・屋外設備への衝突	<ul style="list-style-type: none"> 送電設備については、斜面に設置されているものもあり、地滑りにより送電設備が倒壊することで、外部電源喪失に至るシナリオ。 一方、周辺斜面と原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は十分な離隔距離を有しており、プラントの安全性に影響が及ぶことはないと判断。
28	海水中の地滑り	①閉塞（取水） 海水中の地滑りに伴う取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 港湾内については、海底に地滑りの発生し得る起伏がないため、発生可能性がない。 港湾外の地滑りに伴い発生可能性のある津波については、津波事象として考慮。
29	地面隆起/低潮位	①地盤安定性 地盤の隆起に伴う建屋や屋外設備の傾斜等による損壊	<ul style="list-style-type: none"> 地面隆起は、地震の随伴事象である。原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は岩着や杭基礎で施工されており、地震時は一体となって震動することから、プラントの安全性に影響が及ぶような部分的な地面隆起は発生せず、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
30	土地の浸食, カルスト	①地盤安定性 土壌の流出による荒廃、地盤沈下に伴う建屋や屋外設備の周辺地面の浸食による設備等の損壊	<ul style="list-style-type: none"> 土地の浸食は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。
31	土の伸縮	①地盤安定性 建屋・屋外設備の周辺地面の変状による設備等の損壊	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設は、岩着や杭基礎等の工法にて施工されており、土の伸縮による影響を受けにくい。また、土の伸縮は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。 よって、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
32	海岸浸食	①冷却機能低下：海水系 海岸線の後退、海底勾配の変化による取水設備性能への影響	<ul style="list-style-type: none"> 海岸浸食は、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはないと判断。適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

表5 評価対象自然現象評価結果 (9/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
33	地下水 (多量/枯渇)	①浸水 地下水の建屋地下階への流入による設備等の浸水	・多量の地下水流入については、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することではなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
		②ー 地下水の枯渇	・地下水は活用しておらず、安全施設の機能が損なわれることはないと判断。したがって、本事象によるプラントへの影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
34	地下水による浸食	①地盤安定性 建屋・屋外構築物の地下部（地下階，基礎部）土壌浸食	・安全上重要な建屋や屋外設備は、岩着や杭基礎等の工法にて施工されており、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することではなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
		②浸水 建屋地下部の浸食による建屋内への地下水の流入	・基本的に設備等の機能に影響を及ぼすほどの地下水が建屋内へ流入する可能性は稀である。また、仮に浸食があっても、時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することではなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能。本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。

表 5 評価対象自然現象評価結果 (10/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
35	森林火災	①熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	<ul style="list-style-type: none"> 森林火災が送電設備に延焼し、外部電源喪失に至るシナリオ。 発電所周辺監視区域の境界に沿って森林を伐採しており、構外から延焼する状況に対して一定の効果があると考えられること、敷地境界から出火した場合であっても、防火帯を設定しておりプラントまでの離隔距離が十分あること、防火帯内側への延焼を仮定した場合でも街路樹等が燃えるだけで火災の規模は限定的なため、消火が可能であると考えられること、プラント近傍は非植生であり、仮に危険物（軽油タンク）に延焼した場合であっても原子炉建屋外壁面が 200℃未満であることを評価で確認していることから、原子炉建屋等の基幹となる原子炉施設への影響はなく、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
		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	<ul style="list-style-type: none"> ばい煙の換気空調系への取込みは、火山の影響に包絡される。（No. 26 参照） ばい煙を取り込むことによる人への影響については、発電所敷地内の林縁とプラント間に十分な離隔距離があることから、影響はないと判断。ばい煙が中央制御室空調外気取入口まで達する仮定した場合でも、再循環運転を行うことで影響を抑えられるため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
36	生物学的事象	①閉塞（取水） 海生生物（くらげ等）の襲来による取水口閉塞	<ul style="list-style-type: none"> 大量発生したくらげ等の海生生物により、取水口が閉塞した場合に、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。この場合でも事象の影響は津波による影響に包絡される。
		②個別設備の機能喪失 齧歯類（ネズミ等）によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡等	<ul style="list-style-type: none"> ネズミ等齧歯類によるケーブル類の損傷、電気機器接触による地絡等は、個別機器の不具合というランダム事象に整理される。この場合でも事象の影響は地震による影響に包絡される。
37	静振	①浸水 港湾内での潮位振動による取水への影響	<ul style="list-style-type: none"> 津波評価において敷地内への浸水を想定しており、津波の影響に包絡される。（浸水影響の最も大きい津波の評価においては、数値シミュレーションを実施しており、その中で静振の影響も考慮されている。）
		②冷却機能低下：海水系 港湾内での潮位振動による取水への影響	

表 5 評価対象自然現象評価結果 (11/11)

No	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
38	塩害, 塩雲	①塩害による屋外構築物・設備の腐食	<ul style="list-style-type: none"> 腐食は, 発電所の運転に支障をきたす時間スケールで事象進展しないことから, 安全施設の機能が損なわれるおそれはなく, 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
39	隕石, 衛星の落下	①荷重 (衝突) 隕石衝突に伴う建屋・屋外設備の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等が衝突に至る可能性は, 極低頻度な事象ではあるが, 被害の影響から大規模損壊の対象とする。 ①, ②荷重 (衝突) については, 表 6 No. 1 航空機落下と同じ起回事象等が発生する可能性がある。 ③浸水については, 津波の影響に包絡される。
		②荷重 (衝突) 発電所敷地への隕石落下に伴う衝撃波	
		③浸水 隕石の発電所近海への落下に伴う津波	
40	太陽フレア, 磁気嵐	①誘導電流 太陽フレアの地磁気誘導電流による変圧器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 磁気嵐により誘導電流が発生し, 変圧器等の送電・変電設備の損傷により, 外部電源喪失に至るシナリオ。 ただし, 磁気嵐の影響を受けるのは, こう長の長い送電線であり, 非常用ディーゼル発電設備及び非常用電源母線への影響はなく, プラントの安全性への影響はないと判断。 太陽フレアによる電磁波や放射線については, 電波障害等を引き起こす可能性はあるものの, 基本的に大気や磁場により地表面まで到達せず, さらに建屋による遮蔽効果に期待できるため安全設備等への影響については考えにくいことから大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
41	土石流	①荷重 (衝突) 土石流による建屋及び屋外機器への荷重	<ul style="list-style-type: none"> 敷地内に溪流がなく, 土石流危険区域に指定されていないことから土石流が敷地内に到達することはない。したがって, 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
42	泥湧出	①地盤安定性 地盤の脆弱化に伴う建屋や屋外設備の傾斜等による損傷	<ul style="list-style-type: none"> 地震による液状化で損傷が想定される機器は, 地震動による損傷も想定しており, 地震の影響に包絡される。

表 6 評価対象人為事象評価結果 (1/4)

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
1	航空機落下	①荷重（衝突） 航空機が建屋等へ衝突	
		②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	
2	ダムの崩壊	①浸水 ダムの崩壊に伴う洪水による建屋や機器への浸水影響	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所周辺にダムの崩壊により洪水となる河川はないため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
3	火災・爆発	①熱影響，爆風圧 発電所内に保管されている危険物の火災や爆発による影響	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電設備の軽油タンクで火災が発生した場合であっても原子炉建屋の温度が許容値以上に上昇しないことを確認。 ・非常用ディーゼル発電設備の軽油タンク全数が焼損した場合は、デイトンクの枯渇により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るが、外部電源と同時に機能喪失することはないため、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。 ・個別の設備が火災により損傷した場合、外部電源喪失，非隔離事象，隔離事象，全給水喪失，RPS 誤動作，原子炉補機冷却系故障，手動停止等に至る。さらに、複数の設備に火災が発生した場合には大規模損壊に至る可能性がある。
4	有毒ガス	①中央制御室居住性の低下 有毒ガスが中央制御室内に取り込まれることによる運転操作への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所の近くには、有毒ガスの漏えいにより発電所に影響を及ぼすような石油化学コンビナート等はない。また、タンクローリーやケミカルタンカー等の可動施設についても発電用原子炉施設からの離隔距離が確保されることから影響はない。 ・このため、発電所敷地内施設からの有毒ガスの漏えいを想定する。

添付 2.1-20

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 6 評価対象人為事象評価結果 (2/4)

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
5	船舶の衝突	①冷却機能低下：海水系 漂流船舶が取水設備を損傷させることによる冷却機能への影響	・漂流船舶が発電所港湾内に侵入した場合であっても、カーテンウォールにより直接取水設備を損傷させることはないが、仮に更に内部へ侵入し、取水設備を損傷させた場合は、最終ヒートシンクが喪失に至るシナリオとなる。この場合でも事象の影響は津波による影響に包絡される。
6	電磁的障害	①電磁波によるノイズ 電磁波を放出する機器による計測制御系へのノイズ発生で安全機能の誤動作，誤不動作	・携帯電話等の電磁波を放出する機器が中央制御室等の発電所内に誤って偶発的に持ち込まれることによる計測・制御設備への影響が想定される。中央制御室や現場にある操作盤については、電波障害試験により耐性を確認しているが、想定を上回る影響が生じた場合は、計測制御系への外乱が想定される。事象影響としては落雷の影響に包絡される。
7	パイプライン事故	①熱影響，爆風圧 パイプラインの損傷・破裂による火災，爆風	・パイプラインは道路下に埋設されており，埋設深度も法令で定められている。また，緊急時にはガスの遮断が行われるため，爆発が発生したとしても外部に対する影響は限定的である。仮に飛来物が発電所へ届く場合があったとしても，事象影響としては竜巻の影響に包絡される。
8	第三者の不法な接近	①－ 原子炉施設内に悪意を持った第三者が侵入	・原子炉施設内への侵入だけでは起回事象の発生はない。(原子炉施設への影響は No. 10 妨害破壊行為に包絡。)
9	航空機衝突 (意図的)	①荷重 (衝突) 航空機が建屋等へ衝突 ②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響	

添付 2.1-21

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 6 評価対象人為事象評価結果 (3/4)

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等	
10	妨害破壊行為 (内部脅威含む)	①衝撃力 爆発物等による衝撃力		
		②中央制御室の占拠等 悪意操作, サボタージュ		
11	サイバーテロ	①制御システムのハッキング 制御システムのハッキングによる悪意操作		
12	産業施設の事故	①熱影響, 爆風圧 発電所外の産業施設の事故による火災, 爆発		・発電所敷地周辺に石油コンビナート施設はないため, 本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
13	輸送事故	①熱影響, 爆風圧 危険物輸送車両や船舶の発電所敷地周辺における事故による火災, 爆風		・危険物輸送車両や船舶にて火災, 爆発が発生した場合でも危険限界距離以上離れている。爆風により飛来物を想定した場合であっても竜巻の影響に包絡される。
14	軍事活動によるミサイルの飛来	①荷重 (衝突) ミサイルが建屋等へ衝突		
		②熱影響 輻射熱による建屋・屋外設備への熱影響		
15	サイト内外での掘削	①物理的損傷 発電所内外において地面の掘削工事を行い, 設備の一部を損傷		・地面の掘削工事を行う場合は, 埋設物の管理図面により事前調査を行い, あらかじめ埋設物の位置を確認する。仮に埋設物を損傷させた場合の影響として, 埋設ケーブル切断による外部電源喪失に至るシナリオとなる。 ・また, 発電所内外の送電鉄塔を掘削工事により倒壊させた場合も外部電源喪失に至るシナリオとなる。この場合でも事象の影響は地震による影響に包絡される。

添付 2.1-22

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 6 評価対象人為事象評価結果 (4/4)

No	人為事象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	考え得る起回事象等
16	内部溢水	①浸水 原子炉施設内の配管等の破損による保有水の漏えいの影響	・外部電源喪失、非隔離事象、隔離事象、全給水喪失、 原子炉保護系 誤動作、原子炉補機冷却系故障、手動停止等に至る シナリオ となる。これらが多数重畳した場合には大規模損壊に至る可能性がある。
17	タービンミサイル	①荷重（衝突） タービンの一部が飛来物となって衝突	・飛来物衝突影響について航空機衝突（意図的）に包絡される。
18	重量物輸送	①荷重（落下） 輸送中の燃料集合体の落下による破損	・燃料取替機は燃料取替作業中の燃料集合体落下防止対策（フェイル・セーフ設計等）がとられているため、燃料集合体の落下事故の発生確率は非常に小さく、さらにその発生を仮定した場合でも破損した燃料からの放射性物質の放出量は僅かであり、外部への影響は小さいことが評価されている。したがって、本事象から大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
		②荷重（衝突） 重量物輸送車両やクレーン等の重機の転倒による屋外設備の損壊	・作業に重機を使用する場合は、転倒防止対策を行うため発生することは考えにくい。仮に重機が転倒した場合は変圧器や軽油タンクの損壊が想定される。これにより、外部電源喪失とデイトンク枯渇による非常用ディーゼル発電設備の機能喪失により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられるが、重機転倒による損傷範囲は重機の大きさに限定されるため、起回事象として考慮する必要はないと判断。（考慮した場合であっても大規模損壊シナリオ検討に当たって考慮すべき起回事象ではない）
19	化学物質の放出による水質悪化	①冷却機能低下：海水系 発電所内で保管されている化学物質が港湾内へ放出され、又は船舶事故により化学物質が流出し、海水系の冷却機能へ影響	・発電所内で保管している化学物質については、堰の設置や建屋内保管により漏えい拡大防止対策をしており、港湾内への流出は考えにくい。船舶事故にて流出する可能性は否定できないが、海水系に取水される段階では十分希釈されていると想定できる。したがって、本事象による影響を考慮する必要はないと考えるが、仮に影響が生じた場合は最終ヒートシンク喪失に至るシナリオとなる。この場合でも事象の影響は 津波による影響 に包絡される。
20	油流出	①冷却機能低下：海水系 船舶等から流出した油が海水系の冷却機能へ影響	・海水の取水については、カーテンウォールを設置して深層取水を行っており、油が直接海水系に流入することは考えにくい。仮に影響が生じた場合は最終ヒートシンク喪失に至るシナリオとなる。この場合でも事象の影響は 津波による影響 に包絡される。

設計基準を超える積雪事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 建屋天井や屋外設備に対する荷重
- ② 送電変電設備の屋外設備への着氷
- ③ 空調給気口の閉塞
- ④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，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，以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む）の設備等を評価対象設備として選定した。

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・コントロール建屋
- ・タービン建屋
- ・廃棄物処理建屋

<屋外設備>

- ・送変電設備
- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）
- ・中央制御室換気空調設備
- ・非常用ディーゼル発電機非常用給気設備（6号炉），非常用電気品区域空調設備（7号炉）（以下，D/G室空調）

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに，(2)項で選定した評価対

象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重

建屋及び屋外設備に対する積雪荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、積雪（雪融け水含む）の影響により、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○タービン建屋

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。また、タービン建屋熱交換器エリア屋上が積雪荷重により崩落した場合に、積雪（雪融け水含む）の影響により原子炉補器冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。

○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ溢水が伝播し機能喪失に至るシナリオ。

○廃棄物処理建屋

廃棄物処理建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却系が積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。

<屋外設備>

○軽油タンク等

軽油タンク天井が積雪荷重により崩落した場合には、軽油タンク機能喪失に至る可能性があり、以下②に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（**デ**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。

② 送変電設備の屋外設備への着氷

送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。

③ 空調給気口の閉塞

中央制御室換気空調及び D/G 室空調給気口閉塞により各空調設備が機能喪失に至るシナリオ。（ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。）

仮に D/G 室空調給気口の閉塞により、非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至るような場合において、上記②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至る。

④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

積雪により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除雪を行うことから問題はない。

そのため上記①～③の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を越える積雪事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるものの、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ及びプラントスクラムについては、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していること、計測制御系機能喪失については、地震や津波のレベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。軽油タンクについても、天井の許容荷重を上回る積雪荷重によって破損に至る可能性はあるものの、外部電源喪失との重畳による全交流動力電源喪失は、運転時の内部事象や地震、津波のレベル 1PRA でも考慮しているものであり、追加のシナリオではない。

なお、各建屋や軽油タンクの天井が崩落するような積雪事象は、年超過確率評価上、 10^{-7} /年より小さい事象であること（表1参照）、積雪事象の進展速度の遅さを踏まえると除雪管理が可能であることから、発生可能性は非常に稀である。

表1 各建屋・タンクの積雪荷重と年超過頻度の比較

建屋・タンク	積雪荷重	年超過頻度	結果
原子炉建屋	6号炉 357cm 7号炉 361cm	$266\text{cm} : 10^{-7}/\text{年未満}$ $\left(\begin{array}{l} 10^{-4}/\text{年} : 135.9\text{cm} \\ 10^{-7}/\text{年} : 213.3\text{cm} \end{array} \right)$	積雪荷重を超えるまでに大きな裕度がある
タービン建屋	6号炉 266cm 7号炉 266cm		
コントロール建屋	371cm		
軽油タンク	6号炉 321cm 7号炉 321cm		

② 送変電設備の屋外設備への着氷

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべき起因事象として選定する。

③ 空調給気口の閉塞

仮にD/G室空調給気口閉塞により非常用ディーゼル発電設備が機能喪失に至り、かつ同時に外部電源喪失に至ることを想定した場合、全交流動力電源喪失に至ることとなるが、全交流動力電源喪失については、運転時の内部事象や地震、津波レベル 1PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、基本的には除雪管理が可能であるが、D/G室空調給気口が閉塞に至る積雪深さは、年超過確率評価上、 10^{-7} /年より小さくなること、積雪の給気口への付着・堆積についても除雪管理が可能であることから、積雪事象による給気口閉塞事象の発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断した。（表2にD/G室空調給気口高さを示す。また同表に参考として中央制御室換気空調給気口高さを示す。）

表2 各空調給排気口の高さ過年超過頻度の比較

空調給排気口	設置高さ	年超過頻度	結果
D/G室空調(A)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m	$4.2\text{m} : 10^{-7}/\text{年未満}$ $\left[\begin{array}{l} 10^{-4}/\text{年} : 135.9\text{cm} \\ 10^{-7}/\text{年} : 213.3\text{cm} \end{array} \right]$	設置高さを超えるまでに大きな裕度がある
D/G室空調(A)排気口	7.8 m		
D/G室空調(B)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m		
D/G室空調(B)排気口	7.8 m		
D/G室空調(C)給気口	6号炉：11.7 m 7号炉：11.5 m		
D/G室空調(C)排気口	7.8 m		
中央制御室換気空調設備給気口	4.2 m		
中央制御室換気空調設備排気口	4.2 m		

2. 事故シーケンスの特定

1. 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タービントリップ、プラントスクラム、全交流動力電源喪失と外部電源喪失及び計測制御系機能喪失を選定したが、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

また、1. (4)項での起因事象の特定結果のとおり、上記シナリオの内、建屋又は軽油タンクの天井崩落やD/G室空調給気口閉塞については、事象の発生頻度が表1及び表2に示したように非常に小さいこと、除雪管理により発生を防止可能なことから、発生自体が非常に稀な事象である。

除雪については、敷地周辺の積雪量が約30cm以上となり、気象情報（除雪予報）等から除雪が必要と判断される場合には、安全施設等を対象として実施する。また、アクセスルートについては積雪量が10cm以上となった場合に除雪を実施する。除雪運用で想定している積雪量を超過するような場合には、原子炉建屋等の重要施設の倒壊防止、構内アクセスルートの確保、重大事故等対処施設の機能確保の優先順位で除雪を行う。このような除雪対応により建屋に損傷が生じるような場合でも被害範囲は一部の建屋・機器にとどまる。

さらに、積雪量が設計基準値(167cm)を超過する場合、又は除雪作業による対応が間に合わず、設計基準値を超過する可能性が見込まれる場合には、プラントを停止するとともに必要な注水手段を確保する。

設計基準を超える低温事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

柏崎刈羽原子力発電所の立地環境，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例等から低温に対する発電所への影響を調査し，その結果，以下のとおり機能喪失モードを抽出した。

- ① 屋外タンク及び配管内流体の凍結
- ② ヒートシンク（海水）の凍結
- ③ 着氷による送電線の相間短絡

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，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。

(屋外設備)

- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）
- ・取水設備（海水）
- ・送変電設備

(3) 起回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上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

低温によって軽油タンク等内の軽油が凍結するとともに，以下③に示す外部電源喪失が発生している状況下においては，非常用ディーゼル発電設備（デイタンク）の燃料枯渇により，全交流動力電源喪失に至る。

②ヒートシンク（海水）の凍結

低温によって柏崎刈羽原子力発電所周辺の海水が凍結することは起こりえないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードは考慮しない。

③着氷による送電線の相間短絡

送電線や碍子へ雪が着氷（着氷雪）することによって、相間短絡を起こし外部電源が喪失するシナリオ。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を越える低温事象に対しての裕度評価（起回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回事象の特定を行った。

①屋外タンク及び配管内流体の凍結

低温に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、軽油タンク等内の軽油の凍結を想定した場合、外部電源喪失の同時発生時においては、非常用ディーゼル発電設備（デイトンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオは考えられる。

ただし、軽油タンク等内の軽油が凍結に至る温度 -20°C は、年超過確率評価上、約 10^{-7} /年（ 10^{-7} /年の年超過頻度に対する温度は -16.0°C ）未満となることから、起回事象としての発生頻度は十分に小さく、また、低温は事前の予測が可能であり、凍結防止等の必要な安全措置を講じることができる。

②ヒートシンク（海水）の凍結

上述のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、想定するシナリオはない。

③送変電設備の屋外設備への着氷

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起回事象として全交流動力電源喪失と外部電源喪失を選定したが、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

また、上述のとおり、軽油タンク等内の軽油が凍結に至る低温事象は、年超過確率評価上、約 10^{-7} /年と非常に稀な事象であること、低温は事前の予測が可能であり、凍結防止等の必要な安全措置を講じることができることから、低温事象を要因とする全交流動力電源喪失についての詳細評価は不要と考えられる。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失のみとなるが、軽油タンク等内の軽油が凍結する可能性の小ささを踏まえると、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える落雷事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ
- ② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ
- ③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備のうち，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。

ただし，落雷については，建屋内外を含め全ての設備等に影響が及ぶ可能性が考えられるため，具体的な設備の特定は実施せず，次項の起回事象になり得るシナリオの選定に当たっては，影響範囲が同様である地震 PRA の評価を参照し行うこととする。

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

シナリオの作成に関しては，「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007」（(社)日本原子力学会）及び柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉に対する地震 PRA の起回事象選定の考え方から，落雷での発生可能性のある起回事象となり得るシナリオについて検討した。

ただし，落雷の影響として構造損傷は発生しないことから，地震 PRA にて考慮している起回事象のうち，原子炉格納容器及び圧力容器の損傷，LOCA 事象といった建屋・構造物の損傷については除外した。

また，設計基準を上回る落雷では，ノイズにより計測制御設備が誤動作しスクラムする可能性がある。また，雷サージや誘導電位によりプラントが影響を受けた場合，その異常（タービントリップ等）を検知しスクラムするこ

とから、プラントスクラム後を想定した。

落雷については単発雷を想定すると、複数の系統に期待できる設備については区分分離が実施されているので、機能喪失することはない。したがって、想定を超える落雷の複数発生により生じるシナリオを想定した。

① 落雷により屋内外計測制御設備に発生するノイズ

計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至るシナリオ。

② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ

屋外設備（送電線や送電鉄塔、変圧器、屋外設置タンク）への落雷により、当該設備の機能喪失に至るシナリオ。また、外部とのケーブルを融通している建屋内の制御盤・電源盤が機能喪失に至るシナリオ。

③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

屋外及び屋内設備に発生する誘導電位により、建屋内設備が機能喪失するシナリオ。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を上回る落雷（雷撃電流値）に対する裕度評価（起回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回事象の特定を行った。

① 落雷により計測制御設備に発生するノイズ

当該事象の発生時には、計測制御設備誤動作によりプラントスクラムに至る可能性はあるが、ノイズの影響は計測制御設備に限定され、仮に誤動作に至る場合でもプラントはスクラムし、以降の事象進展については内部事象 PRA における過渡事象に含まれるため、起回事象としてはその他過渡事象として整理する。スクラム以外の誤動作（ポンプの誤起動等）については、設備の機能喪失には至らず、かつ復旧についても容易であることから、起回事象としては抽出しない。

② 落雷により屋外設備に発生する雷サージ

屋外変圧器に過度な電流が発生した場合、機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが、設計を超える落雷が発生した場合、外部電源喪失に至る可能性がある。さらに、屋外設置のタンク類（軽油タンク、液化窒素貯槽）のうち、軽油タンクと屋内非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失に至る場合、全交流動力電源喪失となることから起回事象として抽出した。また、シナリオとして抽出されない各個別

機器の機能喪失についてはその他過渡事象として考慮した。

③ 落雷により屋外及び屋内設備に発生する誘導電位

落雷による屋外及び屋内設備へ発生する誘導電位については、その影響が広範囲に渡るため、地震 PRA にて選定される起因事象のうち、建屋・構造物の損傷を除外した起因事象として下記を抽出した。ただし、スクラム後の状態を想定していることから、ATWS については対象外とし、下記に含まれない事象についてはその他過渡事象とした。柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉に対する地震 PRA での起因事象選定のフローを参考に落雷により発生し得る起因事象選定を実施した。（図 1 参照）

- ・外部電源喪失
- ・全交流動力電源喪失
- ・原子炉補機冷却系喪失
- ・直流電源喪失
- ・計測・制御系喪失に伴う制御不能
- ・その他過渡事象

上記起因事象のうち、安全上重要な設備の損傷を要因とするものについて、設計基準雷撃電流値 200kA を超える雷撃電流値に対する裕度（起因事象発生可能性）を評価した。

評価は、過去に実施した雷インパルス試験結果をもとに、雷撃電流により発生する誘導電位が各設備の絶縁耐力値を上回る雷撃電流値を評価し、その雷撃電流値の発生可能性について評価を実施した。具体的には、印加電流とそれにより発生する誘導電位は比例関係にあることが知られていることから、過去の雷インパルス試験結果から印加電流（雷撃電流）に応じて発生する誘導電位を推定し、各設備の絶縁耐力値（設計値が低い計測制御設備：雷インパルス試験絶縁耐力値 1000V）との比較により機能喪失判断を実施した。6 号炉の場合、印加電流に対し発生し得る最大の誘導電圧は 200kA 換算で 709.3V であるが（表 1 参照）、この関係から絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 282kA（発生頻度は 8.7×10^{-6} 件/年）で設備損傷と判断する。7 号炉の場合表 2 より絶縁耐力値 1000V に達する雷撃電流値は 620kA（発生頻度 1.4×10^{-7} 件/年）となる。したがって、安全上重要な設備が損傷に至る雷撃が発生する可能性は非常に小さく、かつ起因事象の発生には複数区分の設備が損傷することが必要となるため、落雷を要因とする上記起因事象の発生は極低頻度事象である。

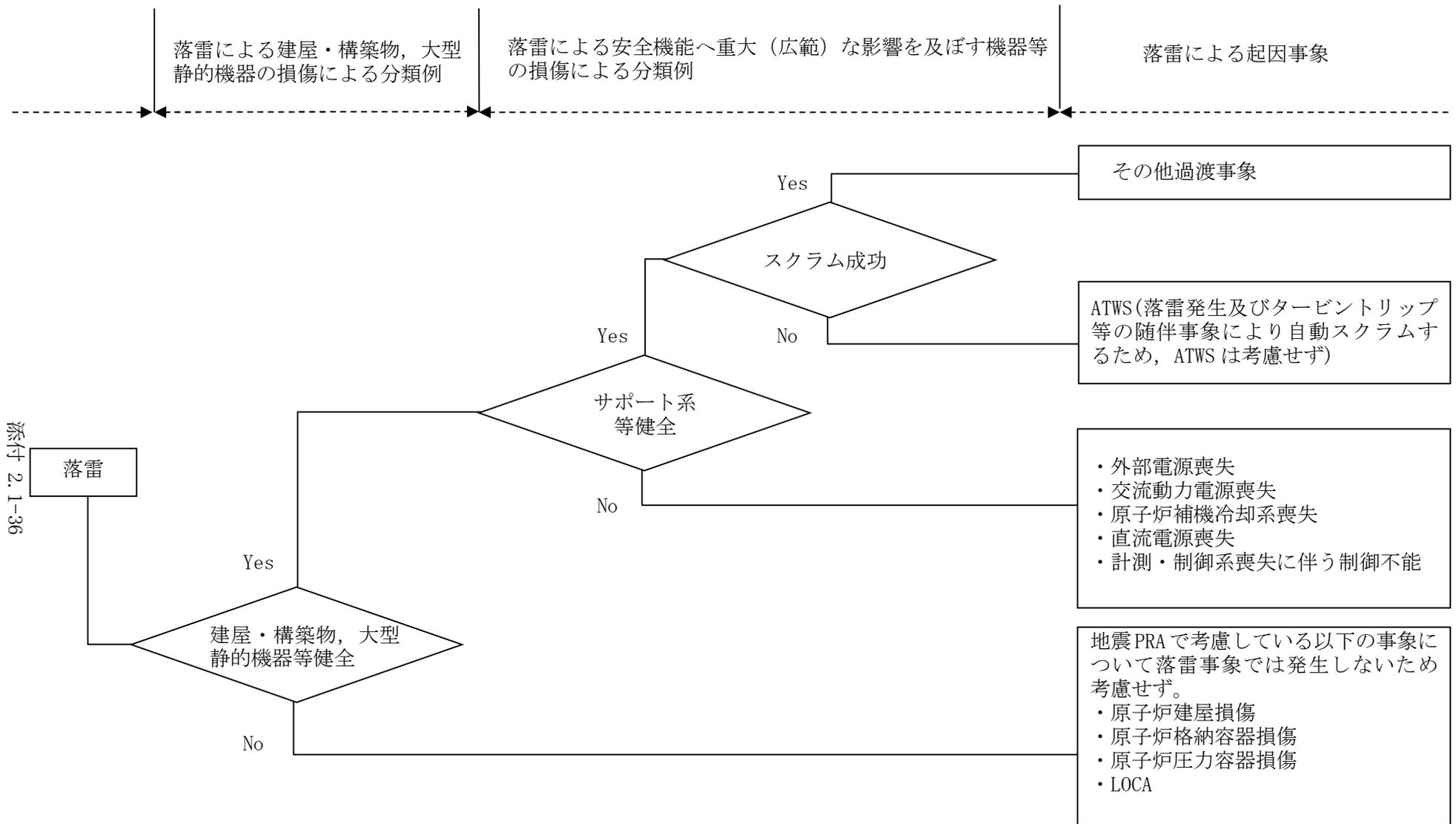
表 1 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(6号炉)

発点－着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) (() 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)	
		発点側	着点側	発点側	着点側
R/B(FMCRD)－C/B	計装	0.6(900)	1.06(888)	133.3	238.7
R/B(4F 東側)－T/B	計装	3.22(908)	0.012(884)	709.3	2.7
R/B(4F 東側以外)－T/B	制御	0.84(900)	0.042(900)	186.7	9.3
R/B2F－B3F	計装	0.1(888)	0.24(896)	22.5	53.6

表 2 雷インパルス試験結果によるケーブルへの誘導電圧(7号炉)

発点－着点	ケーブル種類	誘導電圧測定値(V) (() 内は印加電流(A))		誘導電圧 200kA 換算値(V)	
		発点側	着点側	発点側	着点側
R/B(FMCRD)－C/B	計装	1.1(868)	0.34(872)	253.5	78.0
R/B(4F 東側)－T/B	計装	5.04(876)	0.32(868)	1150.7 ※	73.7
R/B(4F 東側以外)－T/B	制御	1.04(904)	1.4(868)	230.1	322.6
R/B2F－B3F	計装	0.12(864)	0.66(872)	27.8	151.4

※柏崎刈羽原子力発電所7号炉の場合、R/B(4F 東側)－T/B間で最大約1150V/200kAの誘導電位が発生するが、当該区間を融通しているのは「R/A 外気差圧発信器」のみであり、差圧発信器にはアレスタ（雷インパルス試験耐電圧値：15kV）が内蔵されており、機器に影響を及ぼすことは無い。



添付 2.1-36

図1 原子炉の燃料の重大な損傷に至る起因事象選定フロー(落雷)

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のあるシナリオ及び起因事象として以下のとおり抽出した。

- 落雷により計測制御機器に発生するノイズの影響により、プラントスクラムに至るシナリオ
- 屋外設備への雷サージの影響により、外部電源喪失、全交流動力電源喪失及びその他過渡事象に至るシナリオ
- 建屋内外への雷による誘導電流の影響により、各種設備が機能喪失に至るシナリオ

上記のシナリオにおける起因事象については、内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮しており、落雷により追加するべき事故シーケンスはないと判断した。

また、上記シナリオの発生頻度は、1. (4)に示したとおり極低頻度であること、又は発生した場合であっても緩和設備に期待できることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える火山事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

火山事象のうち，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）において設計対応不可とされている事象については，影響評価ガイドに基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性が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のうち火山灰（以下，降下火山灰）を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。

降下火山灰により設備等に発生する可能性のある影響について，影響評価ガイドも参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重
- ② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞
- ③ 降下火山灰による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗
- ④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響
- ⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡
- ⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，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。

① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重

(建屋)

原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

(屋外設備)

軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）

- ② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞
取水口及び海水系（原子炉補機冷却海水系）
 - ③ 降下火山灰による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗
（屋外に面した設備）
 - ・ 中央制御室換気空調
 - ・ 非常用ディーゼル発電機室非常用給気設備（6号炉），非常用電気品区域換気空調（7号炉）（以下，D/G室空調）（屋外設備）
 - ・ 軽油タンク等
 - ④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響
軽油タンク等
 - ⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡
送変電設備
 - ⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化
－（アクセスルート）
- (3) 起因事象になり得るシナリオの選定
- (1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対して，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。
- ① 降下火山灰の堆積荷重による静的荷重
建屋及び屋外設備に対する降下火山灰堆積荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。
<建屋>
 - 原子炉建屋
原子炉建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に損傷，機能喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る。
 - タービン建屋
タービン建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に，建屋最上階に設置しているタービン，発電機に影響が及び，タービ

ントリップに至る。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。

○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が火山灰堆積荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室内設備が損傷し、計測制御系機能喪失に至る。

<屋外設備>

○軽油タンク

軽油タンクが火山灰堆積荷重により天井崩落、破損に至り、以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（デイタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。

② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水中への降下火山灰による取水口や海水系への影響については、定量的な裕度評価は困難ではあるが、降下火山灰に対する取水量や取水設備構造等を考慮すると、取水口閉塞の発生は考えにくく、考慮すべきシナリオとしては抽出不要と考えられる。

海水系については、海水中の火山灰が高濃度な場合には、熱交換器の伝熱管、海水ポンプ軸受の閉塞による異常磨耗や海水ストレーナの自動洗浄能力を上回ることによる閉塞により、海水系設備の機能喪失、最終ヒートシンク喪失に至る。

③ 降下火山灰による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外機器の摩耗

(屋外に面した設備)

降下火山灰によって中央制御室換気空調及びD/G室空調給気口閉塞により各空調設備が機能喪失に至る。(ただし、中央制御室換気空調については、外気遮断による再循環運転が可能な設計となっているため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。)

D/G室空調給気口閉塞により、非常用ディーゼル発電設備の機能喪失に至る場合において、以下⑤の外部電源喪失が発生している状況下では、全交流動力電源喪失に至る。

(屋外設備)

軽油タンクのベント管の閉塞や非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプの火山灰による軸受磨耗により、軽油タンク等が機能喪失し、

以下⑤に示す外部電源喪失が発生している状況下においては、非常用ディーゼル発電設備（デイタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。

④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

火山灰が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面には耐食性の塗装（エポキシ等）が施されており腐食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保全管理が可能と判断、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡

火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相間短絡を起こし外部電源喪失に至る。

⑥ 降下火山灰によるアクセス性や作業性の悪化

降下火山灰により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除灰を行うことから問題はない。

そのため上記①～⑤の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える降下火山灰に対しての裕度評価を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。（火山事象については、積雪や落雷のように年超過確率の評価が困難であるため、それに基づく起回事象発生可能性の考慮は実施しない。）

① 建屋天井や屋外設備に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

設計として想定している降下火山灰堆積量30cmは、表4.1に示す各建屋天井及び軽油タンクの許容荷重より小さく、裕度を有しているものの、各建屋及び軽油タンクの許容荷重以上に堆積した場合には、(3)項で選定した各シナリオに至る可能性がある。

ただし、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ、計測制御系機能喪失、全交流動力電源喪失及びプラントスクラムについては、内部事象や地震、津波のレベル1PRAでも考慮している事象であることから、追加のシナリオではない。

表4.1 各建屋・タンクの火山灰堆積における許容荷重

建屋・タンク	許容荷重
原子炉建屋	6号炉：71cm 7号炉：72cm
タービン建屋	6号炉：53cm 7号炉：53cm
コントロール建屋	74cm
軽油タンク	6号炉：64cm 7号炉：64cm

② 降下火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水中の降下火山灰による海水系への影響については、火山灰の性質である硬度を考慮すると、海水中の降下火山灰によって熱交換器の伝熱管や海水ポンプ軸受の異常磨耗は進展しにくく、また、海水ストレーナの自動洗浄機能によって、機能喪失することは考えにくい、しかし、何らかの理由で、海水中の火山灰が大量に流入した場合には、海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至る可能性はある。ただし、最終ヒートシンク喪失は内部事象や地震、津波のレベル 1PRAでも考慮しており追加のシナリオではない。

③ 降下火山灰による換気空調系フィルタ及び軽油タンクの閉塞並びに屋外設備の摩耗

D/G 室空調フィルタへの降下火山灰の影響については、設計基準を超える降下火山灰に対しても、フィルタ交換が可能な構造であることを考慮すると、換気空調系フィルタの閉塞発生可能性が十分に低減されると考えられるが、定量的な裕度評価が困難であり、何らかの理由で大量の火山灰が流入した場合は、非常用ディーゼル発電機の機能喪失に至る。ただし、非常用ディーゼル発電機の機能喪失は内部事象や地震、津波のレベル 1PRAでも考慮しており追加のシナリオではない。

軽油タンク等への火山灰の影響については、以下の理由で起因事象は発生しない。軽油タンクのベント菅出口は地面側を向いていること、

地上 10m の高さにあることから閉塞しない。また非常用ディーゼル発電設備燃料移送系ポンプは、軸貫通部に潤滑剤等の漏えいがないよう管理されており、電動機についても内部に火山灰が侵入しない構造となっていることから火山灰の影響を受けない。

④ 火山灰に付着している腐食成分による化学的影響

火山灰が屋外設備に付着することによる腐食については、屋外設備表面に耐食性の塗装（エポキシ等）が施されており腐食の抑制効果があること、及び腐食の進展速度が遅いことを考慮し、適切な保全管理により発生防止が可能であるため、腐食を要因とする起因事象は考慮不要である。

⑤ 火山灰の送電網又は変圧器への付着による相間短絡

降下火山灰の影響を受ける可能性がある送変電設備は、発電所内外の広範囲に亘るため、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失の発生可能性は否定できない。ただし、外部電源喪失は内部事象や地震、津波でも考慮しており追加のシナリオではない。

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定したが、いずれのシナリオについても、内部事象又は地震、津波レベル1PRAにて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。

- ・原子炉建屋天井崩落による最終ヒートシンク喪失
- ・タービン建屋天井崩落によるタービントリップ又はプラントスクラム
- ・コントロール建屋天井崩落による計測制御系機能喪失
- ・軽油タンク等の機能喪失及び外部電源喪失の重畳による全交流動力電源喪失
- ・海水系の閉塞による最終ヒートシンク喪失
- ・D/G室空調給気口閉塞及び外部電源喪失による全交流動力電源喪失
- ・送電網又は変圧器への相間短絡による外部電源喪失

また、上記シナリオのうち、各建屋及び軽油タンクの天井の崩落については、除灰により発生防止を図ることが可能であること、D/G室空調給気口閉塞についてもフィルタ交換により発生防止を図ることが可能であることから、それぞれの事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える風（台風）事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

風（台風）事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 風荷重による建屋や設備等の損傷
- ② 強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ③ 強風によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，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，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

<建屋>

- ・原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

<屋外設備>

- ・送変電設備
- ・軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）
- ・取水口

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 風荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋外設備に対する風荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は 55.7m/s（地上高 10m, 10 分間平均風速）となるが、原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造のため、この程度の極めて発生することが稀な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○コントロール建屋

風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は 55.7m/s（地上高 10m, 10 分間平均風速）となるが、コントロール建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、極端な風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○タービン建屋

タービン建屋については、建屋上層部が鉄骨造である。万が一、風荷重により破損に至るような場合は、鉄骨造である建屋上層部が考えられる。その場合の影響範囲としては、タービンや発電機が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。

<屋外設備>

○送変電設備

風荷重により送変電設備が損傷した場合、外部電源が喪失する。

○軽油タンク等

風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は 55.7m/s（地上高 10m, 10 分間平均風速）となるが、この程度の風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることはないものの、仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷し、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備（デイトンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至る。

②強風により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

強風により資機材、車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合、原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが、取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

③ “アクセス性や作業性の悪化”

強風により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可

能性があるものの、設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外作業へ影響が及んだ場合であっても問題はない。

そのため上記①の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を超える風荷重に対しての裕度評価（起回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回事象の特定を行った。

① 建屋や屋外設備に対する“荷重”により発生可能性のあるシナリオ

<建屋>

タービン建屋上層部は鉄骨造であり風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を大幅に超える風荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷してタービン、発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定する。

なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、年超過確率 10^{-7} /年の風速55.7m/s（地上高10m，10分間平均風速）を超える風荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないと考えられることから風荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要とした。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える風荷重に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速55.7m/s（地上高10m，10分間平均風速）の風荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから、起回事象としての発生頻度は十分小さく詳細評価は不要と考えられる。

2. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。
 - タービン建屋損傷に伴いタービントリップに至るシナリオ
 - 送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ
 - 軽油タンク等が損傷、かつ外部電源が喪失している状況下において、非常用ディーゼル発電設備（デイタンク）の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ

上記シナリオについては、運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAにて考慮しており追加のシナリオはない。

また、上記シナリオのうち、全交流動力電源喪失シナリオは、軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率評価上、 $<10^{-7}$ /年）を考慮すると、発生自体が非常に稀な事象であり、起因事象としてはタービントリップと外部電源喪失のみを考慮すればよく、原子炉建屋及びコントロール建屋、軽油タンク等の損傷可能性を踏まえると、これら起因事象から有意な頻度又は影響のある事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例，国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷
- ② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷
- ③ 風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷
- ④ 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ⑤ 竜巻襲来後の瓦礫散乱によるアクセス性や作業性の悪化

(2) 評価対象設備の選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，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，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。ただし，屋内設備については，飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるが，個別機器としては特定せず，地上1階以上かつ原子炉格納容器外の機器については損傷を前提とする。

<建屋>

- ・原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋

<屋外設備>

- ・送変電設備，軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

シナリオの作成に関しては，「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安

全評価に関する実施基準：2007」（(社)日本原子力学会）及び地震 PRA の結果から、地震により発生する起因事象を参照し、竜巻での発生可能性のある起因事象となり得るシナリオについて検討した。

竜巻の影響としては、飛来物の建屋外壁貫通が考えられるものの、原子炉建屋等の大規模破損に至ることは考えられないこと、さらには原子炉格納容器及び原子炉格納容器内の設備まで影響を及ぼすことは考えられないことから、地震 PRA にて考慮している起因事象のうち、原子炉格納容器の損傷、原子炉压力容器の損傷、LOCA 事象といった建屋・構造物の損傷については除外した。

(1) 項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに、(2) 項で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する風荷重及び気圧差荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は 90m/s 程度となるが、原子炉建屋については十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。ただし、ブローアウトパネルは、建屋内外の差圧により開放する。

○コントロール建屋及び廃棄物処理建屋

原子炉建屋同様、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、この程度の極めて発生することが稀な風荷重に対しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、コントロール建屋及び廃棄物処理建屋設計時の地震荷重よりも小さいため建屋の頑健性は維持されると考えられる。

○タービン建屋

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} 年となる風速は90m/s程度となり、タービン建屋はこの程度の風荷重及び気圧差荷重で損傷に至ることはないが、建屋上層部が鉄骨造のため、仮にこれを上回る風荷重及び気圧差荷重が生じた場合には破損に至る可能性が高いと考えられる。その場合の影響範囲としては、タービンや発電機が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。

<屋外設備>

○送変電設備

風荷重により送変電設備が損傷した場合、外部電源が喪失する。

○軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

竜巻の最大風速については、年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる風速は90m/s程度となるが、この程度の風荷重に対しても軽油タンク等が損傷に至ることはないものの、仮にこれを上回る風荷重に対し軽油タンク等が損傷した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、非常用ディーゼル発電設備（デイタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられる。

<屋内設備>

- ・タービン建屋上層部が風荷重及び気圧差荷重により破損に至った場合、タービンや発電機への影響が想定され、シナリオとしてはタービントリップが考えられる。
- ・非常用電気品区域換気空調設備は、原子炉建屋内に設置されており風荷重の影響を直接受けませんが、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。それらの設備の損傷により、非常用ディーゼル発電機室の換気が困難になった場合、非常用ディーゼル発電機室温度の上昇に伴い、非常用ディーゼル発電機が機能喪失、交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられる。また、その状況下において、送変電設備の損傷により外部電源喪失にも至っているとすると、全交流動力電源喪失となる。
- ・中央制御室換気空調設備は、コントロール建屋に設置されており、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等への影響が考えられる。それら設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室内の温度が上昇するが、即、中央制御室内の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は瞬時であり竜巻襲来後の対応

は十分可能であるため計測・制御系喪失により制御不能に至るシナリオは考慮不要とする。

② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び建屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋

飛来物が建屋外壁を貫通することにより，屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが，発生可能性のあるシナリオについては，<屋内設備>で考慮することとする。

<屋外設備>

○送変電設備

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

○軽油タンク，非常用ディーゼル発電設備燃料移送系

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

<屋内設備>

- ・ 原子炉建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合，原子炉補機冷却系が喪失し，最終ヒートシンク喪失に至る可能性があるが，原子炉補機冷却系のサージタンクは，多重化されていることに加えて分散配置されているため原子炉補機冷却系のサージタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失する確率は極低頻度であること，さらには，竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると，補機冷却系が喪失するのは 10^{-7} /年より小さくなることから，最終ヒートシンク喪失に至るシナリオは考慮不要とする。
- ・ 原子炉建屋3階に設置している非常用ディーゼル発電設備デイタンクに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合で，かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると，非常用ディーゼル発電設備（デイタンク）の燃料枯渇により全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられるが，原子炉建屋3階の非常用ディーゼル発電設備デイタンク室のコンクリート外壁の厚さは70cmであり，飛来物の衝突に対して貫通を避けるための十分な厚さであるため，貫通することはないと考えられる。したがって，飛来

物による非常用ディーゼル発電設備デイトンクの損傷は考慮不要とする。

- 原子炉建屋 1 階に設置している非常用ディーゼル発電設備に建屋扉を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合や 3 階に設置している非常用ディーゼル発電設備室空調給気口に飛来物が衝突して閉塞し、全数機能喪失した場合で、かつ送変電設備の損傷により外部電源喪失に至っているとすると、全交流動力電源喪失に至るシナリオが考えられるが、非常用ディーゼル発電設備及び空調給気口は多重化されていることに加えて分散配置されているため、非常用ディーゼル発電設備が全数機能喪失する確率は極低頻度であること、さらには、竜巻の襲来確率が極低頻度であることを考慮すると、非常用ディーゼル発電設備の機能が喪失するのは 10^{-7} /年より小さくなることから、全交流動力電源喪失に至るシナリオは考慮不要とする。
- コントロール建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して安全系設備の制御に係る設備が全数機能喪失した場合、計測制御系機能喪失に至るシナリオが考えられるが、飛来物の衝突により安全系設備の制御に係る設備が全数機能喪失するのは、極低頻度であると考えられることから飛来物による計測制御系機能喪失シナリオは考慮不要とする。
- タービン建屋 2 階に設置しているタービンや発電機に建屋外壁を貫通した飛来物が衝突した場合のシナリオとしては、タービントリップが考えられる。
- タービン建屋 1 階に設置している循環水ポンプに建屋外壁を貫通した飛来物が衝突して全数機能喪失した場合、復水器の真空度が低下し、出力低下又は手動停止に至る。

ただし、上記シナリオのうち、タービントリップ以外は、飛来物発生の要因である大規模竜巻の発生頻度が極低頻度であり、さらに飛来物が発生し建屋へ衝突、壁を貫通する可能性、壁を貫通したとしてもそれにより屋内設備が機能喪失に至る可能性を考慮すると、発生可能性は極めて小さい。加えて、安全系に関わる設備（原子炉補機冷却系、非常用ディーゼル発電設備デイトンク等）は多重化されており、複数区分の設備が同時に損傷に至らない限り上述の起因事象には至らないことから、極めて稀な事象であり詳細評価不要と判断した。

- ③ 風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する組み合わせ荷重により発生可能性のあるシナリオについては，①，②に包絡される。

- ④ 竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

竜巻により資機材，車両等が飛散して取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させた場合，原子炉補機冷却海水ポンプの取水ができなくなり最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが考えられるが，取水口を閉塞させる程の資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

- ⑤ “アクセス性や作業性の悪化”

竜巻襲来後の瓦礫散乱により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぶ可能性があるものの，設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外作業へ影響が及んだ場合であっても問題はない。

そのため上記①～④の影響評価の結果として，電源車の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に，別途，詳細検討するものとする。

(4) 起因事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて，想定を超える風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し，事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

- ① 建屋や建屋内外設備に対する“風荷重及び気圧差荷重”により発生可能性のあるシナリオ

<建屋>

タービン建屋上層部は鉄骨造であり年超過確率評価上 10^{-7} /年となる風速 90m/s 程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が建屋に作用した場合，建屋が損傷してタービン，発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため，タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

なお、原子炉建屋及びコントロール建屋については、鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されており、年超過確率評価上 10^{-7} /年以下となる風速90m/s程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても大規模損傷に至らないことから風荷重及び気圧差荷重による建屋損傷シナリオは考慮不要としている。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える風荷重及び気圧差荷重に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し、かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが、軽油タンク等は、年超過確率評価上 10^{-7} /年以下となる風速90m/s程度を超える竜巻の風荷重及び気圧差荷重が作用した場合であっても損傷に至らないことから、起因事象としての発生頻度は十分小さく詳細評価は不要と判断した。

<屋内設備>

○タービン建屋の損傷によりタービンや発電機に影響を及ぼすことによるタービントリップ

先述のとおり、タービン建屋損傷によりタービンや発電機に影響を及ぼす可能性は否定できないため、タービン建屋損傷に伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが、運転時の内部事象及び地震、津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○非常用電気品区域換気空調設備損傷に伴う全交流動力電源喪失

非常用電気品区域換気空調設備のうち、気圧差の影響を受けやすいダクトについては、設計を超える荷重が作用した場合変形する可能性はあるものの、一定の風量は確保可能であると考えられるため、非常用電気品区域換気空調設備損傷に伴う非常用ディーゼル発電設備の機能喪失（外部電源喪失状況下においては全交流動力電源喪失）がシナリオとしては考えられる。しかし、内部事象レベル 1PRA でも考慮しており追加のシナリオではない。

② 建屋や建屋内外設備に対する“飛来物の衝撃荷重”により発生する可能性のあるシナリオ

<建屋>

原子炉建屋，コントロール建屋及びタービン建屋は，飛来物が建屋外壁を貫通することにより，屋内設備に波及的影響を及ぼすが，発生可能性のあるシナリオは，<屋内設備>で考慮することとする。

<屋外設備>

○送変電設備損傷に伴う外部電源喪失

飛来物の衝撃荷重に対して発生を否定できないため，送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定するが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○軽油タンク等損傷に伴う全交流動力電源喪失

仮に軽油タンク等が損傷し，かつ外部電源喪失の同時発生を想定すると全交流動力電源喪失に至るが，全交流動力電源喪失は運転時の内部事象及び地震，津波レベル1PRAでも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

<屋内設備>

○飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップ

タービン建屋上層部は鉄骨造であり，外壁については，原子炉建屋やコントロール建屋に比べて強度が低い材質であるため飛来物の貫通リスクが高く，タービン建屋 2 階に設置しているタービンや発電機に飛来物が衝突する可能性は否定できないため，飛来物がタービンや発電機に衝突することに伴うタービントリップについては考慮すべきシナリオとして選定するが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮しているものであり追加のシナリオではない。

○循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し，復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ

タービン建屋 1 階の循環水ポンプエリアの外壁には，開口部（ルーバ）があるため飛来物の侵入リスクが高く，循環水ポンプに飛来物が衝突し，循環水ポンプが損傷する可能性がある。その場合の影響としては，復水器真空度低下に伴う出力低下又は手動停止等の措置が考えられるが，運転時の内部事象及び地震，津波レベル 1PRA でも考慮し

ているものであり追加のシナリオではない。

2. 炉心損傷事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。
 - 風荷重及び気圧差荷重によるタービン建屋損傷又は飛来物が建屋外壁を貫通し、タービンや発電機に衝突することに伴いタービントリップに至るシナリオ
 - 送変電設備損傷に伴い外部電源喪失に至るシナリオ
 - 軽油タンク等が損傷、かつ外部電源喪失している状況下において、非常用ディーゼル発電設備の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至るシナリオ
 - 循環水ポンプが飛来物の衝突により損傷し、復水器の真空度が低下することに伴い出力低下又は手動停止に至るシナリオ

上記シナリオについては、運転時の内部事象及び地震、津波レベル1PRAにて考慮しており追加のシナリオはない。

また、上記シナリオのうち、全交流動力電源喪失シナリオは、軽油タンク等の損傷可能性（年超過確率 10^{-7} /年未満）を考慮すると、発生自体が非常に稀な事象である。また、原子炉建屋及びコントロール建屋、軽油タンク等の損傷可能性及び飛来物の建屋貫通による屋内設備の損傷可能性を踏まえると、これら起因事象から有意な影響のある炉心損傷事故シーケンスが実際に発生することは考えにくい。

設計基準を超える降水事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下，設備等）の損傷・機能喪失モードの抽出

降水事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，以下のとおり，損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 建屋天井に対する荷重
- ② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水
- ③ 建屋内浸水による機器の没水又は被水
- ④ 降水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，以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・コントロール建屋
- ・タービン建屋
- ・廃棄物処理建屋

<屋外設備>

- ・送変電設備
- ・軽油タンク及び非常用ディーゼル発電設備燃料移送系（以下，軽油タンク等）

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)項で抽出した各損傷・機能喪失モードごとに，(2)項で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

① 建屋天井に対する荷重

建屋に対する雨水荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

○原子炉建屋

原子炉建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系のサージタンクが物理的に機能喪失することで、原子炉補機冷却系が喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、雨水が下層階へ伝播し、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が没水又は被水により機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

○タービン建屋

タービン建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、タービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。また、タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、没水又は被水により原子炉補器冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。

○コントロール建屋

コントロール建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備へ雨水が伝播し直流電源喪失に至るシナリオ。

○廃棄物処理建屋

廃棄物処理建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、再循環ポンプ M/G セットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。

② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水

敷地内で雨水が滞留した場合に、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系の燃料移送ポンプが没水し機能喪失する可能性があり、降水の影響により屋外の送変電設備の機能喪失と重畳し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。

③ 建屋内浸水による機器の没水又は被水

本損傷・機能喪失モードにより発生する事故シーケンスは、発生原因が浸水によるものであるため、「①建屋天井に対する荷重」のシナリオに代表させる。

④ 降水によるアクセス性や作業性の悪化

降水により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準対象施設のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても問題はない。

そのため上記①～③の影響評価の結果として、電源車の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)項で選定した各シナリオについて、想定を越える降水事象に対しての裕度評価（起回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回事象の特定を行った。

① 建屋天井に対する荷重により発生可能性のあるシナリオ

雨水荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(3)項で選定した各シナリオが発生する可能性はあるものの、最終ヒートシンク喪失、タービントリップ及びプラントスクラムについては、運転時の内部事象レベル1PRAでも考慮していること、計測制御系機能喪失及び直流電源機能喪失については、地震や津波のレベル1PRAでも考慮していることから追加のシナリオではない。

なお、年超過発生確率 10^{-7} /年相当の降水（159.2 mm/h）時には、一部の屋上において雨水の流入量が排水量を上回る。このうち原子炉建屋とタービン建屋の間の2mギャップ（MSトンネル室直上除く）及びタービン建屋東側HVACエリアの屋上では、建屋パラペット高さまで雨水が滞留する可能性があり、これらの箇所では天井が損傷する可能性が否定できない。仮にこれらの箇所の天井が崩落するもっとも厳しい状況を考えた場合には、雨水の伝播経路上にある原子炉補機冷却系サージタンク水位計、ディーゼル発電設備、非常用電源盤及びタービン建屋の常用機器が没水又は被水し、機能喪失することで最終ヒートシンク喪失と全交流動力電源喪失が発生する可能性がある。この時、原子炉建屋最地下階において原子炉隔離時冷却系が没水により機能喪失する可能性もあることからAM要請以降に整備したア

クシデントマネジメント策に期待しない場合には、炉心損傷に至る。但し、このような事故シーケンスは津波PRAで考慮されていることから追加の事故シーケンスグループではない。

② 敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水

全交流動力電源喪失については、運転時の内部事象レベル 1PRA でも考慮していることから追加のシナリオではない。

なお、年超過発生確率 10^{-7} /年相当の降水時においても一部滞留水が発生するものの、排水用フラップゲートから滞留水を速やかに海域に排水することが可能である。よって、敷地内での雨水の滞留による屋外機器の没水は、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. 事故シーケンスの特定

1. (3)項にて起因事象となり得るシナリオを以下のとおり選定した。

- 原子炉建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、原子炉補機冷却系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、ディーゼル発電設備及び非常用電源盤が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至るシナリオ。
- タービン建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合にタービンや発電機に影響が及び、タービントリップに至るシナリオ。
- タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、原子炉補機冷却系及び同海水系が機能喪失し、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオ。また、タービン建屋熱交換器エリア屋上が雨水荷重により崩落した場合に、循環水ポンプが機能喪失し、復水器真空度低からプラントスクラムに至るシナリオ。
- コントロール建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、建屋最上階に設置している中央制御室が物理的に又は没水若しくは被水により機能喪失し、計測制御系機能喪失に至るシナリオ。その後、中央制御室の下階に位置している直流電源設備が溢水により機能喪失に至るシナリオ。
- 廃棄物処理建屋屋上が雨水荷重により崩落した場合に、再循環ポンプ M/Gセットや換気空調補機常用冷却水系が没水又は被水により機能喪失し、プラントスクラムに至るシナリオ。
- 降水の影響により屋外の送変電設備が機能喪失し外部電源喪失が発生している状態で、燃料移送ポンプが没水により機能喪失し、非常用ディーゼル発電設備（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。

上記シナリオについては、いずれも運転時の内部事象や地震、津波レベル1PRAのいずれかにおいて考慮しているものであり、追加すべき新たなものはない。

また、1.(4)項での起因事象の特定結果のとおり、年超過発生確率 10^{-7} /年相当の降水時においてはタービン建屋東側HVACエリアの天井崩落によりタービントリップが発生する可能性が否定できないものの、緩和設備に期待できることから有意な影響又は頻度を持つ事故シーケンスとはならない。

したがって、降水事象を要因として発生し得る有意な頻度又は影響のある事故シーケンスが生じることは考えにくい。

設計基準を超える自然現象の重畳に対する事故シーケンス抽出

1. 想定する自然現象の重畳について

第六条においてプラントへの影響が大きいと判断し、個別に評価を実施している自然現象の重畳は以下のとおり。

- ・ 建屋等に雪・火山灰が滞積している状態での地震発生
- ・ 積雪と火山灰の堆積
- ・ 地震による固縛器具（竜巻対策）の損傷
- ・ 地震による常用系空調（低温対策）の損傷
- ・ 地震による避雷鉄塔（落雷対策）の損傷
- ・ 積雪後の降水による相間短絡
- ・ 火山灰と積雪による相間短絡
- ・ 積雪と火山灰による空調への影響
- ・ 積雪時の地滑り
- ・ 風による低温影響増
- ・ 風による火災熱影響増
- ・ 取水口閉塞

想定する重畳の規模としては、第六条で想定している設計基準としても、既に極めて低い頻度を想定している。例えば、建屋等に積雪している状態で地震が発生する重畳の場合の、主事象：積雪、副事象：地震のパターンでは、年超過確率 10^{-4} /年の規模の積雪が発生し、その状態において年超過確率 10^{-2} /年の規模の地震の発生を想定している（積雪規模は除雪を考慮して設定）。事象間には時間差があることから、例えば1ヶ月の時間差を考慮した場合、 10^{-4} [/年] $\times 10^{-2}$ [/年] $\times 1/12$ [年] $=$ 約 10^{-7} [/年]の事象を想定していることになる。実際には自然融解や除雪等により、1ヶ月の間、年超過確率 10^{-4} /年の積雪の規模が持続していることは考えにくく、更に短い時間差で地震が発生する状況を想定することが妥当であるが、その場合は更に頻度は低くなる。

以上より設計基準の重畳の想定では極めて低い頻度を想定しているものの、大規模損壊となりえるようなシナリオの有無を確認するため、更に低頻度の重畳による影響について確認する。

2. 想定シナリオ

1. の自然現象の重畳について、設計基準を超える規模を想定した場合のシナリオについて以下のとおり整理した。

① 建屋天井等を損傷させる重畳

以下の重畳については、設計基準を超える荷重により建屋天井や屋外設備の損傷を考慮する。

- ・ 建屋等に雪・火山灰が滞積している状態での地震発生
- ・ 積雪と火山灰の堆積

損傷する可能性のある建屋及び屋外設備（屋外に面した設備含む）と、当該設備が損傷した場合に発生するシナリオを以下のとおり選定した。

- ・ 原子炉建屋
→ 建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンク機能喪失により最終ヒートシンク喪失
- ・ コントロール建屋
→ 建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備機能喪失
- ・ タービン建屋
→ 建屋2階に設置しているタービンや発電機機能喪失によりタービントリップ
- ・ 屋外設備
→ 送変電設備及び軽油タンク、非常用ディーゼル発電設備燃料移送系の機能喪失により全交流動力電源喪失

② 防護設備を損壊させる重畳

以下の重畳については、一方の影響により他方の事象に対する防護設備が損壊する状況を考慮する。

- ・ 地震による固縛器具（竜巻対策）の損傷
- ・ 地震による常用系空調（低温対策）の損傷
- ・ 地震による避雷鉄塔（落雷対策）の損傷

これらについては、事象の規模に関係なくプラントが停止している可能性が高いことから基本的には考慮不要と考えられるものの、仮に2つの事象が同時に発生するような稀な状況を想定した場合、発生する可能性があるシナリオを以下のとおり選定した。

- ・竜巻飛来物の建屋外壁貫通
 - 原子炉建屋最上階に設置している原子炉補機冷却系サージタンク機能喪失により最終ヒートシンク喪失
 - 原子炉建屋3階に設置している非常用ディーゼル発電設備デイトンクや原子炉建屋1階に設置している非常用ディーゼル発電設備等の機能喪失により全交流動力電源喪失
 - コントロール建屋最上階に設置している中央制御室内の計測・制御設備機能喪失
 - タービン建屋2階に設置しているタービンや発電機機能喪失によりタービントリップ
- ・低温による凍結
 - 低温影響については比較的緩やかであり、低温時に地震が発生し常用系空調が破損した場合も建屋内の設備は即時に機能喪失しないことからプラントの安全性に影響を及ぼすようなシナリオは存在しない。
- ・落雷による発生する雷サージ
 - 計測・制御設備誤動作によるプラントスクラム
 - 保安器の設計を超える落雷による外部電源喪失や、軽油タンクと非常用ディーゼル発電設備制御盤を融通するケーブルへの雷サージによる非常用ディーゼル発電設備機能喪失による全交流動力電源喪失
 - 屋外又は屋内設備へ発生する誘導電位により、各種設備が機能喪失

③ 相間短絡を発生させる重畳

以下の重畳については、相間短絡発生を考慮する。

- ・積雪後の降水による相間短絡
- ・火山灰と積雪による相間短絡

相間短絡発生により外部電源喪失に至るシナリオが想定される。

④ 空調吸排気口への影響

以下の重畳については、空調給排気口の閉塞を考慮する。

- ・積雪と火山灰による空調への影響

仮に非常に稀な頻度の重畳を想定した場合も、給排気口の設置高さまでは十分な裕度があることから、有意な頻度を持つシナリオとはなりえない。

⑤ 地滑り影響

以下の重畳については、建屋や屋外設備までの到達を考慮する。

- ・積雪時の地滑り

一部の建屋外壁や屋外設備損傷が発生する可能性があるが、発生可能性は非常に稀と考えられ、有意な頻度又は影響のあるシナリオとはなりえない。

⑥ 風による熱影響の増加

以下の重畳については、熱影響の増大を考慮する。

- ・風による低温影響増
- ・風による火災熱影響増

損傷する可能性のある設備と、当該設備が損傷した場合に発生するシナリオを以下のとおり選定した。

- ・屋外タンク及び配管内流体の凍結
→送電線や碍子への着氷での相間短絡による外部電源喪失と併せて、全交流動力電源喪失
- ・防火帯内の可搬型重大事故等対処設備への輻射熱影響
→外部電源喪失及び一部の可搬型重大事故等対処設備等の損傷

⑦ 取水口閉塞

取水口閉塞については、除塵装置と既に整備された手順等にて対応可能であり、作業不能となることは考えにくいことからプラントの安全性に影響を及ぼすことは考えにくいものの、最終ヒートシンク喪失に至るシナリオが想定される。

3. まとめ

極めて低頻度の自然現象の重畳を想定した場合、以下のようなシナリオが抽出された。

- ・最終ヒートシンク喪失
- ・全交流動力電源喪失
- ・計測・制御系機能喪失
- ・過渡事象(タービントリップ, 計測・制御設備誤動作によるプラントスクラム)

以上については大規模損壊における地震若しくは航空機衝突(意図的)で想定しているシナリオに全て包絡されることから、自然現象の重畳として新たに想定すべきようなシナリオは存在しなかった。

PRA で選定しなかった事故シーケンス等への対応について

レベル 1PRA により抽出された事故シーケンスのうち、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスを以下に挙げる。

- a. Excessive LOCA
- b. 計測・制御系喪失
- c. 格納容器バイパス
- d. 格納容器・圧力容器損傷
- e. 原子炉建屋損傷
- f. 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/G 喪失)+原子炉停止失敗
- g. 大 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗

以上の事故シーケンスのうち、a. ～ f. の 6 つの事故シーケンスについては、外部事象の地震による建屋・格納容器等の大規模な損傷を想定していることから、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない場合も考えられるシーケンスであるが、これらの全炉心損傷頻度への寄与率は 6 号炉で 3.5%、7 号炉で 2.3%と寄与率が低い上、これらは事象進展の不確かさ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、炉心損傷頻度は現状よりも低下すると考えているシーケンスである。

万一、これらの事象に至った場合においても、重大事故等発生時の対策として配備する可搬型重大事故等対処設備及び当該設備による対応手順により、事故進展の緩和及び格納容器破損防止を図ることに加えて、原子炉格納容器の健全性が損なわれるような事態に対しては、大規模損壊発生時の対策として整備する対応手順により原子炉格納容器の破損状態の緩和又は放射性物質の放出低減を図ることが可能と考えられる。

g. の事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても炉心損傷防止対策を講じることは困難であるが、原子炉格納容器の機能に期待できるシーケンスである。

また、レベル 1.5PRA により炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして以下の原子炉格納容器破損モードを抽出している。

- h. 格納容器隔離失敗

上記事象が発生した場合、大量の放射性物質の放出に至る可能性があるが、全

格納容器破損頻度への寄与割合は 0.1%以下と極めて小さく、有意な頻度ではない。

万一、本事象に至った場合においても、熔融炉心冷却及び核分裂生成物を補足する観点での格納容器スプレイ等、可能な対応手順を実施するとともに、損傷の程度に応じて大規模損壊発生時の対策として整備する対応手順により、放射性物質の放出低減を図ることが可能と考えられる。

表1 各事故シーケンスの扱い

事故シーケンスグループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
a. Excessive LOCA	<p>大規模な地震では、原子炉格納容器内の一次冷却材圧力バウンダリにおいて、大破断 LOCA を超える規模の損傷に伴う冷却材喪失 (Excessive LOCA) が発生する可能性がある。具体的には、SRV の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により、原子炉格納容器内の一次冷却材配管が損傷に至るシナリオを想定している。</p> <p>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。*</p>	<p>KK6 : 1. 1E-06 KK7 : 6. 9E-08</p>	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
b. 計測・制御系喪失	<p>大規模な地震の発生により、計測・制御機能が喪失することで、プラントの監視及び制御が不能に陥る可能性がある。この事象が発生した際のプラント挙動が明確でないことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>ただし、直立盤又は計装ラックが倒壊するような、復旧困難な損傷でない限りは復旧作業による機能回復が見込めると考えられる。このため、現実的には一時的な機能喪失にとどまる機器が多く、地震後に再起動操作を実施することで緩和系による事象収束が期待できると考えられる。このことから、本事象によって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断しており、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。*</p>	<p>KK6 : 1. 9E-07 KK7 : 1. 2E-07</p>	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
c. 格納容器バイパス	<p>大規模な地震では、格納容器外で配管破断等が発生し、格納容器をバイパスした冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステム LOCA とバイパス破断に細分化され、バイパス破断は常時開等の隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで冷却材が流出する事象である。配管破断の程度や破断箇所の特定、影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、本事象の評価結果に大きく影響する原子炉冷却材浄化系 (CUW) 配管については、耐震クラス B であることから、地震動の大きさに限らず損傷確率 1 と仮定するかなり保守的な評価になっており、現実的な CUW 配管の耐性が PRA の結果に現れているものではないと考えている。</p> <p>また、損傷の程度や位置によっては、影響の及ぶ建屋内の機器は限定的となり、原子炉へ注水を継続することにより炉心損傷回避が図られるものと考えられる。損傷の程度によっては有効性評価において必ず評価する事故シーケンスグループに含ま</p>	<p>KK6 : 9. 6E-07 KK7 : 1. 2E-07</p>	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
	れる事故シーケンスになること、このため、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は現状の評価結果よりも十分に小さいと判断されることから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。 [*]		
d. 格納容器・圧力容器損傷	大規模な地震では、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の損傷が発生する可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和系による事象収束可能性の評価が困難なことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお、本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっており、現実的な原子炉圧力容器又は原子炉格納容器の耐性が PRA の結果に現れているものではないと考えている。このことから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。 [*]	KK6 : 1.2E-06 KK7 : 8.9E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
e. 原子炉建屋損傷	大規模な地震では、原子炉建屋、又は原子炉建屋を支持している基礎地盤が損傷することで、建屋内の原子炉格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。この場合、損傷の規模や緩和系に期待できる可能性を詳細に考慮することが困難なことから、炉心損傷に直結する事象として抽出した。 なお、本事象の評価結果に大きく影響するフラジリティ評価はかなり保守的な評価になっていると考えており、基礎地盤変形の発生は現実的には考えにくい。このことから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。 [*]	KK6 : 3.6E-06 KK7 : 3.8E-06	大規模損壊発生時の対応に含まれる。
f. 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+D/G 喪失)+原子炉停止失敗	原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シーケンスであり、地震 PRA から抽出されている。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが、全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから、炉心損傷を防ぐことができない。今回の調査では、原子炉停止機能について、ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから、このシーケンスを、国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。 ただし、原子炉停止失敗の原因となる原子炉内構造物等の損傷について、地震要因による損傷の発生は否定できないものの、地震発生から損傷に至るまでには時間差があると考えられる。地震動は地震発生と同時に最大加速度に至る傾向にはなく、3～4 秒程度で最大加速度に達することから、地震加速度大(水平 120 gal, 鉛直 100 gal)によるスクラム信号発信を受けた制御棒挿入(100%挿入で 1.33 秒, 60%挿入で 0.85 秒)は原子炉内構造物等の損傷頻度が高くなる地震加速度に至るまでに余裕をもって完了している可能性が高い また、部分的な制御棒挿入失敗のケースでは必ずしも臨界とはならないが、地震による CRD の損傷については系統間での完全相関を想定しており、1 本の制御棒でも挿入失敗した場合はスクラム失敗により炉心損傷するものとしてかなり保守的に評価している。 以上より、本事故シーケンスによって炉心損傷に至る頻度は現状の評価結果よりも十分に小さいと判断されることから、本事象は有効性評価における新たな事故シーケンスグループとしては取り扱わないこととしている。 [*]	KK6 : 4.7E-09 KK7 : 1.8E-07	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
g. 大 LOCA+HPCF 注水 失敗+低圧 ECCS 注 水失敗	原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり、大 LOCA 後は数分以内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に多量の注入が可能な対策(インターロックの追設等)は確認できなかったことから、このシーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した。 (格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器機能の維持に期待できる。)	KK6 : 5.0E-10 KK7 : 5.0E-10	手順を有効性評価で示すとおり、原子炉への代替注水、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却、代替循環冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱によって格納容器破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出の防止を図る。

※ 「柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について 別紙 2 外部事象(地震)に特有の事故シーケンスについて(平成 27 年 7 月 14 日 第 249 回原子力発電所の新規規制基準適合性に係る審査会合 資料 2-4-2)」参照

また、炉心損傷後に格納容器バイパスに至る以下の格納容器破損モードに対して、整備した手順書により緩和措置を行うことが可能である。

事故シーケンス グループ	事象の想定	CDF (/炉年)	対応手順
h. 格納容器隔離失敗	炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗しており、格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象を想定している。 なお、現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視している他、格納容器圧力について 1 日 1 回記録を採取している。仮に今回想定した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。	KK6/7 : 5.5E-11	大規模損壊発生時の対応に含まれる。

大規模損壊発生時の対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他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、初動対応を行う上で最も優先すべきはプラントの状況を把握することである。

このため、事象が発生した場合、緊急時対策本部は、中央制御室の状況、大まかなプラント状況の確認、把握を可能な範囲で行った後、速やかに「プラント状態確認チェックシート」を用いて、具体的にプラント被災状況、対応可能要員の把握等を行う。

当該号炉に関する対応操作の優先順位付けや実施の判断は、一義的に事故発生号炉の当直副長が行う。万一、中央制御室の機能喪失時や中央制御室との連絡が取れない場合等、当直副長の指揮下で対応できない場合には、緊急時対策本部長は、当該号炉の運転員又は緊急時対策本部の号機班の中から当該号炉の対応操作の責任者を定め対応に当たらせる。

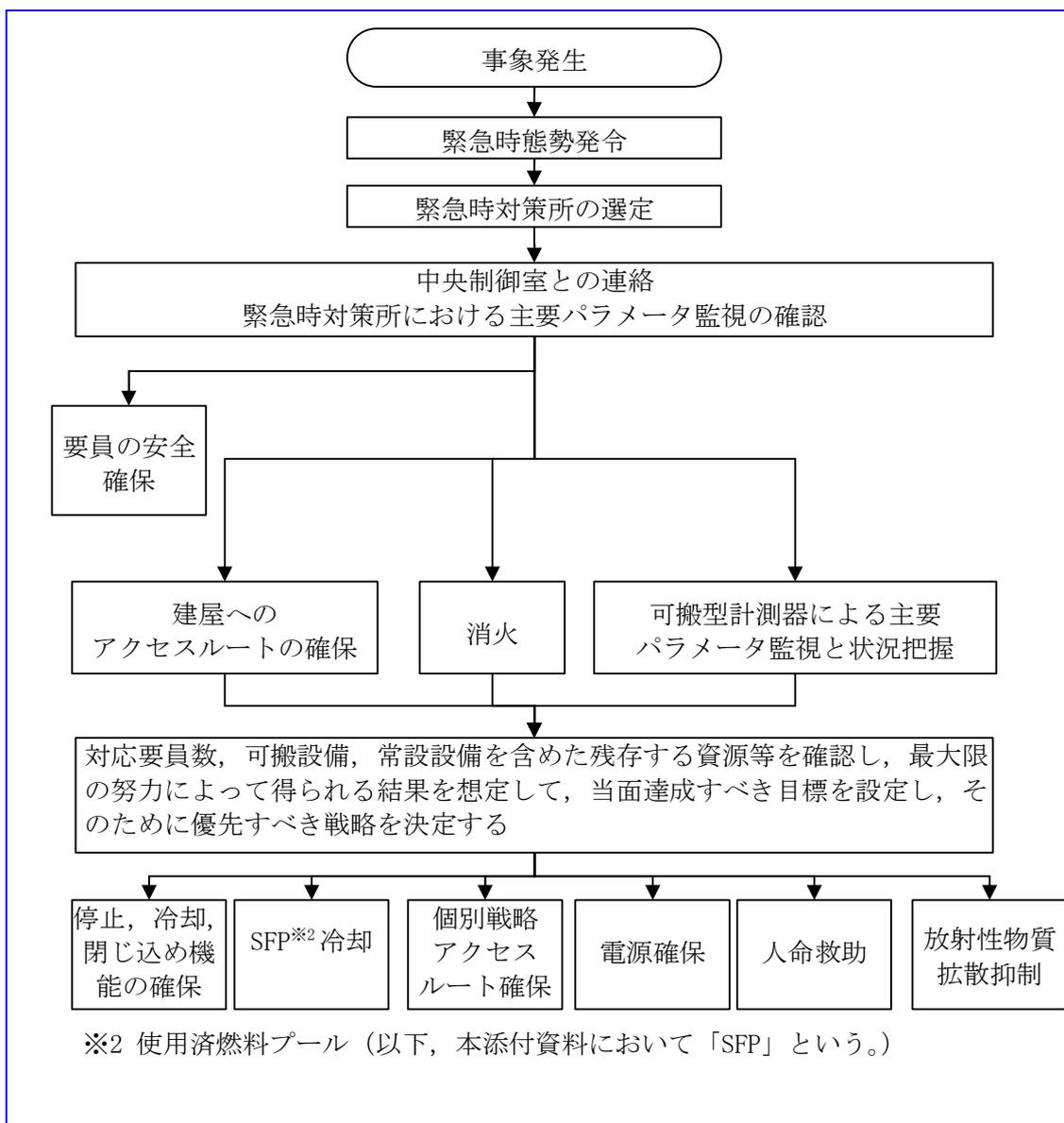
当直副長又は当該号炉の対応操作の責任者が判断した結果及びそれに基づき実施した監視や操作については、緊急時対策本部に報告し、各機能班の責任者(統括又は班長)は、その時点における他号炉の状況、リソースや対応の優先順位付け等を判断し、必要な支援や対応を行う。

また、緊急時対策本部は、プラントの影響予測を行い、その結果を基に各機能の責任者は必要となる対応を予想して先行的に準備を行う。

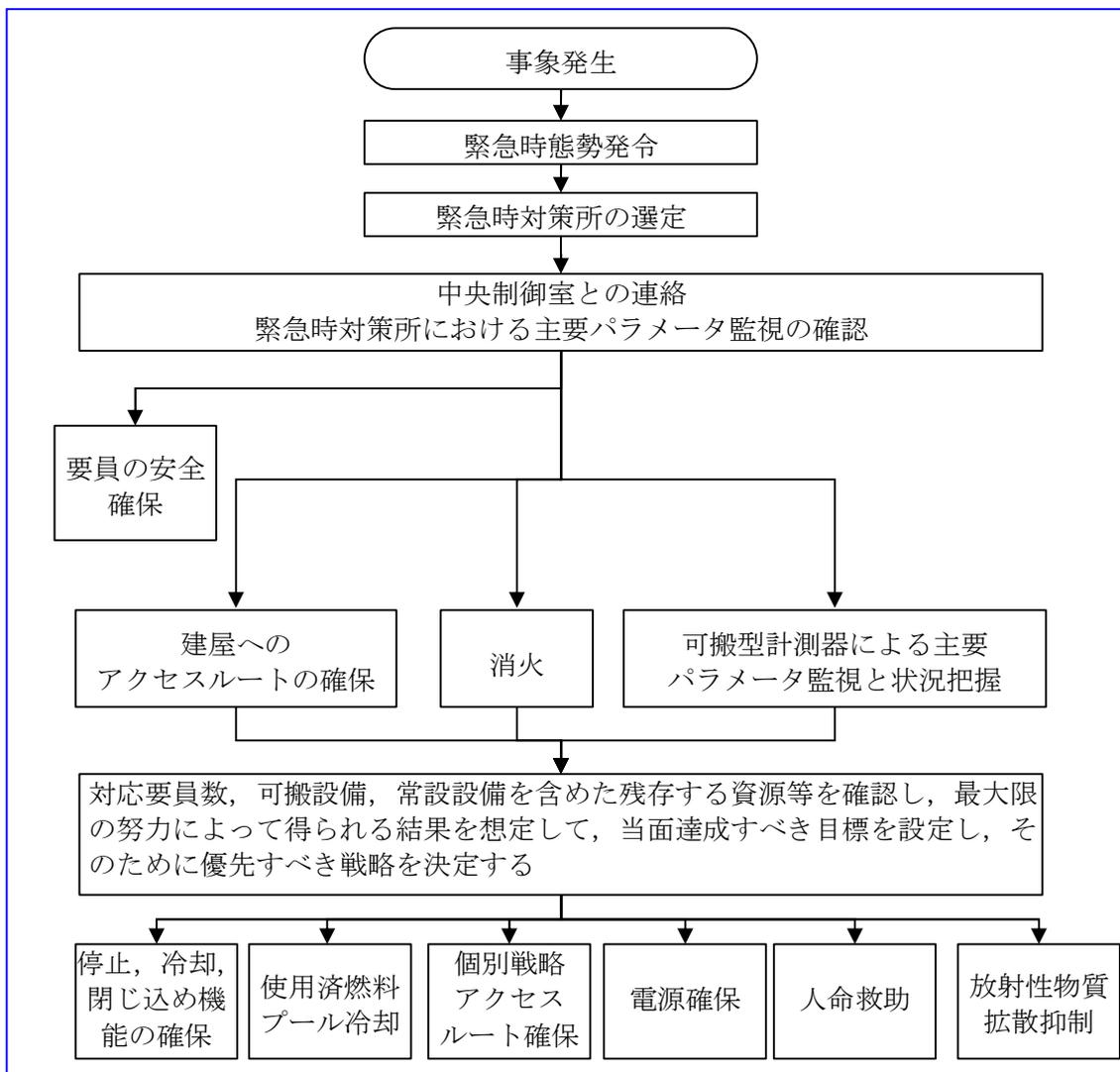
緊急時対策本部長は、これらの情報を収集し、発電所全体の対応について総括的な責任を担う。

以下に、初期対応の概要、緊急時対策本部で使用する対応フロー、プラント状態確認チェックシートを示す。

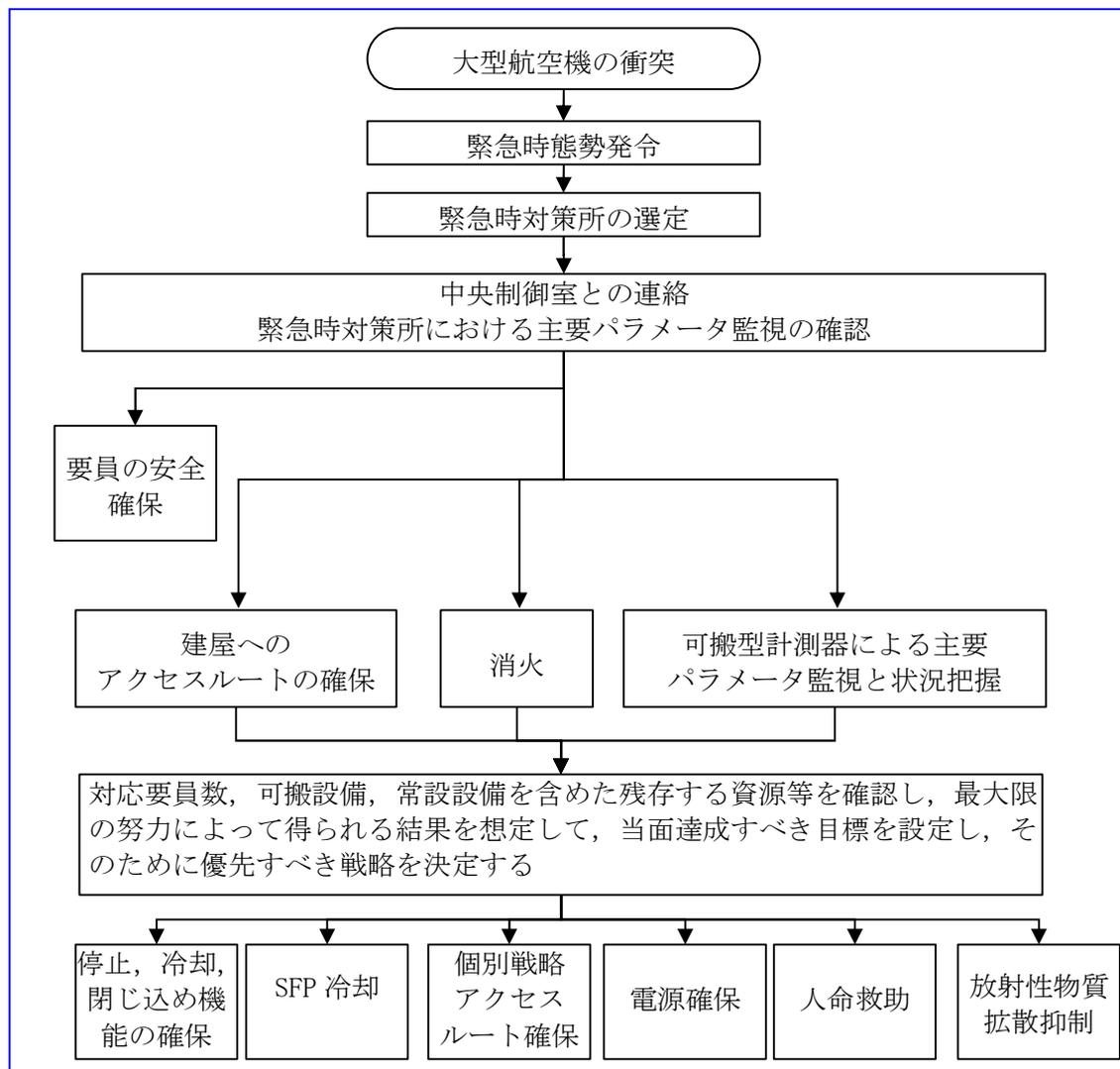
1. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突時の対応概要
 (1) 対応の全体フロー概略 (大地震等の事前予測ができない事象の場合)



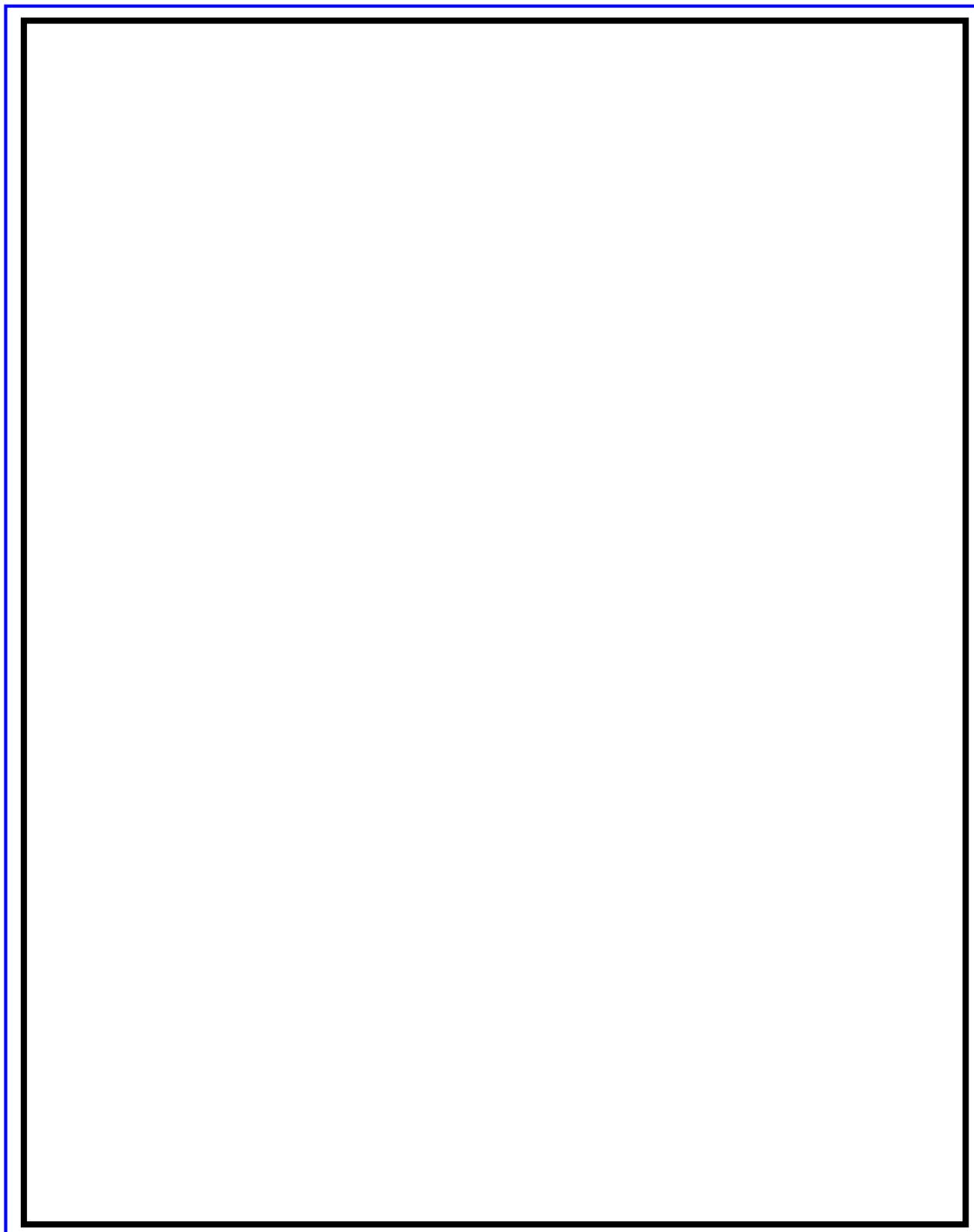
(2) 対応の全体フロー概略（大津波警報の発表（事前予測ができる事象）の場合）



(3) 対応の全体フロー概略（大型航空機の衝突の場合）

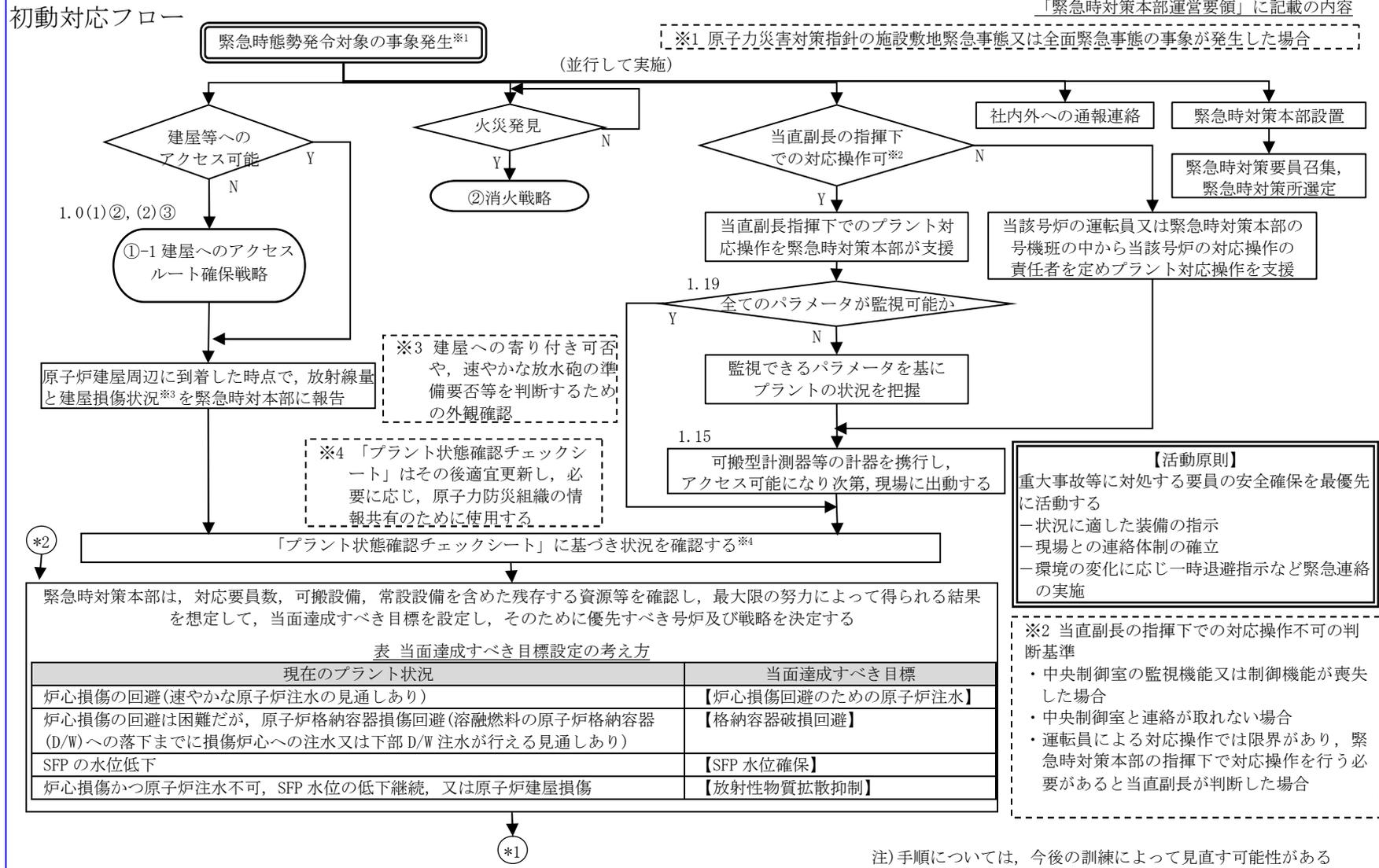


(4) 対応の全体フロー概略（テロリズムの発生の場合）



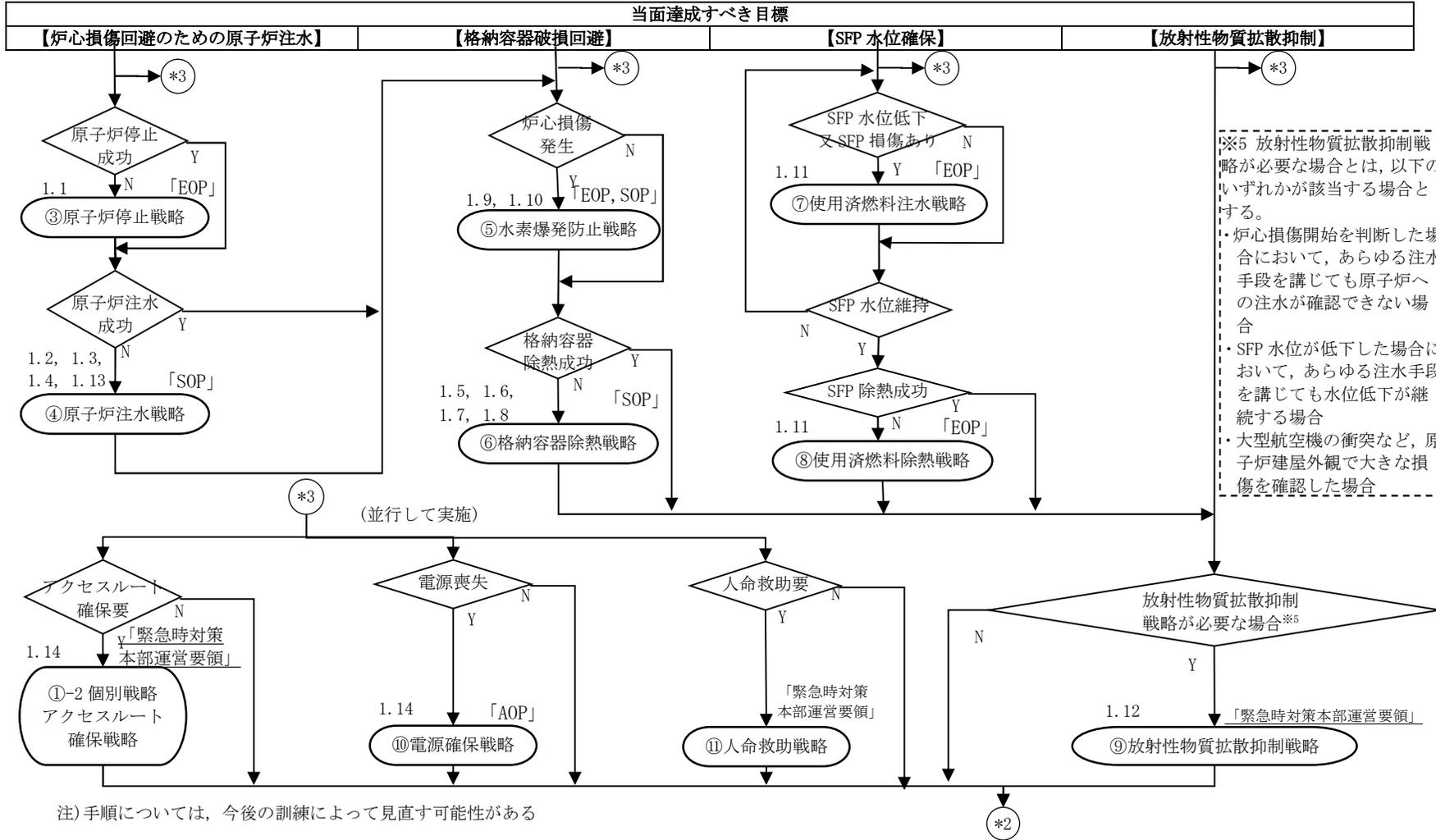
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2. 緊急時対策本部で使用する対応フロー



「AOP」：事故時運転操作手順書（事象ベース）
「EOP」：事故時運転操作手順書（徴候ベース）
「SOP」：事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）

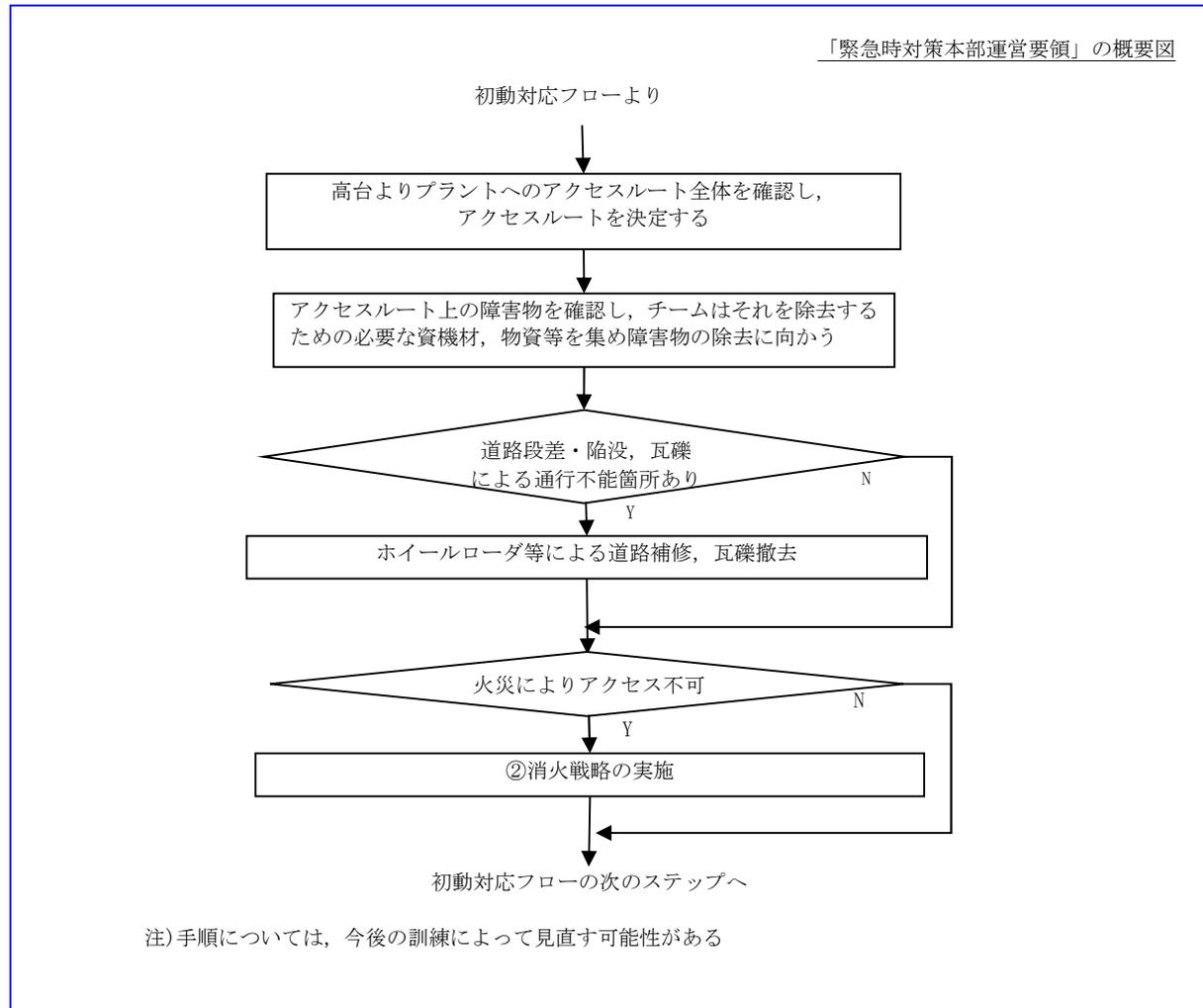
「緊急時対策本部運営要領」の概要図



添付 2.1-76

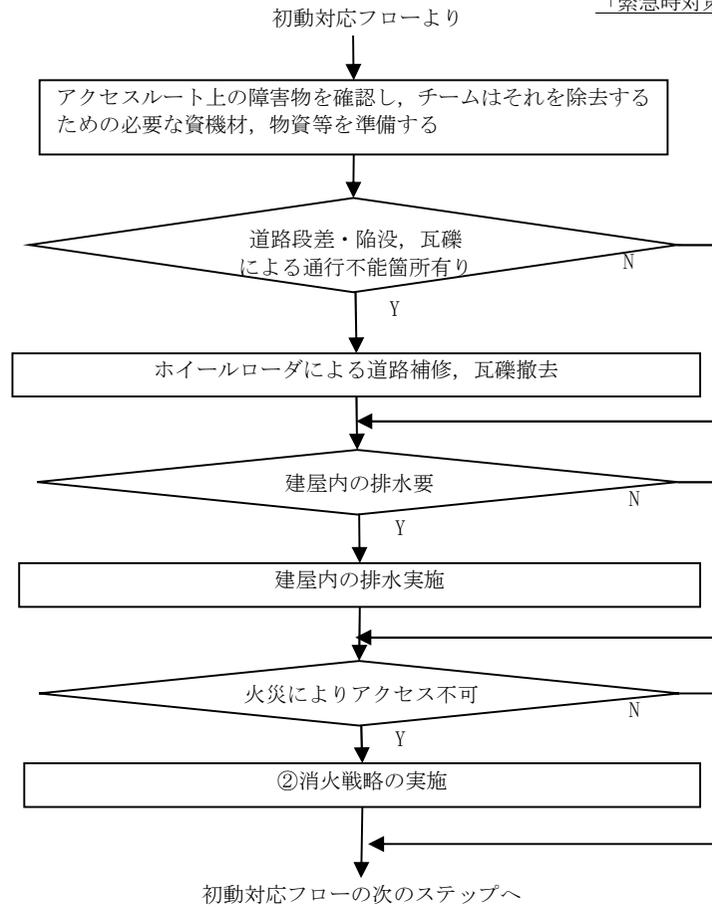
個別戦略フロー

①-1 建屋へのアクセスルート確保戦略



①-2 個別戦略アクセスルート確保戦略

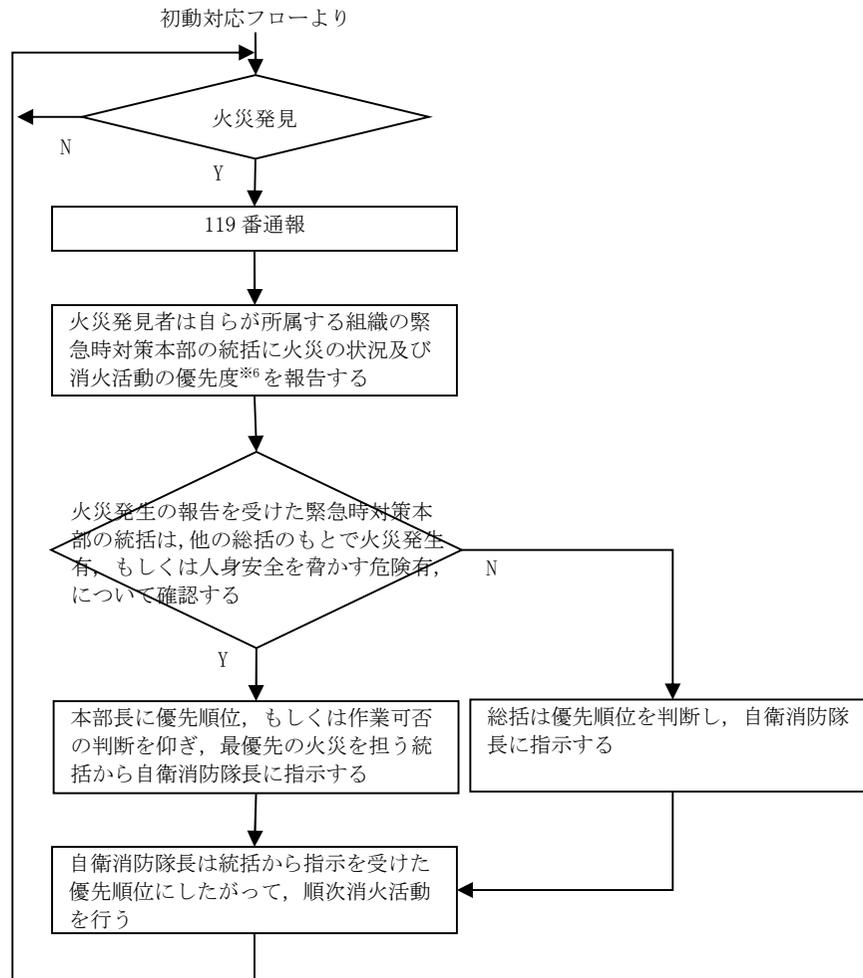
「緊急時対策本部運営要領」の概要図



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

②消火戦略

「火災防護計画」に記載の内容



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

※6 消火活動の優先度

火災発見の都度、以下の(1)～(4)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。

(1) アクセスルート・操作箇所確保のための消火

- ① アクセスルート確保
- ② 車両及びホースルートの設置エリアの確保
(初期消火に用いる化学消防自動車、大型化学高所放水車等)

(2) 原子力安全の確保のための消火

- ③ 重大事故等対処設備が設置された建屋、放射性物質内包の建屋
- ④ 可搬型重大事故等対処設備の屋外接続箇所及び設置エリアの確保
- ⑤ 大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及びホースルート、放水砲の設置エリアの確保

(3) 火災の波及性が考えられ、事故終息に向けて原子力安全に影響を与える可能性がある火災の消火

- ⑥ 可搬型重大事故等対処設備の複数の屋外接続箇所の確保
- ⑦ 代替熱交換器車の設置エリアの確保

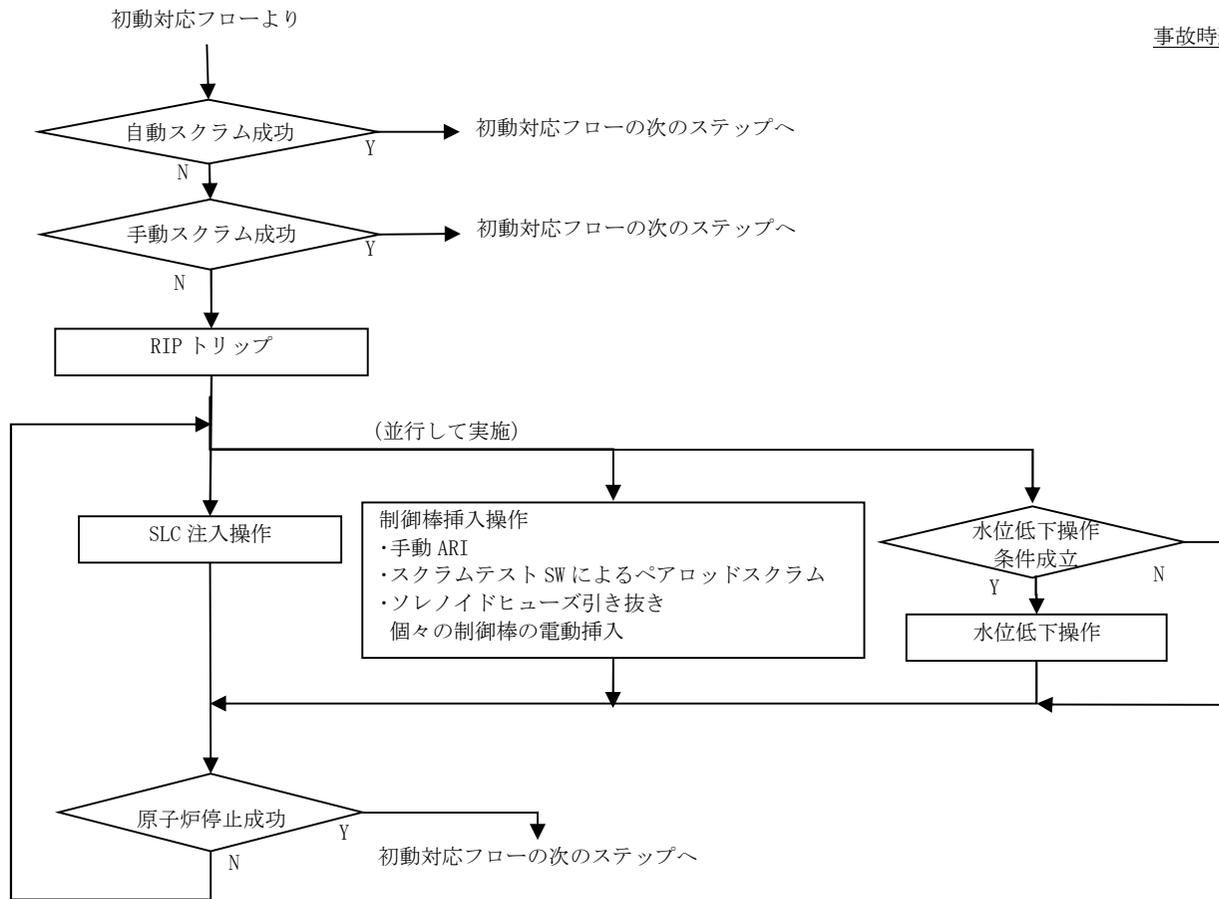
(4) その他火災の消火

- (1) から (3) 以外の火災は、対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。

建屋内外ともに上記の考え方を基本に消火するが、大型航空機衝突による建屋内の大規模な火災時は、入城可能な状態になってから消火活動を実施する。

③原子炉停止戦略

事故時運転操作手順書(微候ベース)反応度制御



添付 2.1-80

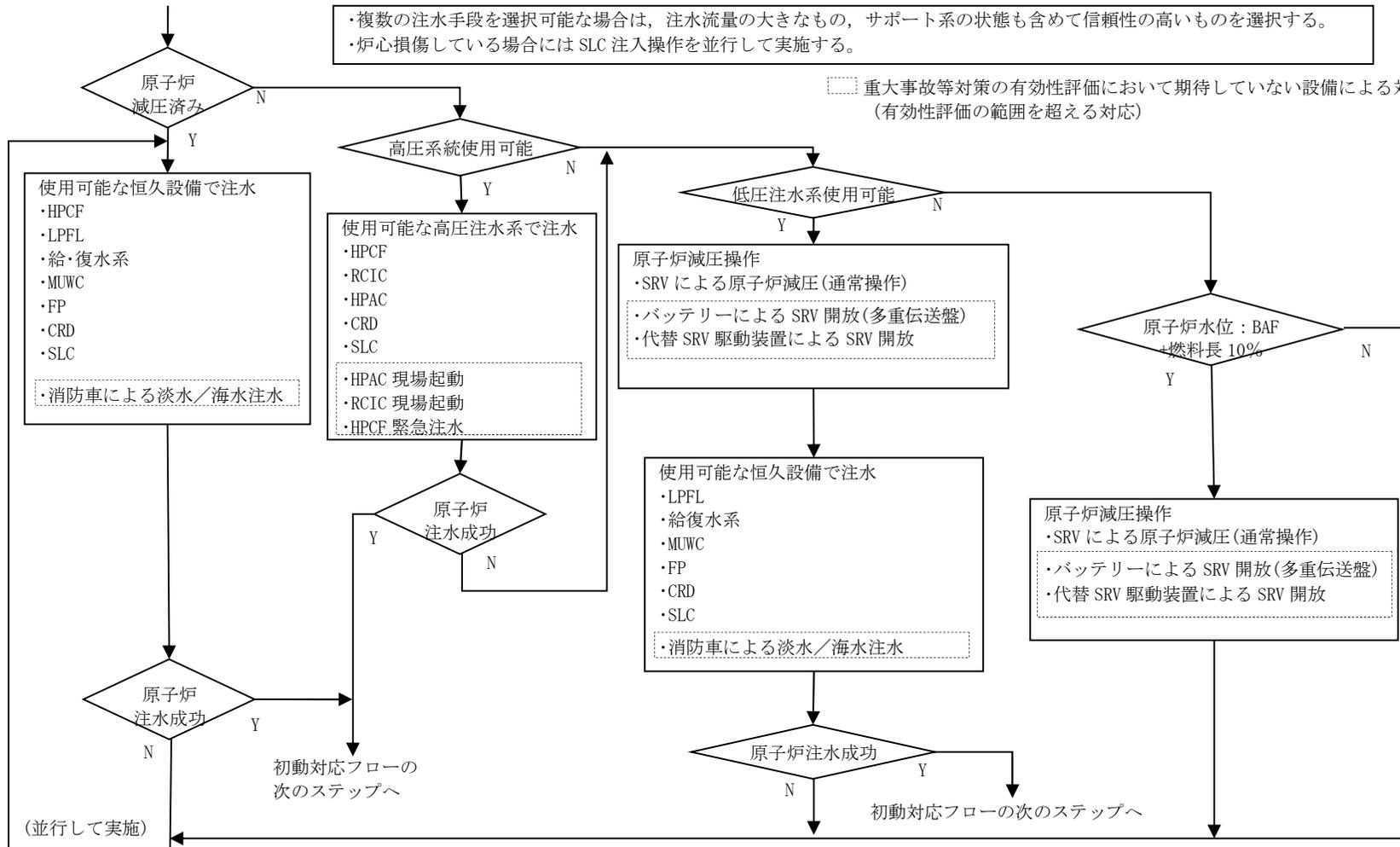
注)手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

④原子炉注水戦略

初動対応フローより

・複数の注水手段を選択可能な場合は、注水流量の大きなもの、サポート系の状態も含めて信頼性の高いものを選択する。
 ・炉心損傷している場合には SLC 注入操作を並行して実施する。

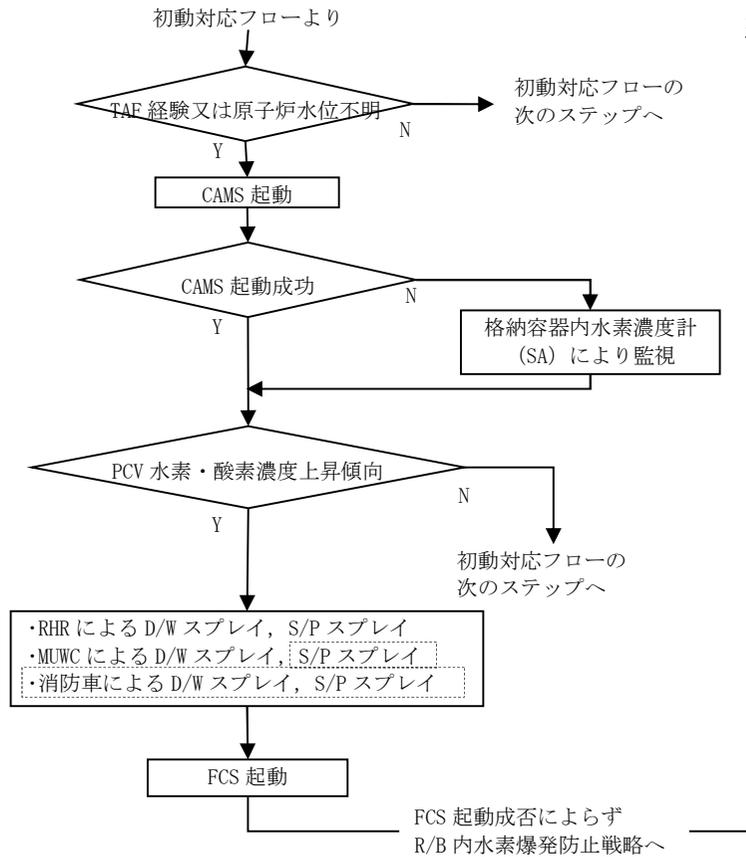
⋯ 重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
 (有効性評価の範囲を超える対応)



初動対応フローの次のステップへ

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

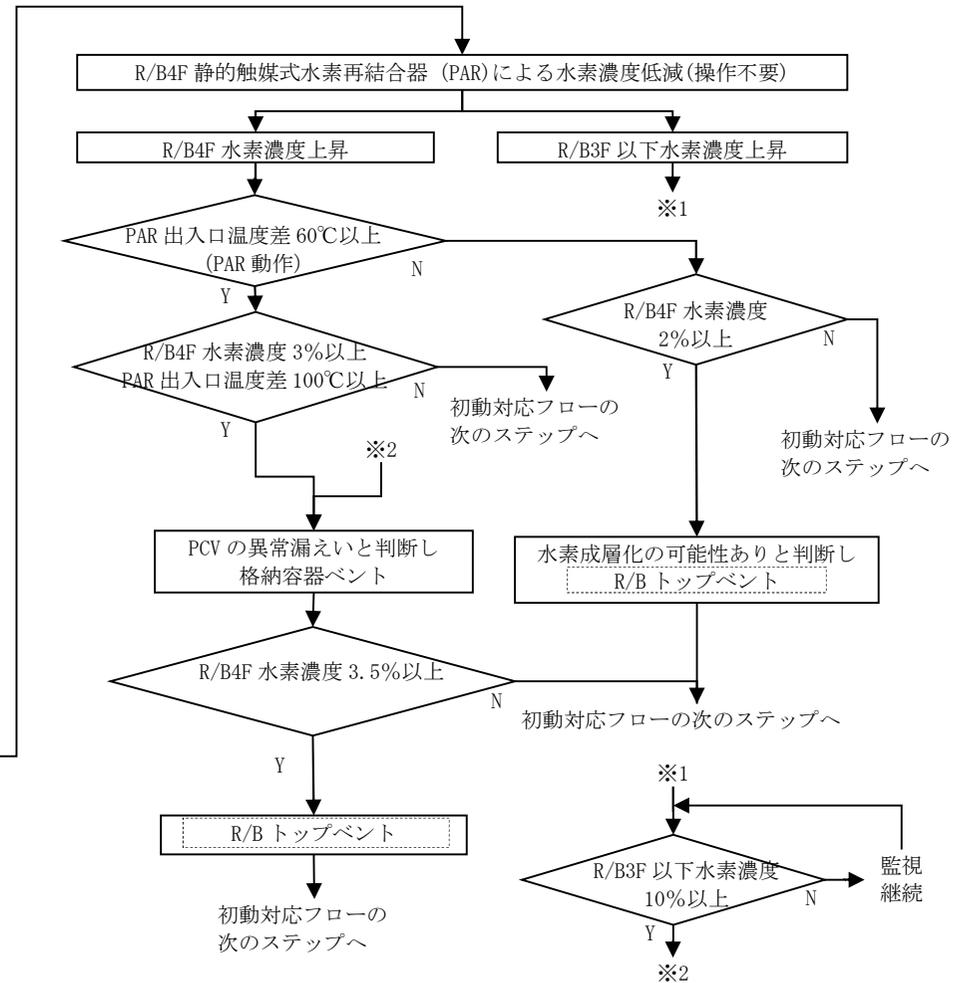
⑤水素爆発防止戦略



重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応 (有効性評価の範囲を超える対応)

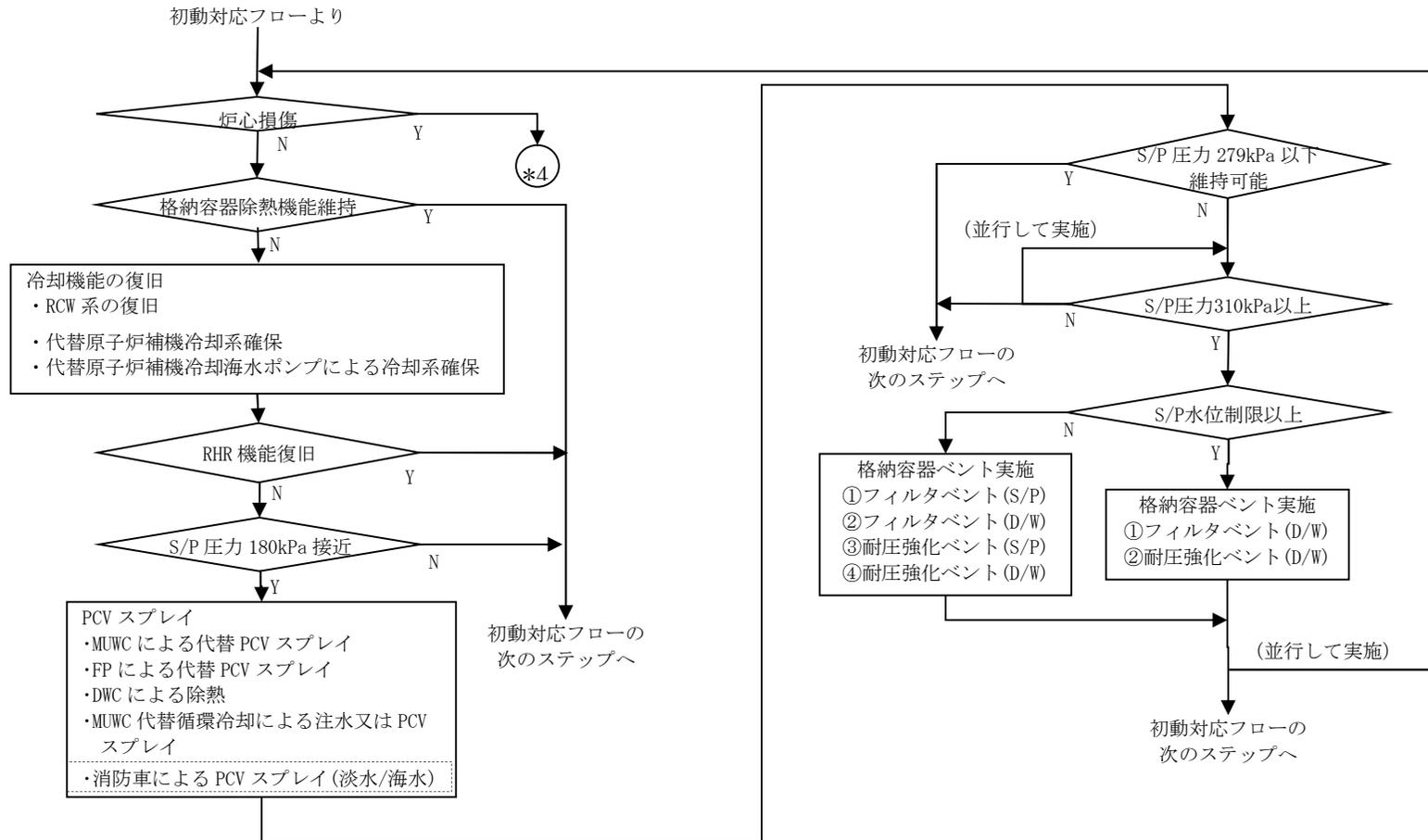
注) 手順及び判断基準については、今後の訓練等によって見直す可能性がある

事故時運転操作手順書(徴候ベース)水素濃度制御, 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)



⑥-1 格納容器除熱戦略（炉心損傷前）

⋯ 重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応（有効性評価の範囲を超える対応）

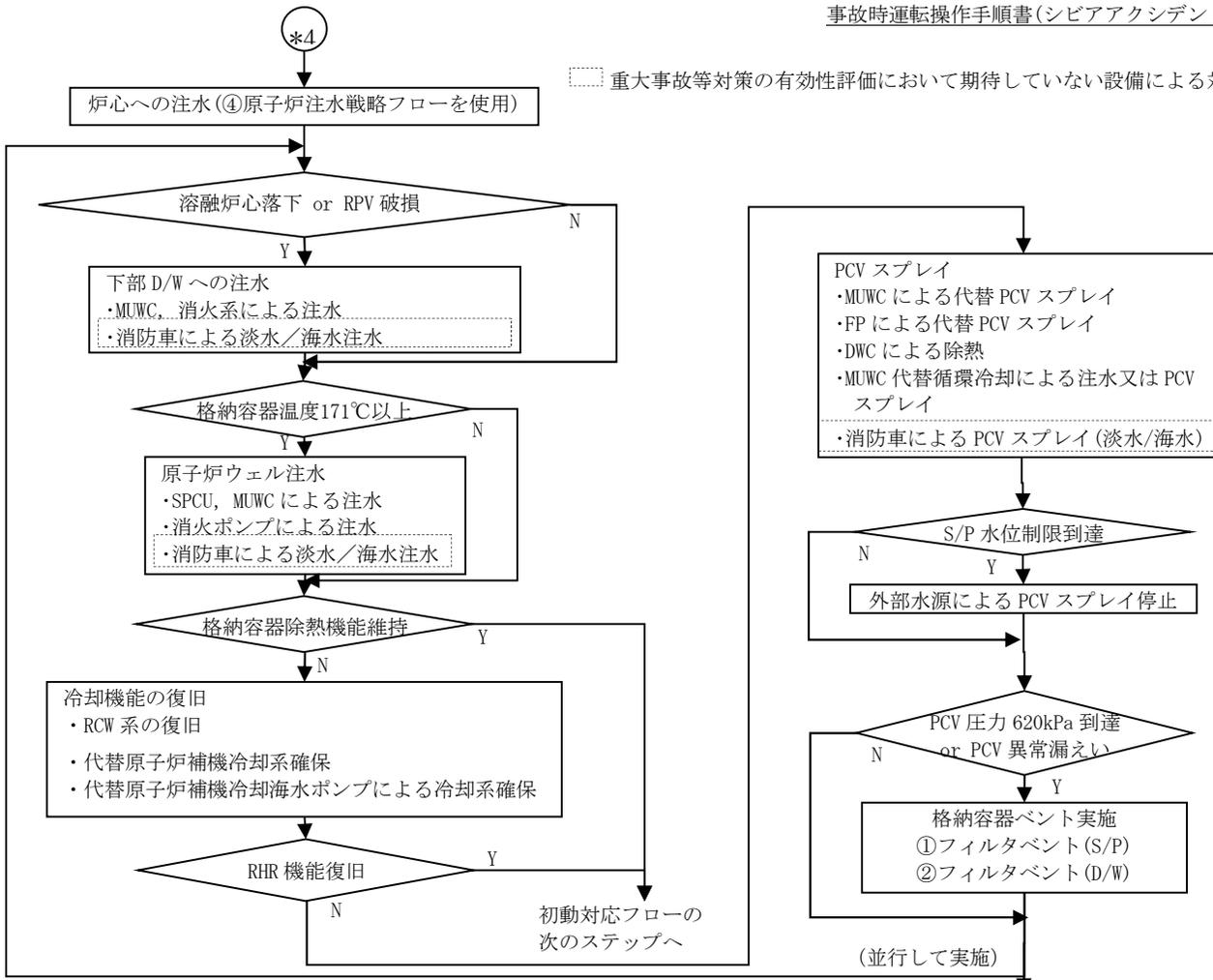


注) 手順及び判断基準については、今後の訓練等によって見直す可能性がある

⑥-2 格納容器除熱戦略（炉心損傷後）

事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)下部 D/W 注水, 原子炉格納容器除熱

重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応（有効性評価の範囲を超える対応）

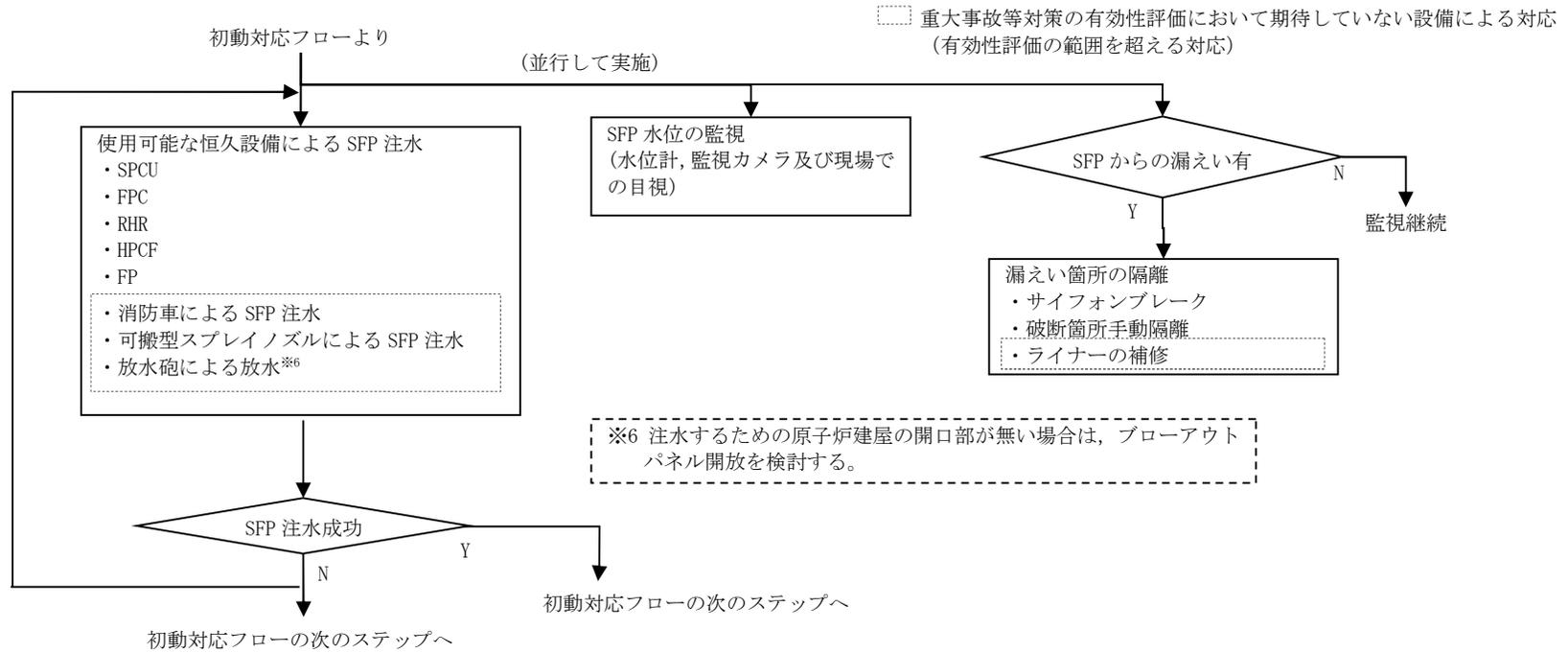


注) 手順及び判断基準については、今後の訓練等によって見直す可能性がある

初動対応フローの次のステップへ

⑦使用済燃料注水戦略

事故時運転操作手順書(徴候ベース)SFP 水位制御



重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
(有効性評価の範囲を超える対応)

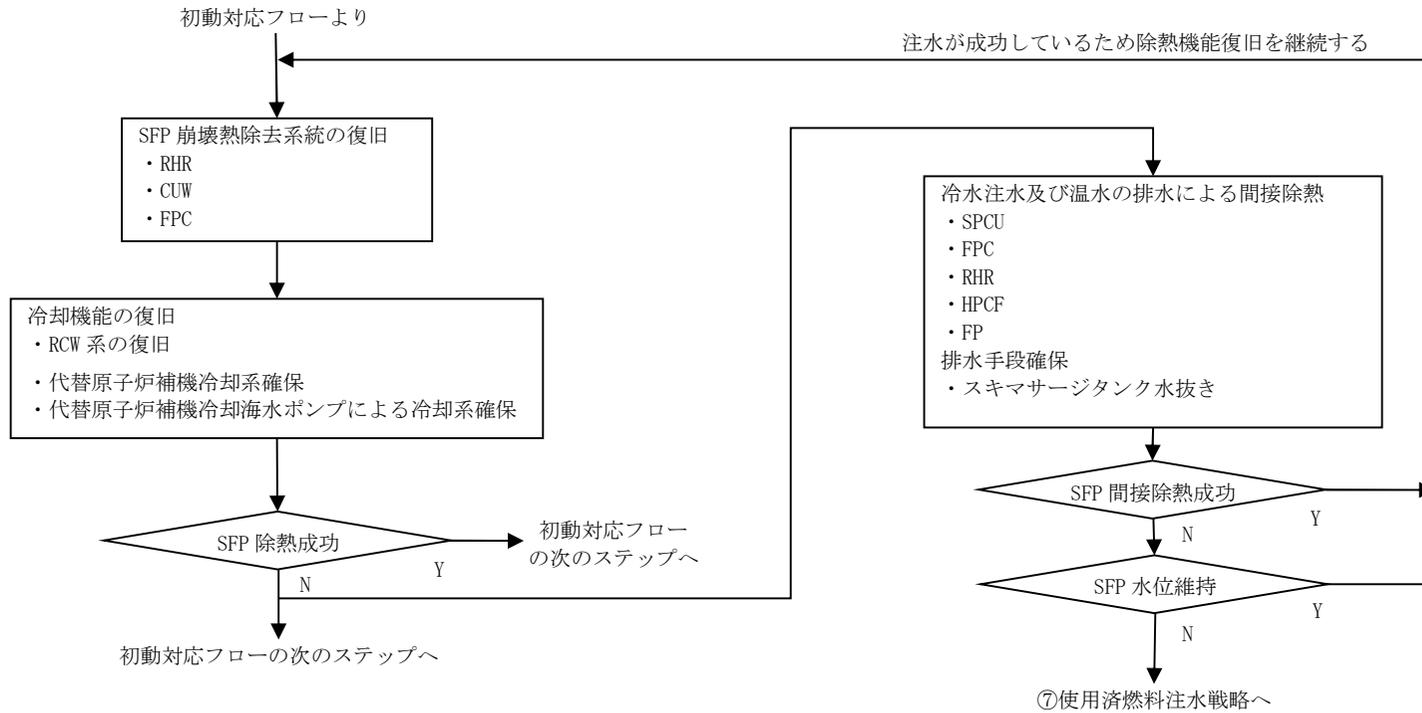
添付 2.1-85

注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

⑧使用済燃料除熱戦略

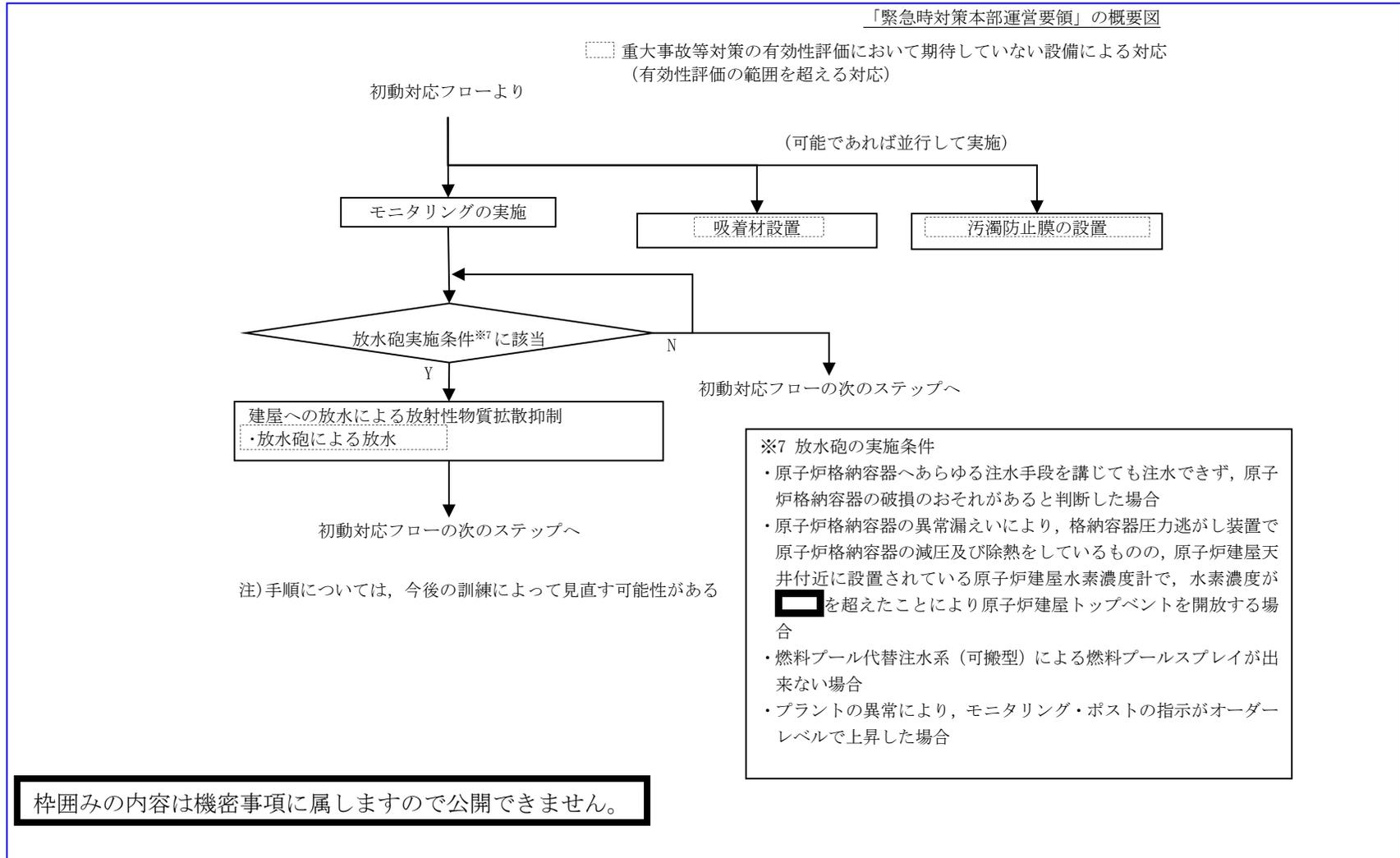
事故時運転操作手順書(徴候ベース)SFP 水温度制御

⊞ 重大事故等対策の有効性評価において期待していない設備による対応
(有効性評価の範囲を超える対応)



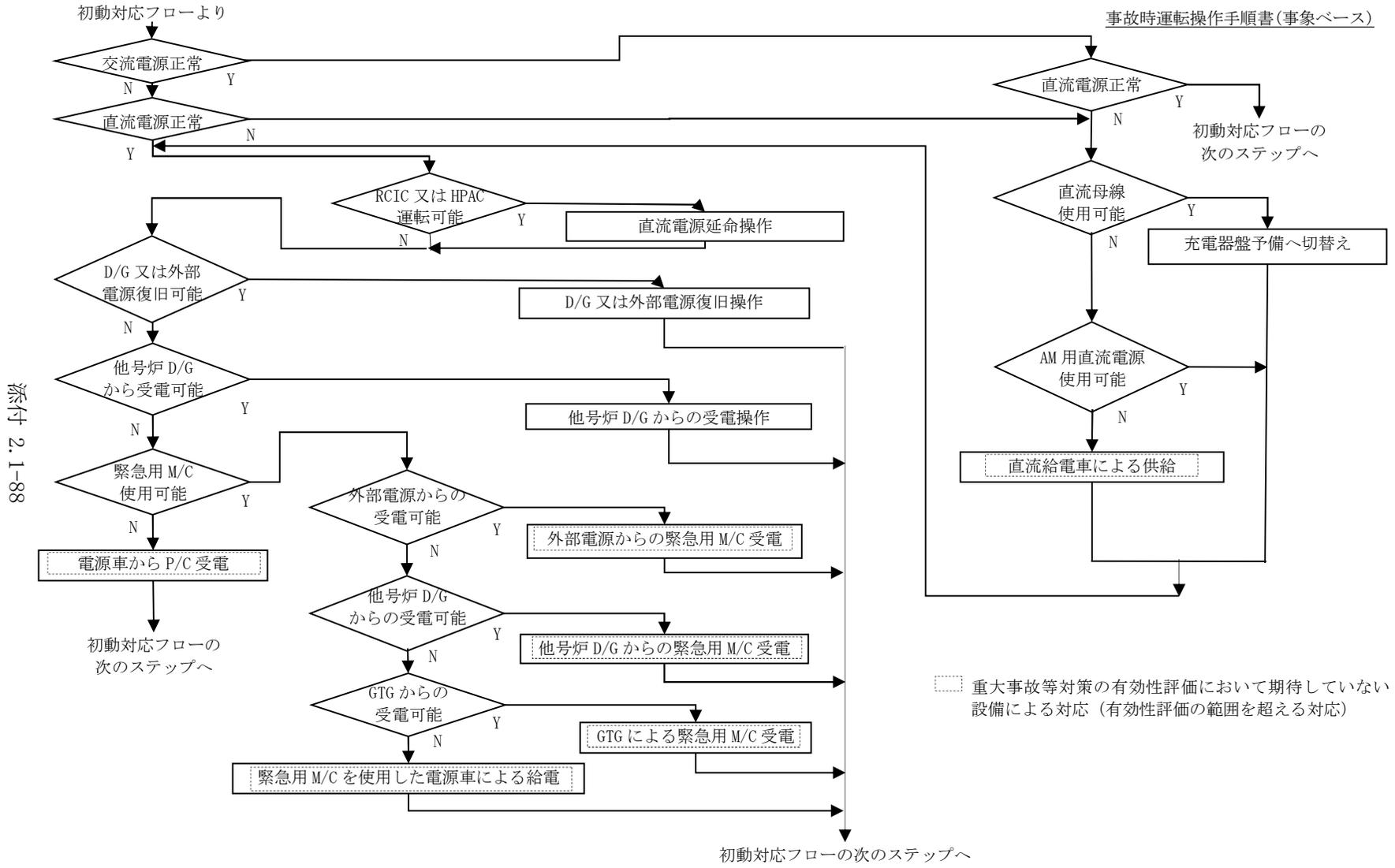
注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

⑨放射性物質拡散抑制のための戦略



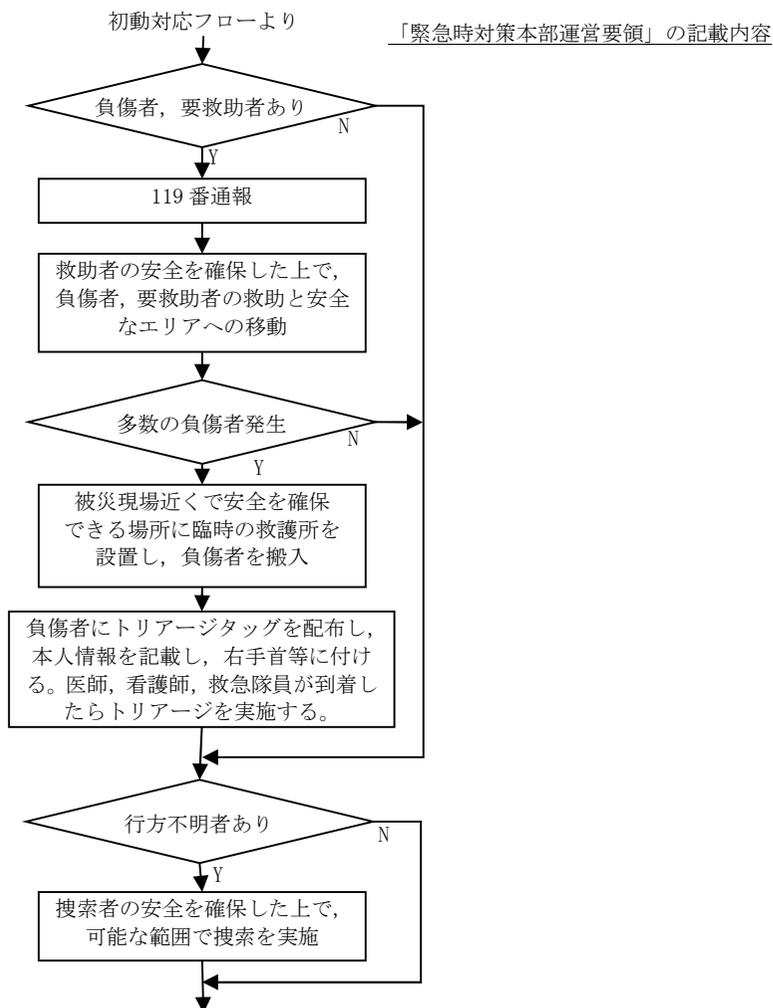
添付 2.1-87

⑩電源確保戦略



注) 手順については、今後の訓練によって見直す可能性がある

⑪人命救助戦略



初動対応フローの次のステップへ

注) 手順については, 今後の訓練によって見直す可能性がある

3. プラント状態確認チェックシートにおける確認項目

プラント、体制等の状況を把握するために、「プラント状態確認チェックシート」の各項目を確認する。チェックシートは、目標設定や戦略の検討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、本部責任者の指示、又は各対応班の担当者が必要に応じ確認した情報を記載し作成する。計画情報統括・計画担当が取りまとめ、本部内に情報共有する。
2.	共通1.～3.項の確認を最優先に実施する。
3.	周囲の状況に十分注意しながらチェックし、チェック困難な場合には「不明」とする。(建屋の損壊状況、周辺線量等に注意)
4.	動作可能、使用可能は、外観及び警報等で判断する。

(1) プラント状態確認項目(共通)

共通1. 中央制御室との連絡と運転員の対応可能人数の確認

番号	項目	状態	備考
1	1号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
2	2号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
3	3号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
4	4号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
5	5号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名
6	6号及び7号炉中央制御室と連絡可能	連絡可能・連絡不可	対応可能 名

共通2. モニタ指示確認

番号	項目	状態	備考
1	屋外モニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	

共通3. 火災の確認

番号	項目	状態	備考
1	揮発性物質（航空機燃料・軽油等）による火災発生	火災あり・火災なし・不明	1・2・3・4号炉 5・6・7号炉 その他
2	上記以外による火災発生	火災あり・火災なし・不明	

共通 4. 通信関係の確認

番号	項目	状態	備考
4-1. 緊急時対策所			
1	送受話器（ペー징ング）	使用可能・使用不可・不明	
2	電力保安通信用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
3	衛星電話設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
4	衛星電話設備（可搬型）	使用可能・使用不可・不明	
5	無線連絡設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
6	無線連絡設備（可搬型）	使用可能・使用不可・不明	
7	緊急時対策支援システム伝送装置	使用可能・使用不可・不明	
8	SPDS 表示装置		
9	加入電話機	使用可能・使用不可・不明	
10	加入 FAX	使用可能・使用不可・不明	
11	テレビ会議システム	使用可能・使用不可・不明	
12	専用電話設備（ホットライン）	使用可能・使用不可・不明	
13	IP-電話機	使用可能・使用不可・不明	
14	IP-FAX	使用可能・使用不可・不明	

共通 5. 対応可能な要員の確認

番号	項目 ^{※1}	状態	備考
1	本部長(1名)	名	
2	本部スタッフ(1名)	名	
3	原子炉主任技術者(2名 ^{※2})	名	
4	対外対応機能(4名)	名	
5	情報収集・計画立案機能(5名)	名	
6	現場対応機能(15名)	名	
7	ロジスティック・リソース管理機能(2名)	名	
8	復旧班現場要員(16名)	名	
9	保安班現場要員(2名)	名	
10	自衛消防隊(10名)	名	

※1 カッコ内は発電所内での必要最低人数

※2 6号及び7号炉の原子炉主任技術者それぞれ1名は、早期に非常参集が可能なエリアに待機する。

共通 6. 水源, その他

番号	項目	状態	備考
1	淡水貯水池	使用可能・使用不可・不明	
2	ろ過水タンク（荒浜側 No. 1）	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
3	ろ過水タンク（荒浜側 No. 2）	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
4	純水タンク（荒浜側 No. 1）	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
5	純水タンク（荒浜側 No. 2）	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
6	ろ過水タンク（大湊側 No. 3）	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
7	ろ過水タンク（大湊側 No. 4）	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
8	純水タンク（大湊側 No. 3）	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
9	純水タンク（大湊側 No. 4）	使用可能・使用不可・不明	タンクレベル m
10	荒浜側防火水槽	使用可能・使用不可・不明	
11	大湊側防火水槽	使用可能・使用不可・不明	

共通 7. 設備及び資機材の確認

番号	項目	状態	備考
7-1. 消火及び注水設備 荒浜側エリア【常設設備】			
1	荒浜側ディーゼル 駆動消火ポンプ	運転中・停止中・使用不可・ 不明	
2	荒浜側電動消火ポンプ	運転中・停止中・電源なし 使用不可・不明	
3	純水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	1・2号炉共用
4	純水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	1・2号炉共用
5	純水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	1・2号炉共用
6	純水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	3・4号炉共用
7	純水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	3・4号炉共用
8	純水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	3・4号炉共用

番号	項目	状態	備考
7-2. 消火及び注水設備 大湊側エリア【常設設備】			
1	大湊側ディーゼル 駆動消火ポンプ	運転中・停止中・使用不可・ 不明	
2	大湊側電動消火ポンプ	運転中・停止中・電源なし 使用不可・不明	
3	純水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	5・6・7号炉共用
4	純水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	5・6・7号炉共用
5	純水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	5・6・7号炉共用
6	純水移送ポンプ(D)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	5・6・7号炉共用
7-3. 可搬型設備, 消火設備 大湊側エリア			
1	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)	使用可能・使用不可・不明	
2	ガスタービン発電機用 燃料タンク	使用可能・使用不可・不明	
3	可搬型代替交流電源設 備 (交流電源車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
4	可搬型代替直流電源設 備 (直流給電車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
5	仮設発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
6	移動式変圧器	使用可能・使用不可・不明	
7	大湊側緊急用 M/C	使用可能・使用不可・不明	
8	可搬型代替注水ポンプ (消防ポンプ自動車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
9	代替原子炉補機冷却系	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 式
10	可搬型窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	
11	大容量送水車 (原子炉 建屋放水設備用)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
12	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
13	ホース展張車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
14	汚濁防止膜	使用可能・使用不可・不明	
15	吸着材	使用可能・使用不可・不明	
16	タンクローリ (4kL)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
17	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
18	大型化学高所放水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台

番号	項目	状態	備考
19	泡原液搬送車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
20	泡原液混合装置	使用可能・使用不可・不明	
7-4. 可搬型設備, 消火設備 荒浜エリア			
1	常設代替交流電源設備 (第二ガスタービン発電機)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
2	第二ガスタービン発電機用燃料タンク	使用可能・使用不可・不明	
3	第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
4	可搬型代替交流電源設備 (交流電源車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
5	可搬型代替直流電源設備 (直流給電車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
6	緊急用 M/C	使用可能・使用不可・不明	
7	仮設発電機	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
8	可搬型代替注水ポンプ (消防ポンプ自動車)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
9	代替原子炉補機冷却系	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 式
10	可搬型窒素供給装置	使用可能・使用不可・不明	
11	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
12	放水砲	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
13	ホース展張車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
14	汚濁防止膜	使用可能・使用不可・不明	
15	吸着材	使用可能・使用不可・不明	
16	タンクローリ (4kL)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
17	タンクローリ (16kL)	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
18	ホイールローダ	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
19	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
20	大型化学高所放水車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
21	泡原液搬送車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
22	泡原液混合装置	使用可能・使用不可・不明	
7-5. 消火設備 自衛消防隊詰め所			
1	化学消防自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
2	水槽付消防ポンプ自動車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台
3	泡消火薬剤備蓄車	使用可能・使用不可・不明	使用可能台数 台

(2)プラント状態確認項目(6号及び7号炉用個別)

個別1. 初期状態の確認

番号	項目	状態	備考
1	プラント状況の確認が可能※	可能・不可	
2	原子炉停止 (確認日時 / :)	成功・失敗・不明	
3	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
4	高圧代替注水ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
5	復水貯蔵槽	使用可能・使用不可・不明	水位 m
6	主蒸気逃がし弁	使用可能・使用不可・不明	
7	タービンバイパス弁(タービン制御系)	使用可能・使用不可・不明	
8	ECCS作動要求	作動要求あり・ 作動要求なし・不明	
9	外部電源受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
10	非常用ディーゼル発電機(A)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
11	非常用ディーゼル発電機(B)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
12	非常用ディーゼル発電機(C)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	

※中央制御室又は緊急時対策所にてプラント状況の確認を実施する。

個別2. モニタ指示確認

番号	項目	状態	備考
1	プロセスモニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	
2	エリアモニタ指示	上昇なし・上昇あり・不明	

個別3. 通信関係の確認

番号	項目	状態	備考
1	送受信器（ページング）	使用可能・使用不可・不明	
2	電力保安通信用電話設備	使用可能・使用不可・不明	
3	携帯型音声呼出電話設備	使用可能・使用不可・不明	
4	衛星電話設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
5	無線連絡設備（常設）	使用可能・使用不可・不明	
6	プロセス計算機	使用可能・使用不可・不明	
7	データ伝送装置	使用可能・使用不可・不明	
8	加入電話機	使用可能・使用不可・不明	

個別4. 建屋アクセス性の確認

番号	項目	状態	備考
1	中央制御室へアクセス可能	可能・不可・不明	
2	コントロール建屋へアクセス可能	可能・不可・不明	
3	原子炉建屋へアクセス可能	可能・不可・不明	
4	タービン建屋へアクセス可能	可能・不可・不明	
5	廃棄物処理建屋へアクセス可能	可能・不可・不明	
6	サービス建屋へアクセス可能	可能・不可・不明	
7	海水熱交換器建屋アクセス可能	可能・不可・不明	

※建屋の損壊状態を含め、事故対応への支障の有無の観点から確認する。

個別5. 施設損壊状態確認

番号	項目	状態	備考
1	使用済燃料プール損傷	損傷あり・損傷なし・不明	
2	原子炉格納容器損傷（ドライウエル）	損傷あり・損傷なし・不明	
3	原子炉格納容器損傷（サプレッション・チェンバ）	損傷あり・損傷なし・不明	

個別6. 電源系統の確認

番号	項目	状態	備考
1	非常用ディーゼル発電機 (A)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
2	非常用ディーゼル発電機 (A) デイタンク	使用可能・使用不可・不明	
3	非常用ディーゼル発電機 (A) 燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
4	非常用ディーゼル発電機 (B)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
5	非常用ディーゼル発電機 (B) デイタンク	使用可能・使用不可・不明	
6	非常用ディーゼル発電機 (B) 燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
7	非常用ディーゼル発電機 (C)	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
8	非常用ディーゼル発電機 (C) デイタンク	使用可能・使用不可・不明	
9	非常用ディーゼル発電機 (C) 燃料移送ポンプ	使用可能・使用不可・不明	
10	軽油タンク (A)	使用可能・使用不可・不明	
11	軽油タンク (B)	使用可能・使用不可・不明	
12	非常用 M/C (C) 受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
13	非常用 M/C (D) 受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
14	非常用 M/C (E) 受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
15	非常用 P/C (C-1) 受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
16	非常用 P/C (C-2) 受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
17	非常用 P/C (D-1) 受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
18	非常用 P/C (D-2) 受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
19	非常用 P/C (E-1) 受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
20	非常用 P/C (E-2) 受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
21	計器用バイタル(A)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
22	計器用バイタル(B)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
23	計器用バイタル(C)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
24	計器用バイタル(D)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
25	直流 125V 主母線(A)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
26	直流 125V 主母線(B)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
27	直流 125V 主母線(C)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
28	直流 125V 主母線(D)受電	受電中・停電中・ 使用不可・不明	
29	安全系蓄電池用充電器	使用可能・使用不可・ 不明	
30	常設代替直流電源設備 (AM 用直流電源)	使用可能・使用不可・ 不明	
31	号機間融通設備	使用可能・使用不可・ 不明	
32	緊急用電源切替箱断路器	使用可能・使用不可・ 不明	
33	可搬型小型バッテリー	使用可能・使用不可・ 不明	

個別 7. 機器状態の確認

番号	項目	状態	備考
7-1. 炉心注水, 原子炉格納容器除熱機器【常設設備】			
1	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
2	高圧代替注水ポンプ	運転中・待機中・ 使用不可・不明	
3	高圧炉心注水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
4	高圧炉心注水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
5	ほう酸水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
6	ほう酸水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
7	ほう酸水タンク	使用可能・使用不可・不明	
8	制御棒駆動水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
9	制御棒駆動水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
10	逃がし安全弁	使用可能・使用不可・不明	
11	高圧窒素ガス供給系	使用可能・使用不可・不明	
12	高圧窒素ガスポンベ	使用可能・使用不可・不明	
13	残留熱除去ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
14	残留熱除去ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
15	残留熱除去ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
16	復水移送ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
17	復水移送ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
18	復水移送ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
19	ドライウエル冷却送風機 (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
20	ドライウエル冷却送風機 (B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
21	ドライウエル冷却送風機 (C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
22	ドライウエル除湿冷却器 (A)	使用可能・使用不可・不明	
23	ドライウエル除湿冷却器 (B)	使用可能・使用不可・不明	
24	低圧復水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
25	低圧復水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
26	低圧復水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
27	高圧復水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
28	高压復水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
29	高压復水ポンプ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
30	電動駆動給水ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
31	電動駆動給水ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
32	格納容器圧力逃がし装置 (フィルタベント)	使用可能・使用不可・不明	
33	耐圧強化ベント	使用可能・使用不可・不明	
34	格納容器 pH 制御装置	使用可能・使用不可・不明	
35	遠隔手動弁操作設備 (エクステンション)	使用可能・使用不可・不明	
36	空気駆動弁操作ポンベ	使用可能・使用不可・不明	
7-2. 使用済燃料プール注水, 除熱機器【常設設備】			
1	燃料プール冷却ポンプ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
2	燃料プール冷却ポンプ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
3	サブプレッションプール浄化 系ポンプ	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
7-3. 水素爆発防止設備【常設設備】			
1	格納容器内雰囲気モニタ 水素・酸素濃度	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
2	再結合器ブロア(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
3	再結合器ブロア(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
4	静的触媒式水素再結合装置 (原子炉建屋水素処理設備)	使用可能・使用不可・ 不明	
5	格納容器不活性設備	使用可能・使用不可・ 不明	
7-4. 補機冷却設備【常設設備】			
1	原子炉補機冷却水ポンプ (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
2	原子炉補機冷却水ポンプ (B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
3	原子炉補機冷却水ポンプ (C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
4	原子炉補機冷却水ポンプ (D)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
5	原子炉補機冷却水ポンプ (E)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
6	原子炉補機冷却水ポンプ (F)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
7	原子炉補機冷却海水ポンプ (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
8	原子炉補機冷却海水ポンプ (B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
9	原子炉補機冷却海水ポンプ (C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
10	原子炉補機冷却海水ポンプ (D)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
11	原子炉補機冷却海水ポンプ (E)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
12	原子炉補機冷却海水ポンプ (F)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
13	タービン補機冷却水ポンプ (A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
14	タービン補機冷却水ポンプ (B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
15	タービン補機冷却水ポンプ (C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
16	タービン補機冷却海水ポン プ(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
17	タービン補機冷却海水ポン プ(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
18	タービン補機冷却海水ポン プ(C)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
19	計装用空気圧縮機(A)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	
20	計装用空気圧縮機(B)	運転中・停止中・ 電源なし・使用不可・不明	

番号	項目	状態	備考
7-5. 可搬設備接続口・その他			
1	復水貯蔵槽注水接続口	使用可能・使用不可・不明	
2	復水補給水系接続口	使用可能・使用不可・不明	
3	原子炉ウェル注水接続口	使用可能・使用不可・不明	
4	SFP 接続口	使用可能・使用不可・不明	
5	代替原子炉補機冷却系接続口	使用可能・使用不可・不明	
6	電源車接続口	使用可能・使用不可・不明	
7	直流電源車接続口	使用可能・使用不可・不明	
8	フィルタ装置補給水接続口	使用可能・使用不可・不明	
9	窒素生成装置接続口	使用可能・使用不可・不明	
10	原子炉建屋トップベント	使用可能・使用不可・不明	

実際の運用では本例示のように記載内容をより具体化した様式を用いる。

作成責任者：総務班長

共通

目標：事象発生後、30分以内に確認

確認時間 _____ :

2. 対応可能な要員の確認

添付 2.1-103

NO.	設備・機器・項目	状態	確認内容	作成者	提出先	備考
1	本部長(1名)	名	・参集状況・安否	総務班長	計画班	※1 カッコ内は発電所での必要最低人数 ※2 6号及び7号炉の原子炉主任技術者それぞれ1名は、早期に非常参集が可能なエリアに待機する
2	本部スタッフ 安全監督担当(1名)	名	・参集状況・安否			
3	原子炉主任技術者(2名※)	名	・参集状況・安否			
4	対外対応統括(1名) 通報班(2名) 立地・広報班(1名)	名	・参集状況・安否			
5	計画・情報統括(1名) 計画班(1～5号)(2名) 計画班(6,7号)(2名) 保安班(2名) 保安班現場要員(2名)	名	・参集状況・安否			
6	1～5号炉 号機統括(1名) 号機班(1名) 復旧班(1名)	名	・参集状況・安否			
7	6号炉 号機統括(1名) 号機班(3名) 復旧班(2名)	名	・参集状況・安否			
8	7号炉 号機統括(1名) 号機班(3名) 復旧班(2名)	名	・参集状況・安否			
9	復旧班現場要員(16名)	名	・参集状況・安否			
10	総務統括(1名) 総務班(1名)	名	・参集状況・安否			
11	自衛消防隊(10名)	名	・参集状況・安否			

注)記載内容については、今後の訓練によって見直す可能性がある

個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧について

大規模損壊発生時に初動対応フローから選択する個別戦略の決定に当たっては、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。

表 1 に示す個別戦略による対応が必要と判断された場合には、個別戦略フローに基づいて当該の手順書等を選択し、事故緩和措置を実施する。

また、大規模損壊発生時の対応手順書等の体系図を示す。

表1 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7号炉の例）

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
①-1, ①-2 アクセスルート 確保戦略	○多様なハザード対応要領							
	「状況確認とアクセスルート確保」	(1.0) (2.1)	・業務車両(保管場所：T. M. S. L. +16m) 台数：1台	—	—	15分	復旧班員 2名	
	「段差復旧・陥没箇所復旧」		・ホイールローダ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（バケット容量：3.0m ³ /台）	—	被災状況・規模により所要時間は変動	10分/箇所	復旧班員 2名	
「瓦礫撤去」	・ホイールローダ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（バケット容量：3.0m ³ /台）		—	被災状況・規模により所要時間は変動	3分/箇所	復旧班員 2名		
② 消火戦略	○火災防護計画							
	「火災防護計画」	(1.0) (2.1)	<ul style="list-style-type: none"> ・化学消防自動車（保管場所：T. M. S. L. +5m, +35m）※1 台数：2台（容量：120m³/h/台／84m³/h/台，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） ・水槽付消防ポンプ自動車（保管場所：T. M. S. L. +5m） 台数：1台（容量：120m³/h／84m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） ・大型化学高所放水車（保管場所：T. M. S. L. +35m以上）※2 台数：2台（放水塔22m, 27m）（容量：204m³/h/台，吐出圧力：1.2MPa） ・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：5台（容量：900m³/h/台以上，吐出圧力：0.9MPa） ・放水砲（保管場所：T. M. S. L. +35m以上）※2 台数：5台（容量：900m³/h/台以上） ・ホース展張車（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：5台 ・泡消火薬剤備蓄車（保管場所：T. M. S. L. +5m）※1 台数：1台（1000L積載，ポリタンク500L保管） ・泡原液搬送車（保管場所：T. M. S. L. +35m以上）※2 台数：3台（4000L積載/台） ・泡原液混合装置（保管場所：T. M. S. L. +35m以上）※2 台数：5台 	消火栓 防火水槽 海水取水箇所	※1 3%希釈濃度 で泡消火 ※2 1%希釈濃度 で泡消火	20分～消火開始	自衛消防隊員 6名 復旧班員 8名	
③ 原子炉停止戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)反応度制御							
	「SLC注入操作」	(1.1)	<ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水ポンプ 台数：2台（容量：11.4m³/h/台，吐出圧力：8.43MPa） ・ほう酸水タンク 台数：1台（容量：31.7m³） 	SLCタンク	RC/Q移行後の時間	中操操作20秒	運転員 2名	
	「手動ART」		—	—	RC/Q移行後の時間	電源無の場合 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「スクラムテストSWによるベアロッドスクラム」		—	—	RC/Q移行後の時間	中操操作50秒	運転員 2名	
	「ソレノイドヒューズ引き抜き」		—	—	RC/Q移行後の時間	中操操作10分	運転員 2名	
	—		—	RC/Q移行後の時間	現場操作25分	運転員 2名		

添付 2.1-105

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
③ 原子炉停止戦略	「個々の制御棒の電動挿入」	(1.1)	-	-	RC/Q移行後の時間	中操作50秒～ 全数全挿入又は16ステップ以下まで継続	運転員 2名	
	「原子炉水位制御」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ 台数：2台（容量：2340m ³ /h/台、揚程：835m） ・高圧復水ポンプ 台数：3台（容量：3300m ³ /h/台、揚程：225m） ・低圧復水ポンプ 台数：3台（容量：2700m ³ /h/台、揚程：155m）	復水器	RC/Q移行後の時間	中操作 1分20秒～ 出力3%維持	運転員 2名	
			・制御棒駆動水ポンプ 台数：2台（容量：46m ³ /h/台、揚程：1420m）	復水貯蔵槽				
			・原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数：1台（容量：188m ³ /h、揚程：高圧側900m、低圧側186m） ・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台 （容量：高圧側182 ³ /h、低圧側727m ³ /h、揚程：高圧側890m、低圧側190m）	復水貯蔵槽 サブ・レクション・チェンバ [®]				
④ 原子炉注水戦略	○事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)原子炉注水、事故時運転操作手順書(徴候ベース)							
	「HPCFによる原子炉注水」 「HPCF緊急注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台 （容量：高圧側182 ³ /h、低圧側727m ³ /h、揚程：高圧側890m、低圧側190m）	復水貯蔵槽 サブ・レクション・チェンバ [®]		電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「給・復水系による原子炉注水」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ 台数：2台（容量：2340m ³ /h/台、揚程：835m） ・高圧復水ポンプ 台数：3台（容量：3300m ³ /h/台、揚程：225m） ・低圧復水ポンプ 台数：3台（容量：2700m ³ /h/台、揚程：155m）	復水器		電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「RHR（LPFL）による原子炉注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h、揚程：125m）	サブ・レクション・チェンバ [®]	-	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
			「MUWCによる原子炉注水」	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	復水貯蔵槽	-	電源有の場合 中操作	運転員 2名
	「消火ポンプによる原子炉注水」			・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）	ろ過水タンク	-	電源有の場合 中操作	運転員 2名
							電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
						電源無の場合 現場弁操作等 30分以内	運転員 中操2名 現場2名	

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
④ 原子炉注水戦略		(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)				電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名 復旧班員 2名
	「CRDによる原子炉注水」		・制御棒駆動水ポンプ 台数：2台（容量：46m ³ /h/台，揚程：1420m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「SLCポンプによる原子炉注水」		・ほう酸水ポンプ 台数：2台（容量：11.4m ³ /h/台，吐出圧力：8.43MPa）	復水貯蔵槽 屋外消火栓 純水タンク	—	現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「RCICによる原子炉注水」 「RCIC現場起動」		・原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数：1台（容量：188m ³ /h，揚程：高圧側900m，低圧側186m）	復水貯蔵槽 サブ・レクション・チェンバ [*]		電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操1名 現場4名
	「HPACによる原子炉注水」 「HPAC現場起動」		・高圧代替注水系ポンプ 台数：1台（容量：182m ³ /h，揚程：958m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操1名 現場4名
	「消防車による原子炉注水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 4名
	「SRVによる原子炉減圧」		・逃がし安全弁 台数：18台（自動減圧機能8台）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「SRV駆動源確保」		・高圧窒素ガスポンベ（予備） 台数：5本（容量：47ℓ/本，充填圧力：約15MPa）	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「バッテリーによるSRV開放（多重伝送盤）」	・可搬型小型バッテリー 個数：10個（12V/個）	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
「代替SRV駆動装置によるSRV開放」	・高圧窒素ガスポンベ 台数：A系10本，B系10本（容量：47ℓ/本，充填圧力：約15MPa）	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名		
○多様なハザード対応要領							
	「消防車による送水（淡水/海水）」	(1.4)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
⑤水素爆発防止戦略	○事故時運転操作手順書(微候ベース)水素濃度制御、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）							
	「CAMS起動」	(1.9) (1.10)	・CAMS サンプルガス条件 圧力：-3.432~245.16kPa 温度：10~169℃	-	-	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「RHRによるPCVスプレイ」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h/台、揚程：125m）	サブレーション・チェンバ	-	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「MUWCによるPCVスプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	復水貯蔵槽	-	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「消火ポンプによるPCVスプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）	ろ過水タンク	-	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「消防車によるPCVスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	-	電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「FCS起動」		・再結合装置、ブロウ 台数：2台（容量：255Nm ³ /h/台）	-	-	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	-	-	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	-	-	電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	-	-	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」	・フィルタベント設備 台数：1台		-	-	電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名		
○多様なハザード対応要領								
「水素対策（トップベント）」	(1.9) (1.10)	・原子炉建屋トップベント	-	-	現場操作 1時間以内	運転員 中操1名 復旧班員 3名		
「フィルタベント水位調整水張り」		・フィルタベント設備 台数：1台	-	-	現場操作 3時間以内	復旧班員 6名		
「消防車による送水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	-	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名		

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
⑥-1 原子炉格納容器 除熱戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)PCV圧力制御							
	「MUWCによるPCVスプレー」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「消火ポンプによるPCVスプレー」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 1名	
	「DWCによる除熱」		・ドライウェル冷却系冷却器送風機 台数：3台	—	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
	「MUWC代替循環冷却による原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	サブレーション・チェンバ	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「MUWC代替循環冷却によるPCVスプレー」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	サブレーション・チェンバ	—	電源有の場合 中操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
「消防車によるPCVスプレー（淡水/海水）」	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）		防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名		
「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」	・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	空気駆動弁駆 動源有の場合 中操作	運転員 2名			
				空気駆動弁駆 動源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名			
「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」	・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	空気駆動弁駆 動源有の場合 中操作	運転員 2名			
				空気駆動弁駆 動源無の場合 現場弁操作等	運転員 中操2名 現場2名			

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
						1時間30分以内	
	「FCVS (S/C側)：耐圧強化ライン使用」		—	—	—	空気駆動弁駆動源有の場合 中操操作	運転員 2名
						空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「FCVS (D/W側)：耐圧強化ライン使用」		—	—	—	空気駆動弁駆動源有の場合 中操操作	運転員 2名
						空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却ポンプ 台数：6台（容量：1300³/h/1100³/h, 揚程：58m/53m） 原子炉補機冷却海水ポンプ 台数：6台（容量：1800³/h, 揚程：35m） 原子炉補機冷却熱交換器 台数：6台（熱交換量：17.4MW/系統/16.3MW/系統） 	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） 代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420³/h/台, 揚程：35m） 	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		<ul style="list-style-type: none"> 代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420³/h/台, 揚程：35m） 	—	—	電源有の場合 中操操作	2名
						電源無の場合 現場弁操作等 5時間以内	運転員 中操2名 現場2名
○多様なハザード対応要領							
	「消防車による送水（淡水/海水）」		<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120³/h/84 m³/h, 吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） 	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名
	「フィルタベント水位調整水張り」	(1.5)	<ul style="list-style-type: none"> フィルタベント設備 台数：1台 	—	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 6名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」	(1.6) (1.7) (1.8)	<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） 代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420³/h/台, 揚程：35m） 	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		<ul style="list-style-type: none"> 代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420³/h/台, 揚程：35m） 	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）		
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略	○事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	下部ドライウエル注水，原子炉格納容器除熱						
	「MUWCによるベデスタル注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名		
						電源無の場合 現場弁操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名		
	「消火ポンプによるベデスタル注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名		
						電源無の場合 現場弁操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名		
	「消防車によるベデスタル注水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名 復旧班員 4名		
	「SPCUによる原子炉ウエル注水」		・サブプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m ³ /h，揚程：90m）	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	—	現場操作 2時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名		
	「MUWCによる原子炉ウエル注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名		
						電源無の場合 現場弁操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名		
「消火ポンプによる原子炉ウエル注水」	・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名				
				電源無の場合 現場弁操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名				
「消防車による原子炉ウエル注水（淡水/海水）」	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 4時間以内	運転員 中操1名 復旧班員 4名				
「MUWCによるPCVスプレー」	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名				
				電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名				
「消火ポンプによるPCVスプレー」	・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名				

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略		(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)				電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「DWCによる除熱」		・ドライウェル冷却系冷却器送風機 台数：3台	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWC代替循環冷却による原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	サブレクション・チェンハ	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWC代替循環冷却によるPCVスプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	サブレクション・チェンハ	—	電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「消防車によるPCVスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操3名 現場4名
	「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	空気駆動弁駆 動源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	空気駆動弁駆 動源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」		・原子炉補機冷却ポンプ 台数：6台（容量：1300 ³ /h/1100 ³ /h、揚程：58m/53m） ・原子炉補機冷却海水ポンプ 台数：6台（容量：1800 ³ /h、揚程：35m） ・原子炉補機冷却熱交換器 台数：6台（熱交換量：17.4MW/系統/16.3MW/系統）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 5時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	○多様なハザード対応要領							
	「消防車による送水（淡水／海水）」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名
	「フィルタベント水位調整水張り」		・フィルタベント設備 台数：1台	—	—	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 6名
「代替Hxによる補機冷却水確保」	・熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW）		—	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名	
「代替RSWによる補機冷却水確保」	・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）		—	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名	
○事故時運転操作手順書（徴候ベース）SFP水位制御								
⑦ 使用済燃料注水 戦略	「SPCUによるSFP注水」	(1.11)	・サブプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m ³ /h、揚程：90m）	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「FPCによるSFP注水」		・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m ³ /h/台、揚程：80m）	燃料プール	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「RHRによるSFP注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h/台、揚程：125m）	サブプレッション・チェンバ	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「HPCFによるSFP注水」		・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台（容量：高圧側182 ³ /h、低圧側727m ³ /h、揚程：高圧側890m、低圧側190m）	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
「MUWCによるSFP注水」	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台、揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名		
				電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名			
「消火ポンプによるSFP注水」	・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h、揚程：75m）		ろ過水タンク	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名	

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
⑦ 使用済燃料注水戦略	「消防車によるSFP注水（淡水/海水）」	(1.11)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-1 台数：2台（容量：168m ³ /h/120m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 淡水貯水池 海水取水箇所	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操1名 復旧班員 4名	
	「サイフォンブレイク」 「破断箇所手動隔離」		—	—	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	○多様なハザード対応要領							
	「可搬型スプレインノズルによるSFPスプレイ」	(1.11)	・可搬型スプレインヘッド 台数：2台 ・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-1 台数：2台（容量：168m ³ /h/120m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名	
	「放射性物質放出箇所へのスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台（容量：900m ³ /h以上、吐出圧力：0.9MPa） ・放水砲（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台 ・ホース展張車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台	海水取水箇所	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 8名	
			・大型化学高所放水車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：2台（放水塔22m、27m）（容量：204m ³ /h/台、吐出圧力：1.2MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 30分以内	復旧班員 2名～4名	
	「消防車による送水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-1 台数：2台（容量：168m ³ /h/120m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h、吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名	
「ライナーの補修」	・シール材、接着剤、ステンレス鋼板、吊り降しロープ		—	—	現場操作 2時間以内	復旧班員 4名		
⑧ 使用済燃料除熱戦略	○事故時運転操作手順書（徴候ベース）SFP水温度制御							
	「RHRによるSFP除熱」	(1.11)	・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h/台、揚程：125m）	サブプレッション・チェンバ	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「CUWによるSFP除熱」		・原子炉冷却材浄化ポンプ 台数：2台（容量：77m ³ /h/台、揚程：120m）	原子炉冷却材	—	電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「FPCによるSFP除熱」		・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m ³ /h/台、揚程：80m）	燃料プール	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名	
	「SPCUによるSFP注水」		・サブプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m ³ /h、揚程：90m）	復水貯蔵槽 サブプレッション・チェンバ	—	電源無の場合 現場弁操作等	運転員 中操2名	

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑧ 使用済燃料除熱戦略	「FPCによるSFP注水」	(1.11)	・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m ³ /h/台，揚程：80m）	燃料プール	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
					電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「RHRによるSFP注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m ³ /h/台，揚程：125m）	サブレーション・チェンバ ⁶	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
					電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「HPCFによるSFP注水」		・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台（容量：高圧側182 ³ /h，低圧側727m ³ /h，揚程：高圧側890m，低圧側190m）	復水貯蔵槽 サブレーション・チェンバ ⁶	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWCによるSFP注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m ³ /h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
					電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「消火ポンプによるSFP注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m ³ /h，揚程：75m）	ろ過水タンク	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
					電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」		・原子炉補機冷却ポンプ 台数：6台（容量：1300 ³ /h/1100 ³ /h，揚程：58m/53m） ・原子炉補機冷却海水ポンプ 台数6台（容量：1800 ³ /h，揚程：35m） ・原子炉補機冷却熱交換器 台数：6台（熱交換量：17.4MW/系統/16.3MW/系統）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
			電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名			
「代替Hxによる補機冷却水確保」	・熱交換器ユニット（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台，揚程：35m）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名		
			電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名			
「代替RSWによる補機冷却水確保」	・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台，揚程：35m）	—	—	電源有の場合 中操操作	運転員 2名		
			電源無の場合 現場弁操作等 5時間以内	運転員 中操2名 現場2名			
	○多様なハザード対応要領						

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
	「代替Hxによる補機冷却水確保」	(1.11)	・熱交換器ユニット（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名	
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m ³ /h/台、揚程：35m）	—	—	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名	
⑨ 放射性物質拡散抑制のための戦略	○多様なハザード対応手順							
	「放射性物質放出箇所へのスプレィ（淡水/海水）」	(1.12)	・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台（容量：900m ³ /h以上、吐出圧力：0.9MPa） ・放水砲（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台 ・ホース展張車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台	海水取水箇所	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 8名	
	「海洋への放出抑制（汚濁防止膜設置）」		(1.12)	・荒浜側、大湊側放水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） ・構内排水路汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） ・#1-4取水口、#1補機取水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） ・#5-7取水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：20m/本（カーテン長：6～8m）	—	—	現場操作 3時間以内 （北放水口1重目） 24時間以内 （取水口3箇所1重目）	復旧班員 13名
	「海洋への放出抑制（放射性物質吸着材設置）」	・放射性物質吸着材（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：1020kg以上		—	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 4名	
⑩ 電源確保戦略	○事故時運転操作手順書(事象ベース)							
	「D/G又は外部電源復旧操作」	(1.14)	・非常用ディーゼル発電機 台数：3台（容量：6250kVA/台、電圧：6900V） ・共通母線、M/C7C、7D母線	—	—	中操操作	運転員 2名	
	「他号機からの受電操作」		・共通母線、M/C7C、7D母線	—	—	中操操作	運転員 2名	
	「充電器予備器へ切り替え」		・予備充電器盤	—	—	中操操作	運転員 2名	
	「D/G（A）（B）による緊急用M/Cへの送電」		・非常用ディーゼル発電機 台数：2台（容量：6250kVA/台、電圧：6900V） ・緊急用M/C母線	—	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「第一GTGによるM/C7C、7D受電」		・第一ガスタービン発電機（保管場所：T.M.S.L.+12m） 台数：1台（容量：4500kVA/台、電圧：6900V） ・M/C7C、7D母線	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名	
	「緊急用M/CによるM/C7C、7D受電」		・緊急用M/C母線 ・M/C7C、7D母線（P/C7C-1、7D-1、M/CC7C-1-1、7D-1-1）	—	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
「直流125V充電器盤7A受電」	・直流125V充電器盤7A ・直流125V充電器盤7A・7B予備		—	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名		

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）	
⑩ 電源確保戦略							現場2名	
	「直流125V充電器盤7B受電」		・直流125V充電器盤7B	—	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「直流125V充電器盤7A-2受電」		・直流125V充電器盤7A-2	—	—	現場操作 2時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「AM用直流125V充電器盤受電」		・AM用直流125V充電器盤 ・AM用直流125V予備充電器盤	—	—	現場操作 2時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「中操監視計器類復旧（C系）」		・M/CC7C-1-7（バイタル, CVCF, 計測用電源）	—	—	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名	
	「中操監視計器類復旧（D系）」		・M/CC7D-1-6（原子炉系計測用電源）※C系にて受電できない場合 ・M/CC7D-1-7（バイタル, CVCF, 計測用電源）	—	—	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名	
	○多様なハザード対応要領							
	「各号炉D/Gによる緊急用M/C受電から各号炉への送電」	(1.14)	・非常用ディーゼル発電機 台数：3台（容量：6250kVA/台，電圧：6900V） ・緊急用M/C母線		—	—	現場操作 4時間以内	当該号炉運 転員 中操2名 現場2名 他号炉運 転員 中操2名 現場4名 復旧班員 6名
	「第二GTGによる緊急M/C受電」	(1.14)	・第二ガスタービン発電機（保管場所：T.M.S.L.+21m） 台数：1台（容量：4500kVA/台，電圧：6900V） ・緊急用M/C母線		—	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 6名
	「電源車による緊急M/C受電」	(1.14)	・電源車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：9台（容量：500kVA/台，電圧：6,900V） ・M/C7C, 7D母線		—	—	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 6名
「電源車によるP/C7C-1, 7D-1受電」		・電源車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：9台（容量：500kVA/台，電圧：6,900V） ・P/C7C, 7D母線		—	—	現場操作 7時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員	

注) 本資料は、訓練等の実績により見直す可能性があり、使用設備、所要時間、必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所、仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
							6名
	「可搬型直流電源設備による給電」		・直流給電車・電源車（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（蓄電池400Ah，整流器120A，容量500kVA，電圧DC125V）	—	—	現場操作 9時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 6名
⑪ 人命救助戦略	○総務班ガイド 「総務班ガイド」	(2.1)	—	—	—	—	—
水源確保	○多様なハザード対応要領 「消防車によるCSPへの補給（淡水/海水）」	(1.13)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 4名
	「消防車による防火水槽への海水補給」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） A-2 台数：13台（容量：120m ³ /h/84 m ³ /h，吐出圧力：0.85MPa/1.4MPa）	海水取水箇所	—	現場操作 3時間以内	復旧班員 3名
燃料確保	○多様なハザード対応要領 「非常用D/G軽油タンクからタンクローリーへの給油」	(2.1)	・タンクローリー（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：4t/台），台数：1台（容量：16t/台）	—	—	現場操作 2時間以内	復旧班員 2名
	「地下軽油タンクからローリーへの給油」		・タンクローリー（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：4t/台）	—	—	現場操作 30分以内	復旧班員 2名
	「タンクローリーから各機器等への給油」		・タンクローリー（保管場所：T. M. S. L. +35m以上） 台数：4台（容量：4t/台），台数：1台（容量：16t/台）	—	機器側タンク 容量による	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

1. 柏崎刈羽原子力発電所マニュアル体系大規模損壊関連体系図

大規模損壊発生時に必要となる手順書類について、発電所の QMS 文書体系上の位置づけを図 1 に示す。

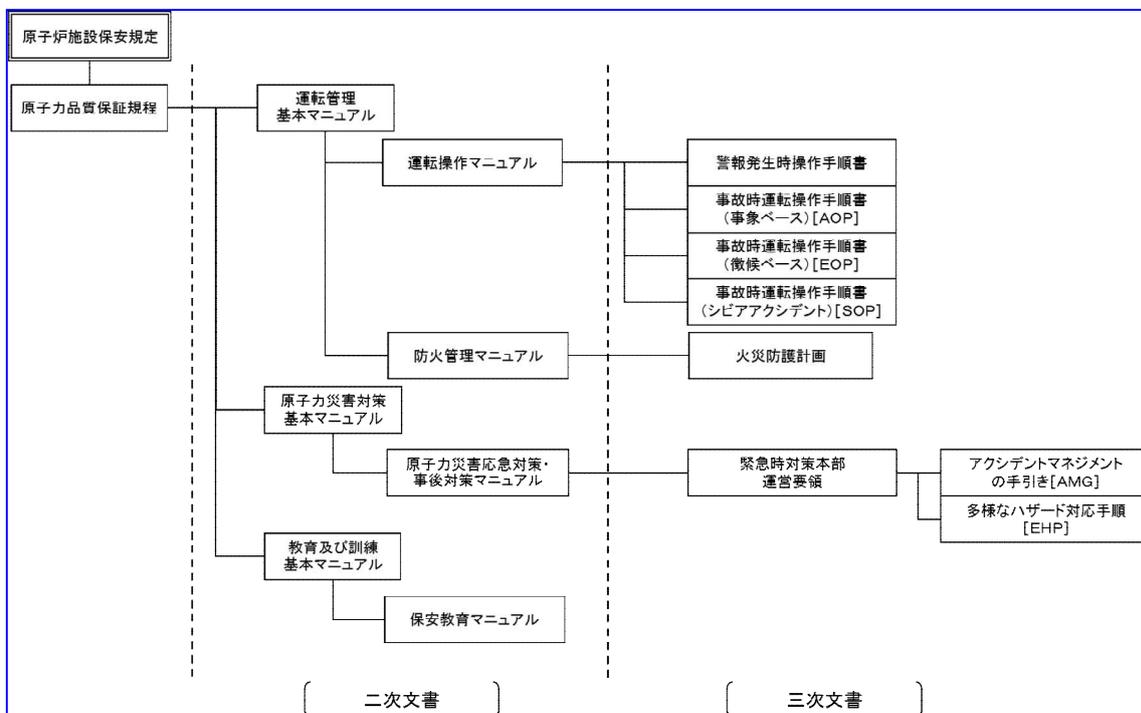


図 1 QMS 文書体系上の手順書の位置づけ

2. 大規模損壊発生時の対応手順書体系図

緊急時対策本部で使用する対応フローに従った措置を講じるため、以下の手順書を用いて対応を行う。また、手順書の体系図を図 2 に、手順書のリストを表 2 に示す。

(1) 緊急時対策本部で使用する手順書

① 緊急時対策本部運営要領

重大事故，大規模損壊等が発生した場合，又はそのおそれがある場合に，緊急事態に関する緊急時対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。

また，緊急時対策本部の運営及び各機能組織が実施する事項については，本要領の下位に紐付く各機能組織のガイドとして定める。

② アクシデントマネジメントの手引き (AMG)

プラントで発生した事故・故障等が拡大し，炉心損傷に至った際に，事故の進展防止，影響緩和のために実施すべき措置を判断，選択するための情報を定めた要領で，技術支援組織が使用する。炉心が損傷し，原子炉圧力容器及び格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデント事象に適用する。

③ 多様なハザード対応手順 (EHP)

自然現象や大規模損壊等により，多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合に，運転員のプラント対応に必要な支援を行うため，可搬設備等によるプラント対応支援を定めた手順書で，実施組織（運転員以外）が使用する。

(2) 運転員が使用する手順書

① 警報発生時操作手順書

中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に，警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。

② 事故時運転操作手順書（事象ベース）(AOP)

単一の故障等で発生する可能性のある異常又は事故が発生した際に，事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

③ 事故時運転操作手順書（徴候ベース）(EOP)

事故の起回事象を問わず，AOPでは対処できない複数の設備の故障等によ

る異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

④事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（SOP）

EOPで対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。

(3) 緊急時対策本部及び運転員が使用する手順書

①火災防護計画

発電所の火災防護に係る全ての活動に適用され、設計基準対象施設、並びに重大事故等対処施設の火災防護対策を定め、万一火災が発生したとしても、プラントの安全停止能力を確保すること、発電所職員や環境への放射線の影響を防止することを目的に定めた業務文書。

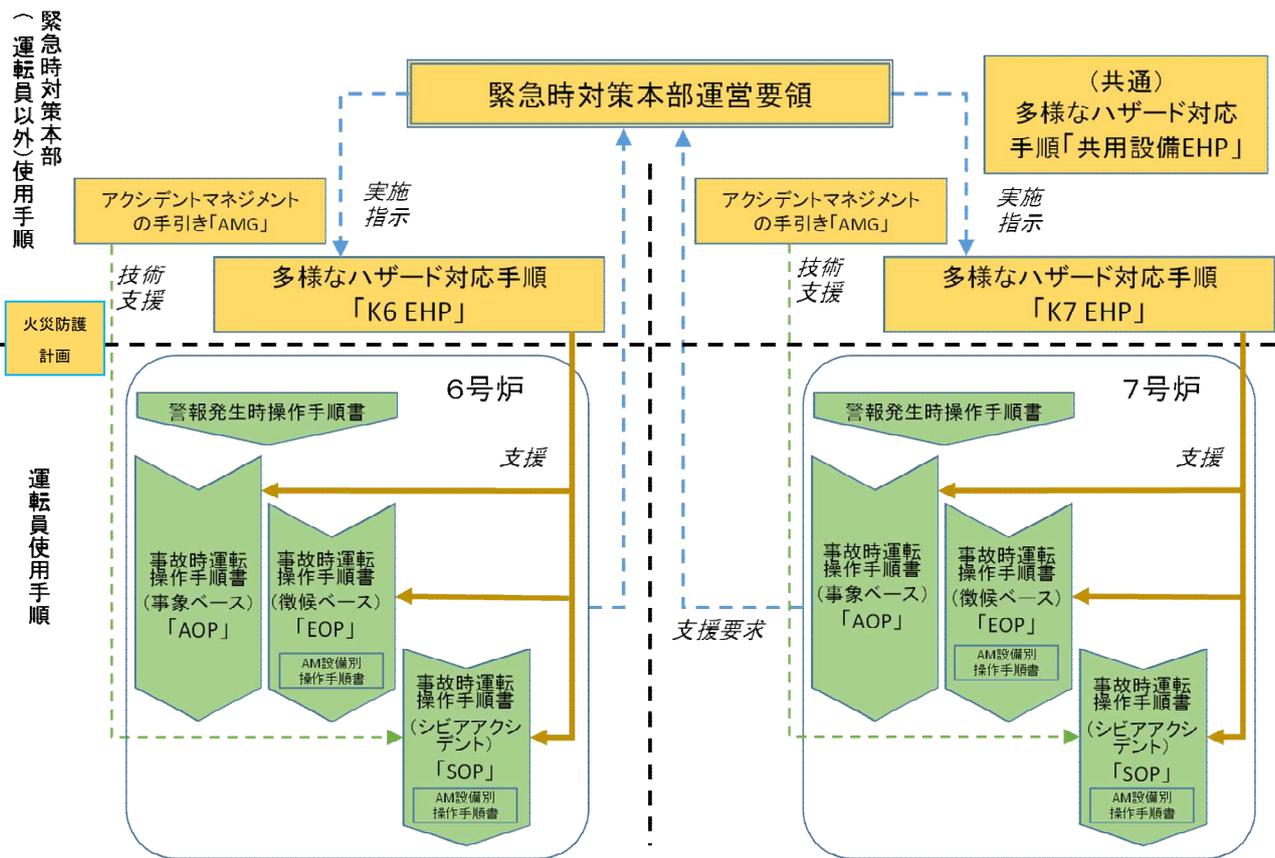


図2 大規模損壊発生時の対応手順書体系図

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(1/5)

緊急時対策本部運営要領
計画班手順 保安班手順 号機班手順 復旧班手順 通報班手順 立地・広報班手順 資材班手順 総務班手順 大規模損壊発生時対応手順

アクシデントマネジメントの手引き (AMG) ※6号及び7号炉ともに構成は同じ
確認ガイド [確認ガイドー1] : 炉心損傷の確認ガイド [確認ガイドー2] : 損傷炉心の冷却性確認ガイド [確認ガイドー3] : 原子炉圧力容器破損の確認ガイド [確認ガイドー4] : 格納容器モニタの確認ガイド 確認ガイドー4. 1 格納容器内のパラメータの確認ガイド 確認ガイドー4. 2 格納容器健全性の確認ガイド 操作ガイド [操作ガイドー1] : 損傷炉心への注水操作ガイド [操作ガイドー2] : 原子炉減圧操作ガイド (注水手段がある場合) [操作ガイドー3] : 原子炉減圧操作ガイド (注水手段がない場合) [操作ガイドー4] : 機器復旧後の切り替え操作ガイド [操作ガイドー5] : (原子炉圧力容器破損後の) 原子炉への注水操作ガイド [操作ガイドー6] : 下部D/Wへの注水操作ガイド [操作ガイドー7] : 格納容器からの除熱操作ガイド [操作ガイドー8] : 耐圧強化格納容器ベント操作ガイド [操作ガイドー9] : 格納容器負圧抑制操作ガイド [操作ガイドー10] : 可燃性ガス濃度制御系 (FCS) 操作ガイド [[操作ガイドー11] : 原子炉ウェルへの注水操作ガイド

表2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(2/5)

6号炉 多様なハザード対応手順 (K6 EHP)
電源車による P/C 6C-1 及び P/C 6D-1 受電
号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 (仮称)
可搬型直流電源装置による直流 125V 主母線盤 6A 受電
直流給電車による直流 125V 主母線盤 6A 受電
電源車による AM 用 MCC 受電
RCIC 現場起動後の排水
フィルタベント水位調整 (仮称)
フィルタベント停止後の N2 パージ手順
熱交換器ユニットによる補機冷却水確保
大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) による補機冷却水確保
代替 R SW による補機冷却水確保
消防車による送水
水素対策 (トップベント)
消防車による CSP への補給 (淡水/海水)
消防車による防火水槽への海水補給
放射性物質放出箇所へのスプレー (淡水/海水)
海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給
内部溢水

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(3/5)

7号炉 多様なハザード対応手順 (K7 EHP)
電源車による P/C 7C-1 及び P/C 7D-1 受電 号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 (仮称) 可搬型直流電源装置による直流 125V 主母線盤 7A 受電 直流給電車による直流 125V 主母線盤 7A 受電 電源車による AM 用 MCC 受電 RCIC 現場起動後の排水 フィルタベント水位調整 (仮称) フィルタベント停止後の N2 パージ手順 熱交換器ユニットによる補機冷却水確保 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) による補機冷却水確保 代替 RSW ポンプによる補機冷却水確保 消防車による送水 水素対策 (トップベント) 消防車による CSP への補給 (淡水/海水) 消防車による防火水槽への海水補給 放射性物質放出箇所へのスプレー (淡水/海水) 海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給 内部溢水

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(4/5)

(共通) 多様なハザード対応手順 (共用設備 EHP)
第二GTGによる緊急用M/C受電 電源車による緊急用M/C受電 各号機D/G(A)による緊急用M/C受電から各号機への送電 泡消火剤による消火及び延焼防止 (仮称) 純水移送ポンプ電源確保 電源車によるK3代替緊急時対策所への給電 貯水池から防火水槽への補給 貯水池から淡水タンクへの補給 淡水タンクから防火水槽への補給 軽油タンクからタンクローリーへの給油 タンクローリーから各機器等への給油 状況確認とアクセスルート確保 段差復旧・陥没箇所復旧 瓦礫除去 除灰手順 (道路部) フィルタ清掃・交換手順 (仮称) 海洋への放出抑制 (仮称)

6号炉 警報発生時操作手順書
重要警報編 系統別一括警報 H11-P703 編 系統別一括警報 H11-P704(L) 編 系統別一括警報 H11-P704(R) 編 系統別一括警報 H11-P705 編 廃棄物処理系編

7号炉 警報発生時操作手順書
重要警報編 系統別一括警報 H11-P703 編 系統別一括警報 H11-P704(L) 編 系統別一括警報 H11-P704(R) 編 系統別一括警報 H11-P705 編

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト (5/5)

事故時運転操作手順書（事象ベース）（AOP）※6号及び7号炉ともに構成は同じ
原子炉編 タービン・電気編 火災編

事故時運転操作手順書（徴候ベース）（EOP）※6号及び7号炉ともに構成は同じ
原子炉制御 格納容器制御 原子炉建屋制御 使用済燃料プール制御 不測事態 EOP/SOP インターフェース (ES/I)

事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（SOP）※6号及び7号炉ともに構成は同じ
AM 操作方針の全体流れ図 注水-1 「損傷炉心への注水」 注水-2 「長期の原子炉水位の確保」 注水-3a 「RPV 破損前の下部 D/W 注水」 注水-3b 「RPV 破損後の下部 D/W 注水」 注水-4 「長期の RPV 破損後の注水」 除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」 除熱-2 「RPV 破損後の除熱」 放出 「PCV 破損防止」 水素 「R/B 水素爆発防止」

火災防護計画
<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電関連設備の火災防護対策 ・ 中央制御室盤内の火災防護対策 ・ 原子炉格納容器内の火災防護対策 ・ 重大事故等対処設備並びにこれらが設置されている火災区域に対する火災防護対策 ・ その他の区域の火災防護対策 ・ 火災鎮火後の処置

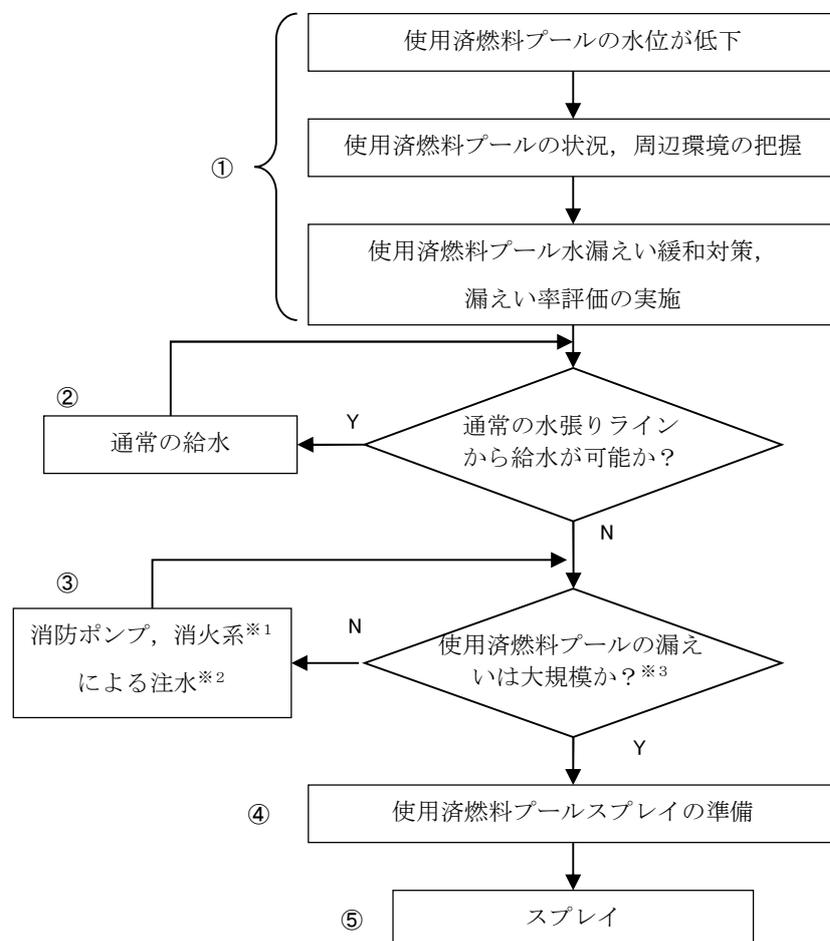
使用済燃料プール大規模漏えい時の対応について

1. 使用済燃料プールにおける事故対応

使用済燃料プールに大規模漏えいが発生した場合における、使用済燃料プールの優先順位に従った事故対応例について以下に示す。

- (1) 使用済燃料プールの漏えい緩和のための操作を実施するにあたり、最も重要な判断は使用済燃料プール（原子炉建屋）へのアクセス可否となる。これは現場の被害状態（火災の発生状況，線量等）に依存する。
- (2) 使用済燃料プールへアクセス可能な場合には，準備から補給するまでの時間が比較的短い恒設設備（復水補給水系）を用いた内部からの使用済燃料プール注水を行う。
- (3) (2)の操作により使用済燃料プール水位の維持ができない場合，可搬型代替注水ポンプを用いた注水，消火系を用いた注水，サブレーションプール浄化系を用いた注水を順次試みる。
- (4) (3)による使用済燃料プールへの注水を行っても水位が維持できない場合，原子炉建屋内部からのスプレーが可能であれば，可搬型代替注水ポンプを既設の接続口に連結し，常設スプレーヘッドによるスプレーを行い，困難な場合は可搬型スプレーヘッドを用いたスプレーを行う。
- (5) (4)と並行して，使用済燃料プールの漏えいを緩和するため，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，使用済燃料プール内側からの漏えい緩和を行う。
- (6) 使用済燃料プールへアクセスできない場合や建屋内部での使用済燃料プールスプレーが困難な場合，放水砲（大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を使用）を用いた使用済燃料プールへの放水を行う。

2. 重大事故を想定した使用済燃料プールの監視対応フロー



※1 重大事故等へ対処するために消火が必要な火災が発生していないこと。

※2 サプレッションプール浄化系による注水も含む。

※3 資機材等による漏えい緩和措置が有効な場合は実施する。

図1 使用済燃料プールの監視対応フロー

表1 各設備の監視機能

	計器名称	①	②	③	④	⑤
水位	使用済燃料貯蔵プール水位計	○	○	○	—	—
	使用済燃料貯蔵プール水位計 (SA 広域)	○	○	○	○	○
	使用済燃料貯蔵プール水位計 (SA)	○	○	○	○	—
温度	使用済燃料貯蔵プール温度計 (SA 広域)	○	○	○	—	—
	使用済燃料貯蔵プール温度計 (SA)	○	○	○	○	○
空間線量率	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (低レンジ)	○	○	○	○	—
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ)	—	—	○	○	○
状態監視	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	○	○	○	○	○

3. 使用済燃料プールへのスプレイ手順の妥当性について

(1) 使用済燃料プール水の大規模漏えい時の未臨界評価

柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の使用済燃料プール（以下、本添付資料において「SFP」という。）では、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵される。SFP には、通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが、臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率として 1.30 を仮定している。また、プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。

仮に SFP プール水が沸騰や喪失した状態、SFP スプレイが作動する状態を想定し、プールの水密度が減少した場合を考えると、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果がある。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

そこで、柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉の SFP において水密度を $1.0 \sim 0.0 \text{ g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する効果が得られた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。

なお、解析には米国オークリッジ国立研究所(ORNL)により米国原子力規制委員会(NRC)の原子力関連許認可評価用に作成された 3 次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。



図 2 柏崎刈羽 6 号炉 角管型ラックの計算体系

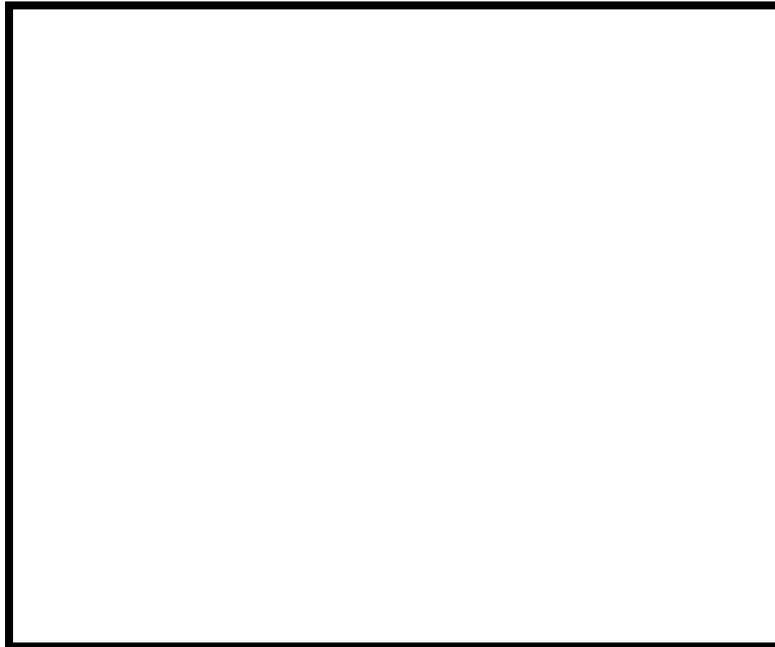


図 3 柏崎刈羽 6 号炉 格子型ラックの計算体系

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

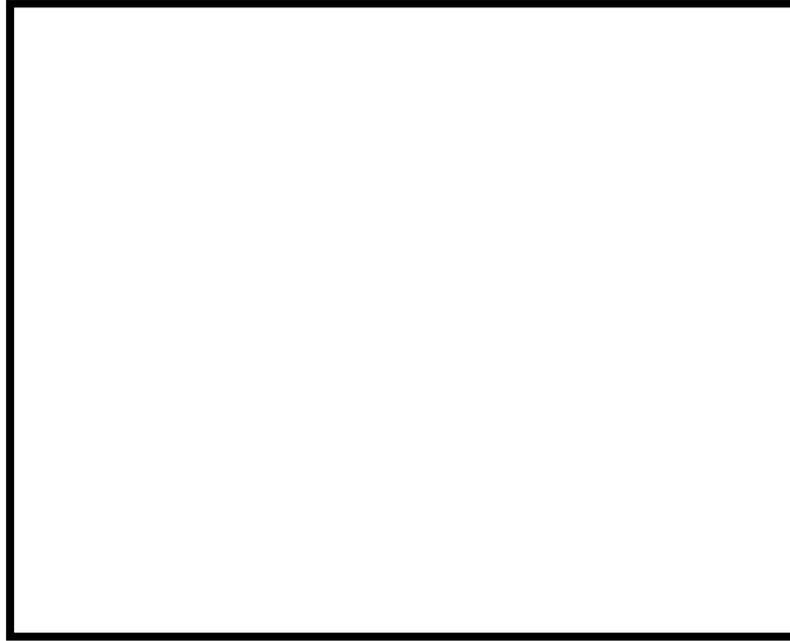


図 4 柏崎刈羽 7 号炉 角管型ラックの計算体系

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 5 柏崎刈羽 6 号炉 実効増倍率の水密度依存性

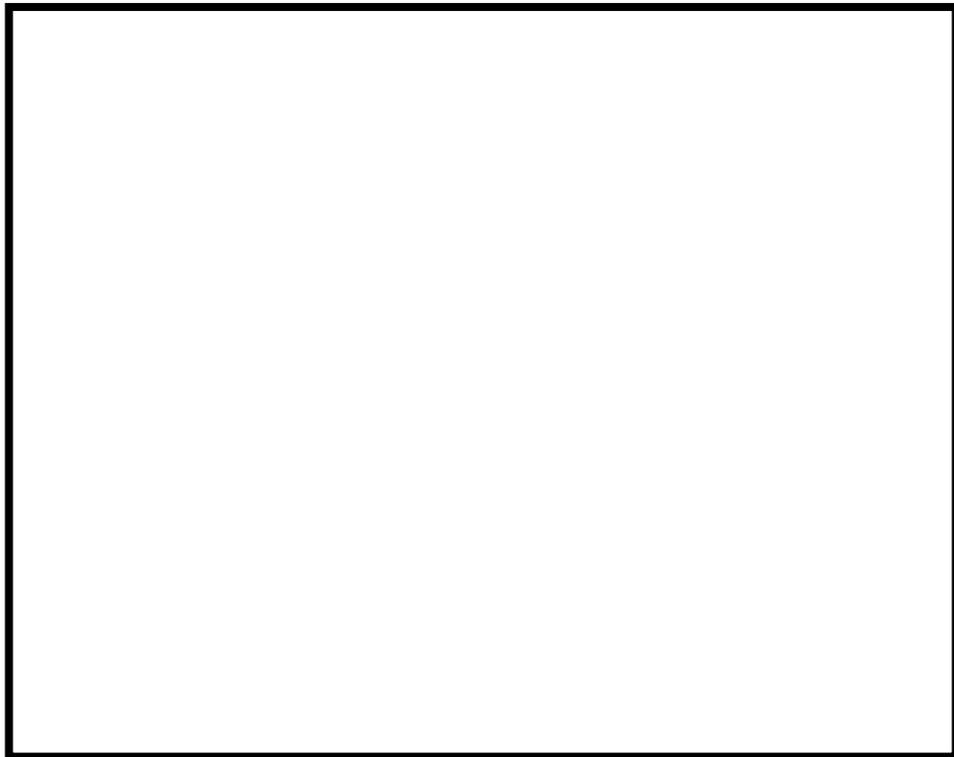


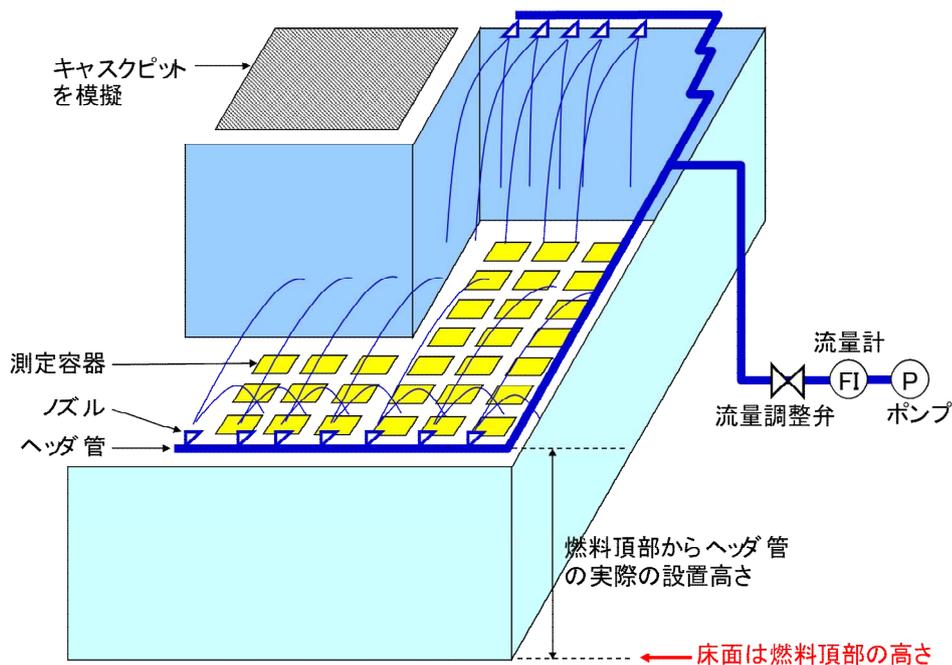
図 6 柏崎刈羽 7 号炉 実効増倍率の水密度依存性

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

4. 必要スプレイ流量

(1) 測定方法

試験設備は、基準として床面を燃料頂部の高さで仮定し、実機寸法を模擬して図 7 のようにポンプ、流量計、流量調整弁、ヘッダ管、ノズルを設置した。また、実機 SFP と同様のスプレイ状態を模擬するため、足場とブルーシートにより SFP プール壁面の形状を構築した。



(2) 測定条件

- ・ スプレイ時間：2min
- ・ 測定容器開口面積：318 mm×318 mm

(3) 判定基準

表 2 スプレイ実証試験の判定基準

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2 炉心以上の燃料
低温燃料域		全ての燃料

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4) 測定結果

① スプレイ状態の確認

試験のスプレイ状態について、スプレイ前の状況を図8、スプレイ状態の状況を図9に示す。

図9のスプレイ状態から、スプレイヘッドの複数のノズルからのスプレイ水は互いに衝突等の干渉がなく、燃料域全体に広がることを確認した。



図8 スプレイ前の状況



図9 スプレイ状態の試験状況（スプレイ量：132m³/h）

5. 必要スプレイ流量の測定結果

6号炉の実証試験結果を表3に、7号炉の実証試験結果を表4に示す。

6号及び7号炉ともに、単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を2炉心以上確保し、全てのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。

また、必要スプレイ流量は、下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。なお、7号炉のスプレイ分布と燃料配置を示す。

・スプレイ流量：2200～2450L/min (132～147m³/h)

表3 スプレイ実証試験結果 (6号炉)

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.36 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

表4 スプレイ実証試験結果 (7号炉)

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		2.34 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

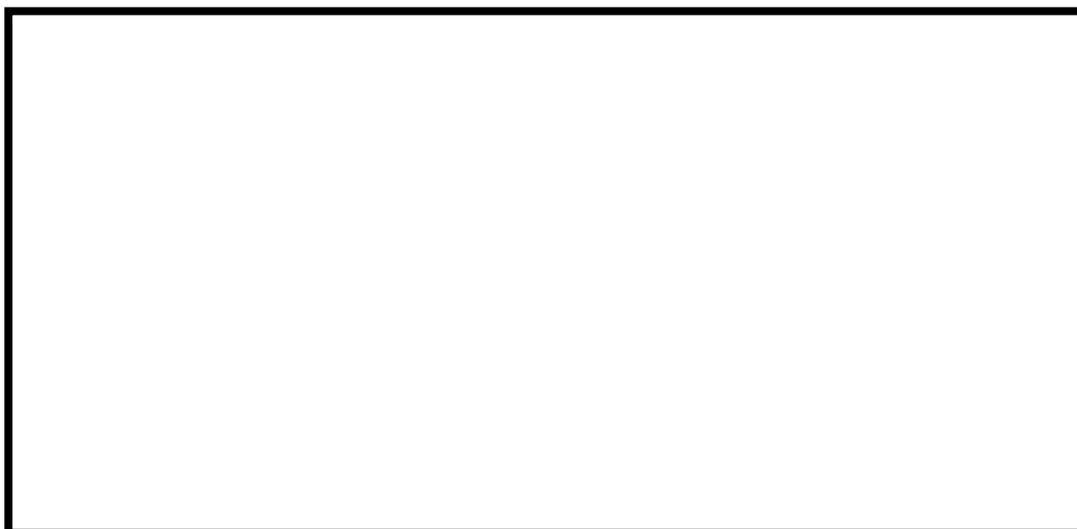


図10 スプレイ分布図及び燃料配置図 (7号炉の例)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

放水砲の設置場所及び使用方法等について

1. 放水砲による具体的なプラント事故対応

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

① 放水砲の使用の判断

次のいずれかに該当する場合は，放水砲を使用する。

- ・原子炉格納容器へあらゆる注水手段を講じても注水できず，原子炉格納容器の破損のおそれがあると判断した場合
- ・原子炉格納容器の異常漏えいにより，格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの，原子炉建屋天井付近に設置されている原子炉建屋水素濃度計で，水素濃度が3.5%を超えたことにより原子炉建屋トップベントを開放する場合
- ・燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールの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
- ・原子炉建屋等で大規模な火災が発生した場合。

② 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として，放射性物質の拡散抑制の場合は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上で，適切な位置から放水する。

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

前述のとおり，放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉建屋から約 86m の範囲内に放水砲を仰角 50° 以上（泡消火放水の場合は，原子炉建屋から約 73m の範囲内に放水砲を仰角 55° 以上）で設置すれば，原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができることから，原子炉格納容器又

は使用済燃料プールへの放水は十分に可能である。

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

なお、放射性物質の拡散抑制の場合は、放射性物質を含む汚染水が雨水排水の流路等を通して海へ流れることを想定して、放水前に排水路に放射性物質吸着材を設置するとともに、海洋へ拡散することを想定して、汚濁防止膜を設置することにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

2. 放水砲の設置位置について

(1) 海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合



図1 射程と射高の関係（海水放水（放射性物質拡散抑制）の場合）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 泡消火放水（大規模火災）の場合

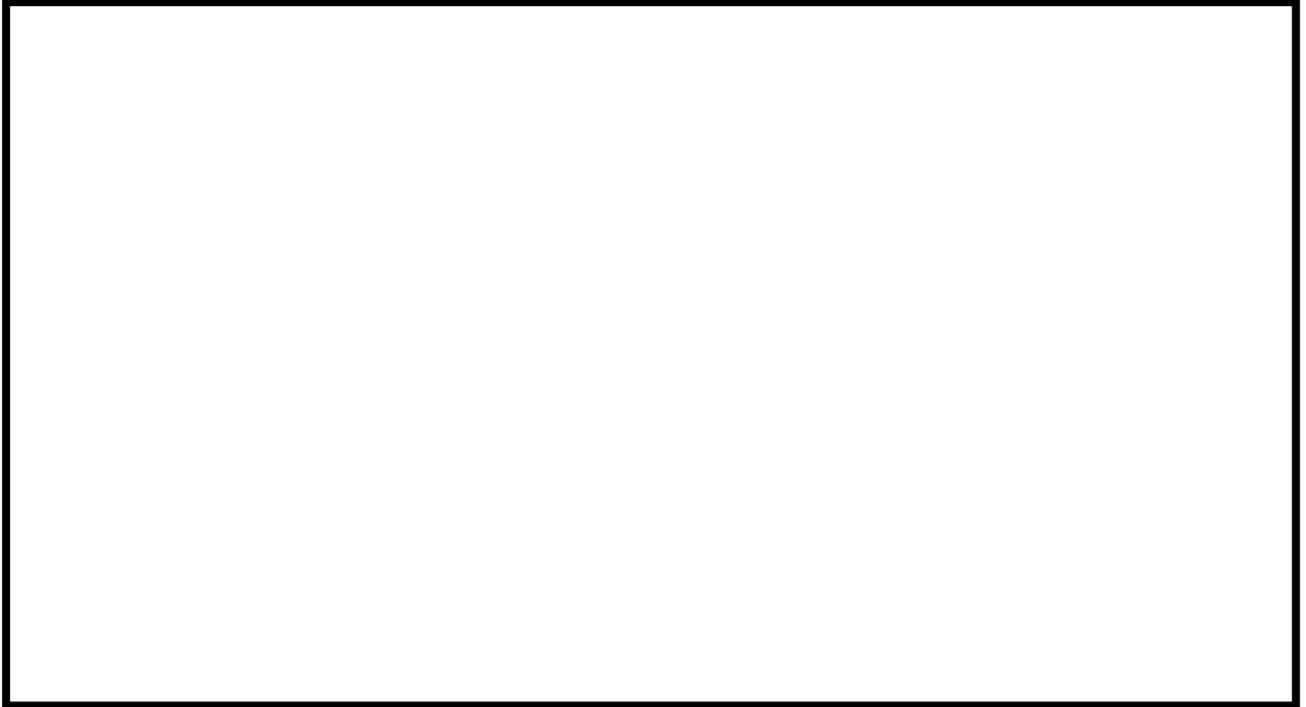


図 2 射程と射高の関係（泡消火放水（大規模火災）の場合）



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

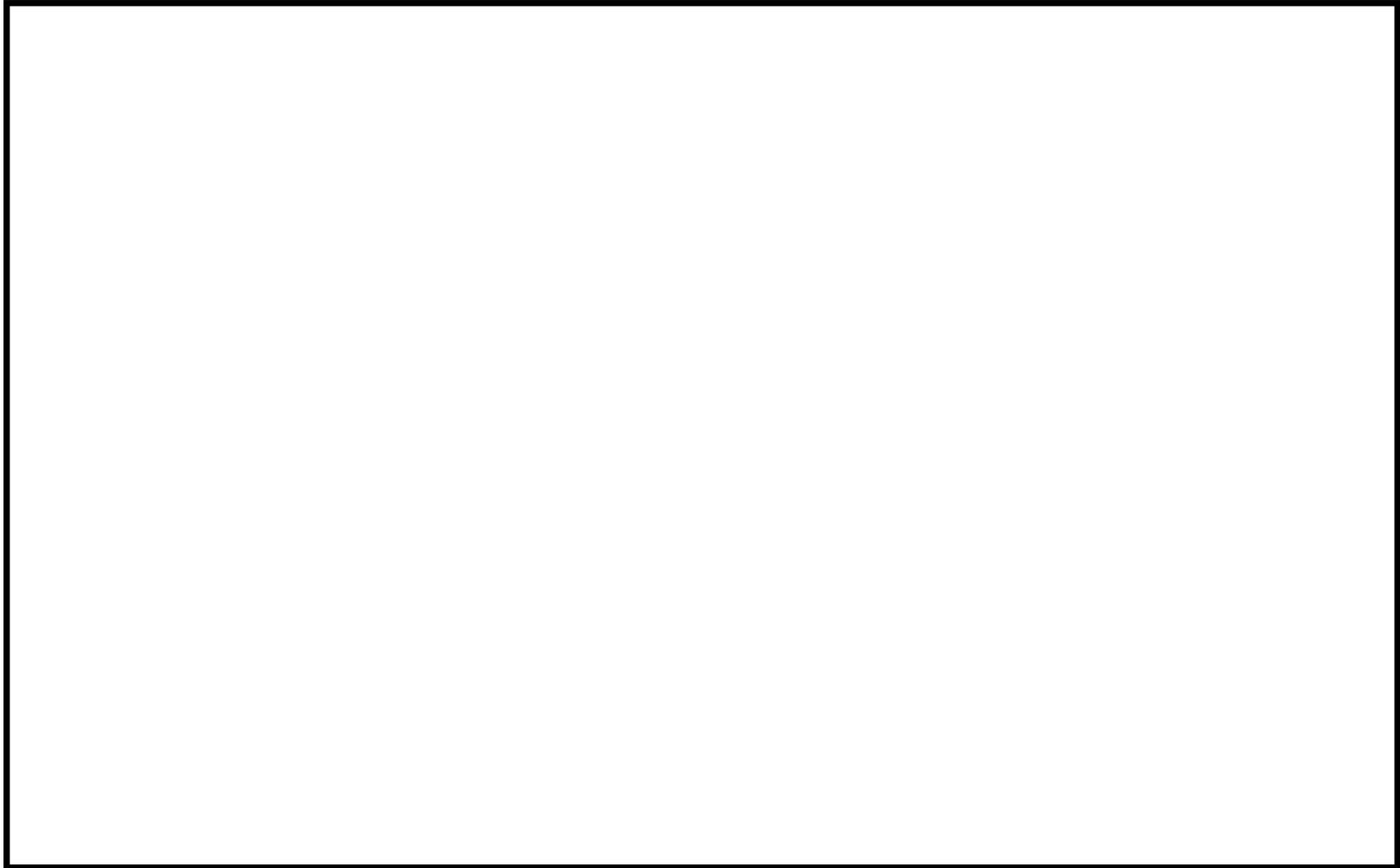


図 3 放水砲設置位置

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3. 放水砲の放射方法について

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

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

したがって、プルーム放出時の放水砲の放射方法としては、以下のとおりとする。

原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が確認できる場合

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

原子炉建屋（原子炉格納容器又は使用済燃料プール）の破損箇所が不明な場合

- ・原子炉建屋の中央に向けて放水する。

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

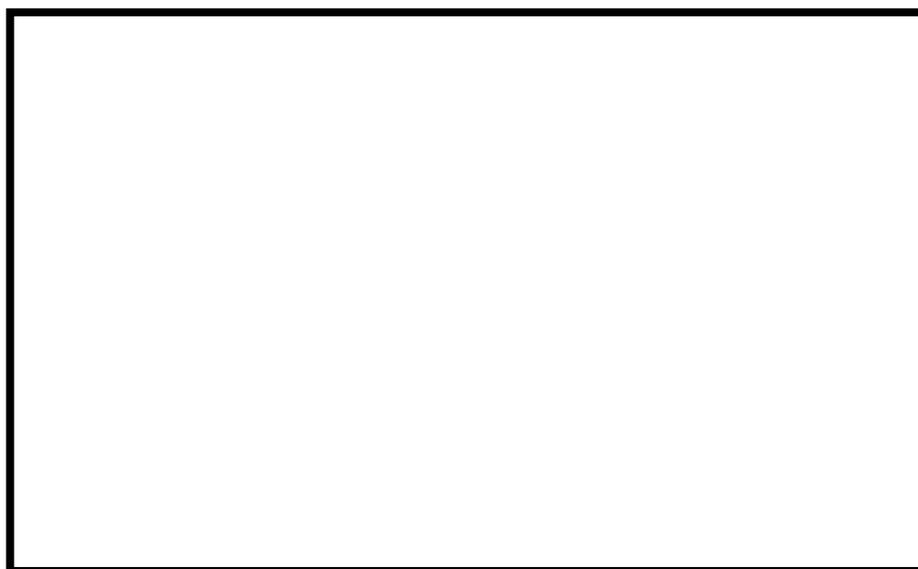


図4 直状放射による放水

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

大規模損壊に特化した設備と手順の整備について

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、技術的能力 1.2～1.14 で整備している設備と手順を活用し、「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」、「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」、「使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策」、「放射性物質の放出を低減させるための対策」の緩和措置を行う。大規模損壊の事象について、大規模損壊に特化した設備や手順の整備の必要性については、別冊Ⅱ、Ⅲに示す具体的な対応例のとおり、技術的能力において整備した手順を使用して対応措置が可能であることを確認した。具体例は以下のとおり。

○電源融通による低圧復水ポンプによる炉注水

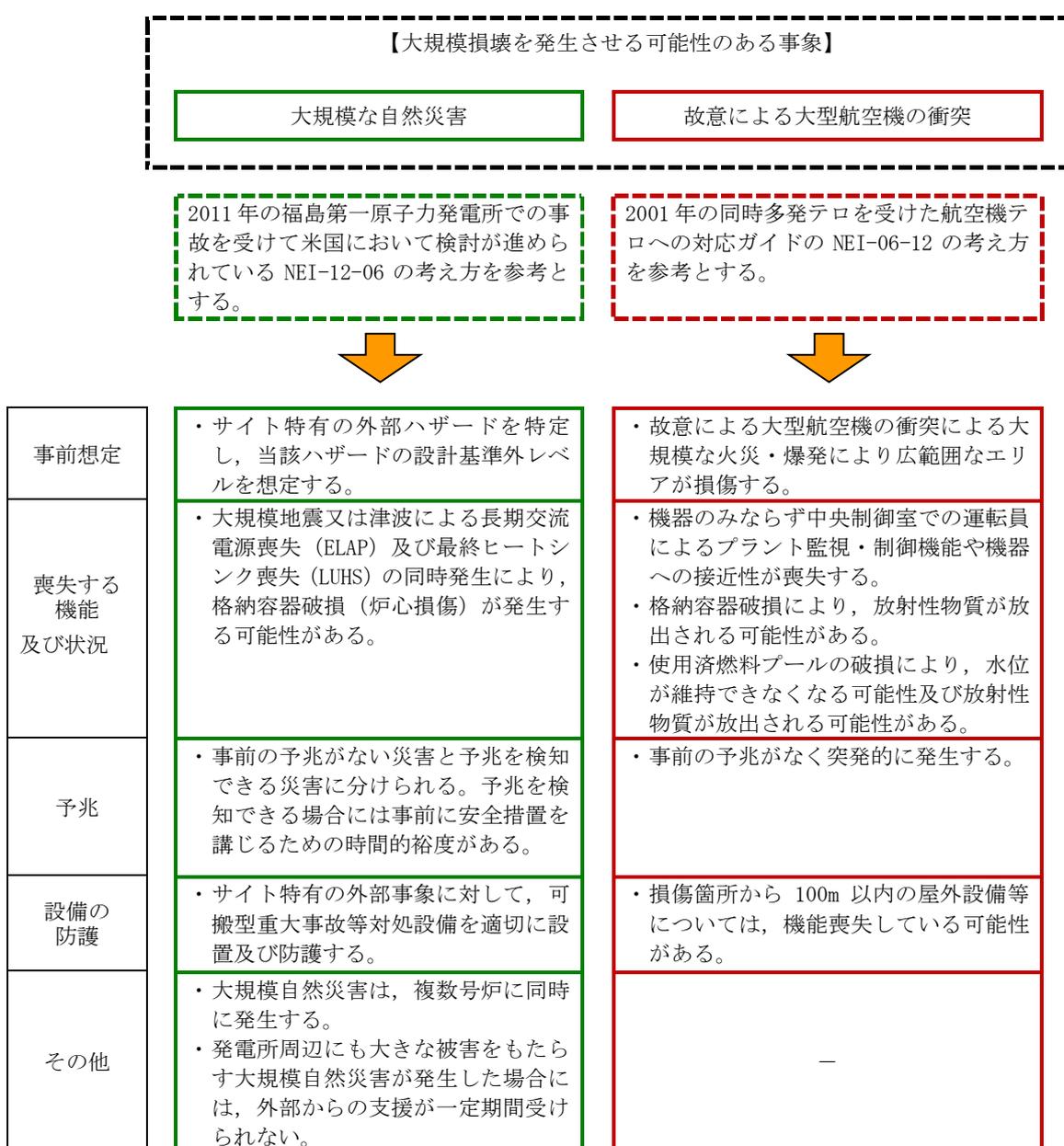
- ・大規模損壊の事象発生により、全交流動力電源喪失した当該号炉に対して、隣接号炉の非常用ディーゼル発電機等から共通母線を介しての電源融通、又は非常用ガスタービン発電機車からの緊急用メタクラを介した電源融通により喪失した電源を復旧する。
- ・電源の復旧により、補機冷却系を復旧しラインナップを行い、低圧復水ポンプを起動し炉注水を行う。
- ・低圧復水ポンプは復水器を水源としており、水源補給のため、復水貯蔵槽より復水補給水系を使用して補給を行う。また復水貯蔵槽には可搬型代替注水ポンプより補給を行い、水源を維持する。

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

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。



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

大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害（地震，津波）及び故意による大型航空機の衝突が発生した場合に備えた重大事故等対処設備等の配備及び防護について，対応状況を表1に示す。

なお，これらの対応については，2.1.2.3（1）に示す「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方」に基づく。

表 1 大規模損壊発生時の可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況

○大規模地震

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所等の考慮 (耐震性のある構造物内での保管, 機器の耐震性等)	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動又はそれに準じた基準を超える地震動に対して, 地震により生ずる敷地斜面のすべり, 液状化及び揺すり込みによる不等沈下, 地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない場所に保管する。 保管場所周辺に損壊により影響を及ぼすおそれのある建屋, 鉄塔, 煙突, タンク等の構造物がないことを確認している。
機器の配備	機器の輸送手段の確保 (輸送経路の障害の考慮)	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 周辺斜面の崩壊による土砂流入不等沈下による段差を考慮し, ホイールローダを配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> 恒設ライン等への接続箇所を 2 箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置している。 各々の接続箇所までのアクセスルートは, それぞれ別ルートで確保されている。

○大規模な津波

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所等の考慮 (津波よりも高い位置の保管, 津波から防護できる構造物内の保管)	<ul style="list-style-type: none"> 基準津波又はそれに準じた基準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)	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 津波による瓦礫等を考慮し, ホイールローダを配備している。
	機器の接続箇所へのアクセス性の確保	<ul style="list-style-type: none"> 恒設ライン等への接続箇所を 2 箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置している。 一時的にアクセス不能となる可能性があるが, 津波が引いた後にはアクセス可能となる。 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。

○故意による大型航空機の衝突

災害に対する考慮事項		対応状況
機器の防護・機能確保	機器の保管場所等の考慮 (頑健性のある構造物内での保管, 原子炉建屋からの100m 離隔)	<ul style="list-style-type: none"> 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は, 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムにより同時に機能損失させないよう, 原子炉建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに, 当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対処設備及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の隔離距離を確保した上で, 複数箇所分散して保管する。
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)	<ul style="list-style-type: none"> 想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備のアクセスルートについては, 複数のルートが確保されている。また, アクセスルートで瓦礫が発生した場合においても, 原子炉建屋から 100m以上離隔された場所に配備しているホイールローダにより, 瓦礫を撤去することでアクセスルートを確保する。 大規模な燃料火災が発生した場合には, 原子炉建屋から 100m 以上離れた場所に配置している化学消防自動車等の泡消火設備により消火活動を行い, 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	<ul style="list-style-type: none"> 恒設ライン等への接続箇所を 2 箇所設置しており, これらの接続箇所は分散して配置している。 各々の接続箇所までのアクセスルートは, それぞれ別ルートで確保されている。

添付資料 2.1.18

大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について

大規模損壊発生時に想定される以下の a.～c. の環境下等において、緊急時対策要員等が事故対応を行うために必要な資機材を表 1 に示すとおり配備している。

d. の資機材については、5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所、6 号及び 7 号炉中央制御室において、必要数を配備することとしており、詳細を表 2 に示す。

e. の資機材については、詳細を表 3 に示す。

- a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。
- b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び消火設備を配備する。
- c. 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において、事故対応のために着用するマスク、高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- d. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。
- e. 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため、多様な複数の通信連絡設備を整備する。また、通常通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として、衛星電話設備、無線連絡設備、携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を配備する。

表 1 重大事故等及び大規模損壊の発生に備えた資機材リスト

品目	保管場所	規定類
a. 全交流動力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	全所員に配備（運転員含む）	緊急時対策本部運営要領
懐中電灯	中央制御室 現場控室 事務本館又は初動要員宿泊所	
LEDライト (ランタンタイプ)	中央制御室 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
LEDライト (三脚タイプ)	中央制御室	
可搬型照明設備	荒浜側及び大湊側高台保管場所	
b. 大規模火災時に消火活動を実施するために着用する防護具及び消火剤等の資機材		
耐熱服	防護本部 自衛消防隊詰め所	火災防護計画
防火服	防護本部 副防護本部 自衛消防隊詰め所 中央制御室 サービス建屋チェックポイント 事務本館	
泡消火薬剤	自衛消防隊詰め所 荒浜側高台保管場所	
c. 高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク及び線量計等の資機材		
表 2 に記載。		緊急時対策本部運営要領

表2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための
防護具，線量計及び食料等の資機材

(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する放射線管理用資機材及びチェン징ングエリア用資機材等

a. 防護具及び除染用資機材（被ばく管理・除染管理）

品名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	1,890 着	180名（要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×1.5倍
靴下	1,890 足	180名（要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×1.5倍
帽子	1,890 着	180名（要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×1.5倍
綿手袋	1,890 双	180名（要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×1.5倍
ゴム手袋	3,780 双	1,890×2
全面マスク	810 個	180名（要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
チャコールフィルタ	3,780 個	1,890×2
アノラック	945 着	180名（要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）×7日×1.5（余裕）×50%（年間降水日数を考慮）
汚染区域用靴	40 足	80名（現場復旧班要員65名＋保安班要員15名）×0.5（現場要員の半数）
タングステンベスト	14 着	14名（プルーム通過後現場復旧班要員14名）
セルフエアセット	4 台	初期対応用3台＋予備1台

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

b. 計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	保管数※	考え方
個人線量計 （電子線量計）	180 台	180名（要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）
個人線量計 （ガラスバッチ）	180 台	180名（要員数164名＋自衛消防隊10名＋余裕）
GM汚染サーベイメータ	5 台	チェン징ングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	8 台	現場作業時に使用
可搬型エリアモニタ	4 台	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の1台は陽圧化の判断のために重大事故等対処設備として使用 各エリアにて使用 設置のタイミングは，チェン징ングエリア設営判断と同時

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

c. チェンジングエリア用資機材及び除染資材

品名	保管数※	考え方
養生シート	3 巻	チェンジングエリア設営に必要な数量
バリア	4 個	
フェンス	9 枚	
粘着マット	2 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ポリ袋	25 枚	
テープ	5 巻	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	10 巻	
はさみ	6 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 台	
簡易タンク	1 台	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	2 台 (予備 1 台)	
乾電池内蔵型照明	2 台 (予備 1 台)	

※予備を含む。(今後、訓練等で見直しを行う。)

d. 飲食料

品名	保管数※	考え方
飲食料	3,780 食	180 名（要員数 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）× 7 日× 3 食
飲料水(1.5 リットル)	2,520 本	180 名（要員数 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）× 7 日× 2 本(1.5 リットル/本)
よう素剤	1,440 錠	180 名（要員数 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）×（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠/日×6 日）

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

e. その他資機材

品名	保管数※	考え方
酸素濃度計	2 台	－
二酸化炭素濃度計	2 台	－
一般テレビ (回線, 機器)	1 式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン (回線, 機器)	1 式	社内情報共有に必要な資料・書類等を作成するため
簡易トイレ	1 式	プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要がないようにするため

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

(2) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に配備する原子力災害対策活動で使用する主な資料

資 料 名
1. 発電所周辺地図 ① 発電所周辺地域地図 (1/25,000) ② 発電所周辺地域地図 (1/50,000)
2. 発電所周辺航空写真パネル
3. 発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
4. 発電所周辺環境モニタリング関連データ ① 空間線量モニタリング設備配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
5. 発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
6. 主要系統模式図 (各号炉)
7. 原子炉設置 (変更) 許可申請書 (各号炉)
8. 系統図及びプラント配置図 ① 系統図 ② プラント配置図
9. プラント関係プロセス及び放射線計測配置図 (各号炉)
10. プラント主要設備概要 (各号炉)
11. 原子炉安全保護系ロジック一覧表 (各号炉)
12. 規定類 ① 原子力施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画
13. 事故時操作基準

(3) 6号及び7号炉中央制御室に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材等

a. 防護具及び除染用資機材（被ばく管理・除染管理）

品名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	420 着	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
靴下	420 足	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
帽子	420 着	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
綿手袋	420 双	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍
ゴム手袋	840 双	420×2
全面マスク	180 個	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍
チャコールフィルタ	840 個	420×2
アノラック	210 着	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×2交代×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）
汚染区域用靴	10 足	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）
セルフエアセット	4 台	初期対応用3台＋予備1台
酸素呼吸器	5 台	ISLOCA等対応用4台＋予備1台

※予備を含む。（今後、訓練等で見直しを行う。）

b. 計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	保管数※	考え方
個人線量計 （電子式線量計）	70 台	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）＋46名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
個人線量計 （ガラスバッチ）	70 台	20名（6/7号炉運転員18名＋余裕）＋46名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
GM汚染サーベイメータ	3 台	中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	2 台	中央制御室のモニタリングに使用
可搬型エリアモニタ	3 台	各エリアにて使用 設置のタイミングは，チェンジングエリア設営と同時

※予備を含む。（今後、訓練等で見直しを行う。）

c. チェンジングエリア用資機材及び除染資材

品名	保管数※	考え方
エアータント	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2 巻	
フェンス	4 枚	
バリア	2 個	
粘着マット	2 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ポリ袋	20 枚	
テープ	2 巻	
ウエス	1 箱	
ウェットティッシュ	2 巻	
はさみ	1 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 式	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	1 台 (予備 1 台)	
乾電池内蔵型照明	2 台 (予備 1 台)	

※予備を含む。(今後、訓練等で見直しを行う。)

d. 飲食料

品名	保管数※	考え方
食料	420 食	20 名 (6/7 号炉運転員 18 名 + 余裕) × 7 日 × 3 食
飲料水(1.5リットル)	280 本	20 名 (6/7 号炉運転員 18 名 + 余裕) × 7 日 × 2 本
よう素剤	320 錠	20 名 (6/7 号炉運転員 18 名 + 余裕) × (初日 2 錠 + 2 日目以降 1 錠/1 日 = 8) × 2 交代

※予備を含む。(今後, 訓練等で見直しを行う。)

e. その他資機材

品名	保管数※	考え方
酸素・二酸化炭素濃度計	3 台 (予備 1 台)	—
LEDライト (ランタンタイプ)	20 個	中央制御室対応として, 主盤エリア5台 + 裏盤エリア10台 + 待避室2台 + 予備3台)
LEDライト (三脚タイプ)	4 個	ランタンタイプ LED の補助
ヘッドライト (ヘルメット装着用)	100 個	6 号及び 7 号炉の運転員全員に配備

※予備を含む。(今後, 訓練等で見直しを行う。)

表 3 通信連絡設備の確保

(1) 発電所内の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内	携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機※	6号及び7号炉 中央制御室
	送受話器 (警報装置含む)	ハンドセット スピーカー	6号及び7号炉 中央制御室
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	無線連絡設備	常設※	6号及び7号炉 中央制御室
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		可搬型※	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

(2) 発電所内外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内外	電力保安通信用電話設備	固定電話機	6号及び7号炉 中央制御室
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		PHS 端末	6号及び7号炉 中央制御室
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		FAX	6号及び7号炉 中央制御室
			5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	衛星電話設備	常設※	6号及び7号炉 中央制御室
		可搬型※	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

(3) 発電所外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所外	統合原子力防災 ネットワークを用いた 通信連絡設備	テレビ会議システム※ (有線系, 衛星系 共用)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		IP-電話機※ (有線系, 衛星系)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		IP-FAX※ (有線系, 衛星系)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	局線加入電話設備	加入電話機	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		加入FAX	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	専用電話設備	専用電話設備 (ホットライン) (自治体他向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	衛星電話設備 (社内向)	衛星社内電話機	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		テレビ会議システム (社内向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		FAX (社内向)	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況

外部からの衝撃による損傷の防止	
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。 2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。	第七条 設計基準対象施設が想定される自然現象（地震及び津波を除く。）によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。
「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表5参照。	

外部からの衝撃による損傷の防止

- | | |
|---|---|
| <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p> | <p>2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>3 航空機の墜落により発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> |
|---|---|

「外部からの衝撃による損傷の防止」の大規模損壊での対応状況

添付資料2.1.1 表6参照。

火災による損傷の防止

<p>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</p>	<p>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</p>
<p>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。</p>	<p>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。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。 <ul style="list-style-type: none"> 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。 <ul style="list-style-type: none"> （1）安全施設に使用する材料が、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合 （2）安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合 ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。 ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう施設すること。 ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。

火災による損傷の防止

	<ul style="list-style-type: none"> 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 消火設備にあつては、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。 <p>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。</p>
<p>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。</p>	<p>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う、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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。 <ul style="list-style-type: none"> (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つて、重大事故等対処施設における火災に起因して

火災による損傷の防止

- 他の重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合
- ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。
 - ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう施設すること。
 - ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。
- 二 火災の感知及び消火のため、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、火災感知設備及び消火設備の機能が損なわれることがないように施設すること。

火災による損傷防止のうち「影響の低減」の大規模損壊での対応状況

添付資料2.1.1 表6 No.3参照。

溢水による損傷の防止等

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。	第十二条 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。
「溢水による損傷の防止等」(内部溢水)の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表6 No.16参照。	
2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。	2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出たおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。
設計基準対象施設の要求であり、大規模損壊では対象外である。	

安全施設

設計基準対象施設

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則
第十二条 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。	第十五条 4 設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。
「安全施設及び設計基準対象施設の機能」(内部飛来物)の大規模損壊での対応状況 添付資料2.1.1 表6 No.17参照。	

大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について

大規模損壊発生時、作業者は、個人線量計を装着し、緊急作業従事者は緊急作業に係る線量限度（100mSv 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を装着する。

なお、プラントの状況把握の困難な大規模損壊初動対応においては、副原子力防災管理者又は当直長が、プラント状況（炉心損傷の可能性、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プールからの漏えいの有無等）を考慮し、大気に放出された放射性物質が大規模損壊対応に影響を与える可能性がある場合、放射線防護具類の着用を指示する。

以下に、大規模損壊対応及び消火活動対応に必要な装備品について整理する。

1. 大規模損壊対応時に着用する装備品について

表1 プラント対応時の装備品

名称	着用基準	
	炉心損傷の徴候あり	炉心損傷の徴候なし
ガラスバッチ	現場作業を行っていない間も含め必ず着用	同左
個人線量計（電子式線量計）	必ず着用	同左
綿手袋・ゴム手袋	必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
汚染防護服（タイベック）	緊急を要する作業を除き着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
アノラック・汚染作業用長靴（胴長靴）	湿潤作業を行う場合に着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合に着用
高線量対応防護服（タングステンベスト）	移動を伴わない高線量下での作業を行う場合に着用	同左
全面マスク	必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合に着用
セルフエアセット	酸欠等のおそれがある場合着用	同左

表 2 火災対応時の装備品

名称	着用基準	
	炉心損傷の徴候あり	炉心損傷の徴候なし
ガラスバッチ	現場作業を行っていない間も含め必ず着用	同左
個人線量計（電子式線量計）	必ず着用	同左
全面マスク	必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合着用
セルフエアセット	内部被ばく、酸欠等のおそれがある場合着用	同左
防火服	火災近くでの作業を行う場合着用	同左

表 3 緊急作業に係る線量限度

	緊急作業に係る線量限度
実効線量	100mSv 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、副原子力防災管理者又は当直長の指示により必要な放射線防護具の着用を行う。なお、個人線量計については、被ばく管理のため必ず着用し、各対応を行う。

(1) 配備箇所

- ・ 中央制御室
- ・ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

(2) 携行品一式

- ・ 放射線防護具：タイベック、ゴム手袋、全面マスク、個人線量計

3. 火災対応時の装備品について

大規模損壊時の消火活動の装備品については、中央制御室、又は出入管理所等に配備してある防火服及びセルフエアセット等の必要な装備品を着用し消火対応を行う。

(1) 装備品

- ・ 個人線量計
- ・ 全面マスク又はセルフエアセット
- ・ 防火服

4. 大規模損壊対応時の留意事項

作業者は、個人線量計を携帯するとともに、適時、線量を確認し、自身の被ばく状況を把握する。

作業者は、被ばく管理のため、消火活動時の滞在箇所、滞在時間及び被ばく線量等の情報を確認・記録する。

予期せぬ放射線量の上昇が確認された場合は、その場を一時的に離れ、緊急時対策本部（対策本部設置前であれば、副原子力防災管理者又は当直長）の指示により対応する。

緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて

当社は福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓を踏まえ、事故以降、原子力防災組織の見直しを進めてきている。具体的には、緊急時訓練を繰り返し実施して見直しを重ね、実効的な組織を目指して継続的な改善を行っているところである。

こうした取り組みを経て現在柏崎刈羽原子力発電所において組織している緊急時対策本部の体制について、以下に説明する。

1. 基本的な考え方

柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織を図1に示す。

緊急時対策本保の体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

・機能毎の整理

まず基本的な機能を以下の4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 現場対応
- ③ 対外対応
- ④ ロジスティック・リソース管理

これらの統括の上に、組織全体を統括し、意思決定、指揮を行う「本部長(所長)」を置く。

このように役割、機能を明確に整理するとともに、階層化によって管理スパンを適正な範囲に制限する。

・権限委譲と自律的活動

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

計画・情報統括は、本部長のブレーンとして事故対応の戦略を立案し、本部長に進言する。また、こうした視点から対応実施組織が行う事故対応の方向性の妥当性を常に確認し、必要に応じて是正を助言する。

・申請号炉と長期停止号炉の分離

プラントごとに行う現場対応については、申請号炉である6号及び7号炉

と長期停止号炉である 1～5 号炉に対応する組織を分離する。

- 申請号炉の復旧操作対応

申請号炉である 6 号及び 7 号炉については、万一の両プラント同時被災の場合の錯綜する状況にも適切に対応できるようにするため、各号炉を統括する者をそれぞれに置き（「6 号統括」と「7 号統括」）、統括以下、号炉ごとに独立した組織とすることで、要員が担当号炉に専念できる体制とする。

- 本部長の管理スパン

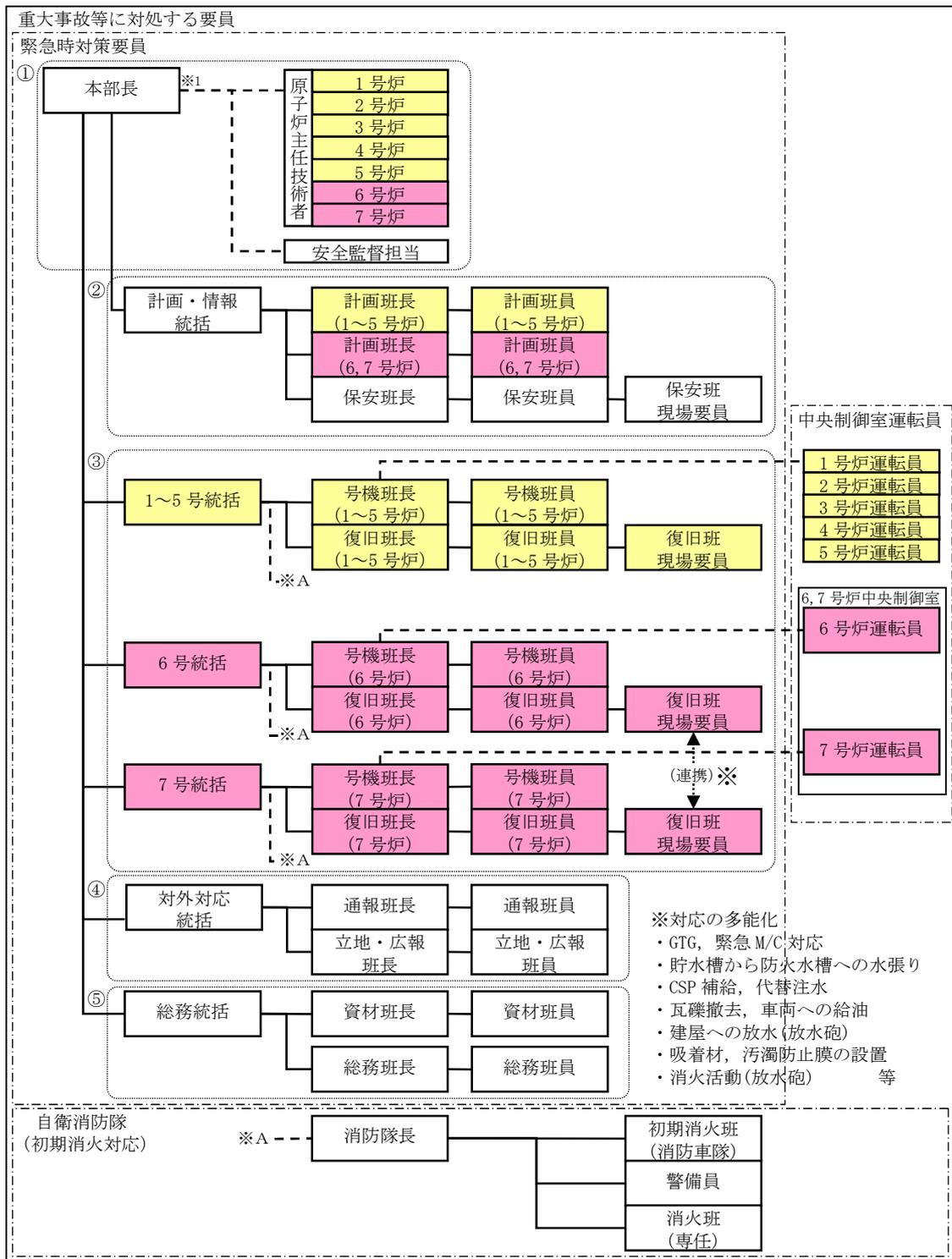
以上のように統括を配置すると、本部長は 1～7 号炉の現場の対応について、1～5 号統括、6 号統括、7 号統括の 3 名を管理することになる。

本部長は各統括に基本的な権限を委譲していることから、3 名の統括を通じて全号炉の管理をするが、プラントが事前の想定を超えた状況になり、2 基を超えるプラントで本部長が統括に対して直接の指示を行う必要が生じた場合には、本部長の判断により、本部長が指名した者と本部長が役割を分割し、それぞれの担当号炉を分けて管理する。（図 2）

- 発電所全体に亘る活動

発電所全体を所管する自衛消防隊は、火災の発生箇所、状況に応じて、1～5 号統括、6 号統括、7 号統括のいずれかの指揮下で活動する。

また、発電所全体を所管する保安班は、計画・情報統括配下に配置する。



※1 本部付含む。

- | | | | |
|------------|---------------|---|------------------|
| ■ (Yellow) | : 1~5号炉対応要員 | ① | : 意思決定・指揮 |
| ■ (Pink) | : 6号又は7号炉対応要員 | ② | : 情報収集・計画立案 |
| □ (White) | : 1~7号炉共通対応要員 | ③ | : 現場対応 |
| | | ④ | : 対外対応 |
| | | ⑤ | : ロジスティック・リソース管理 |

図1 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図

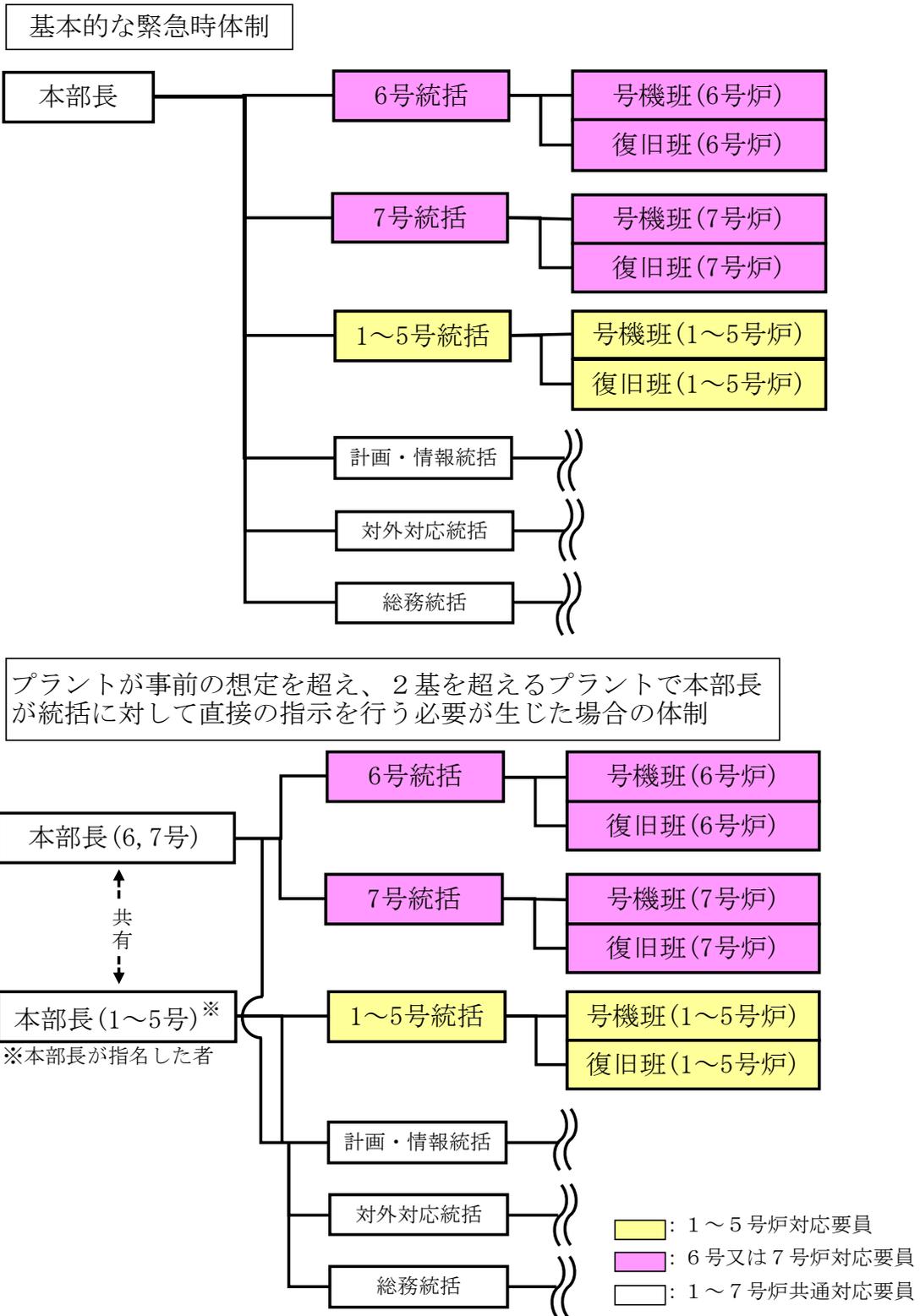
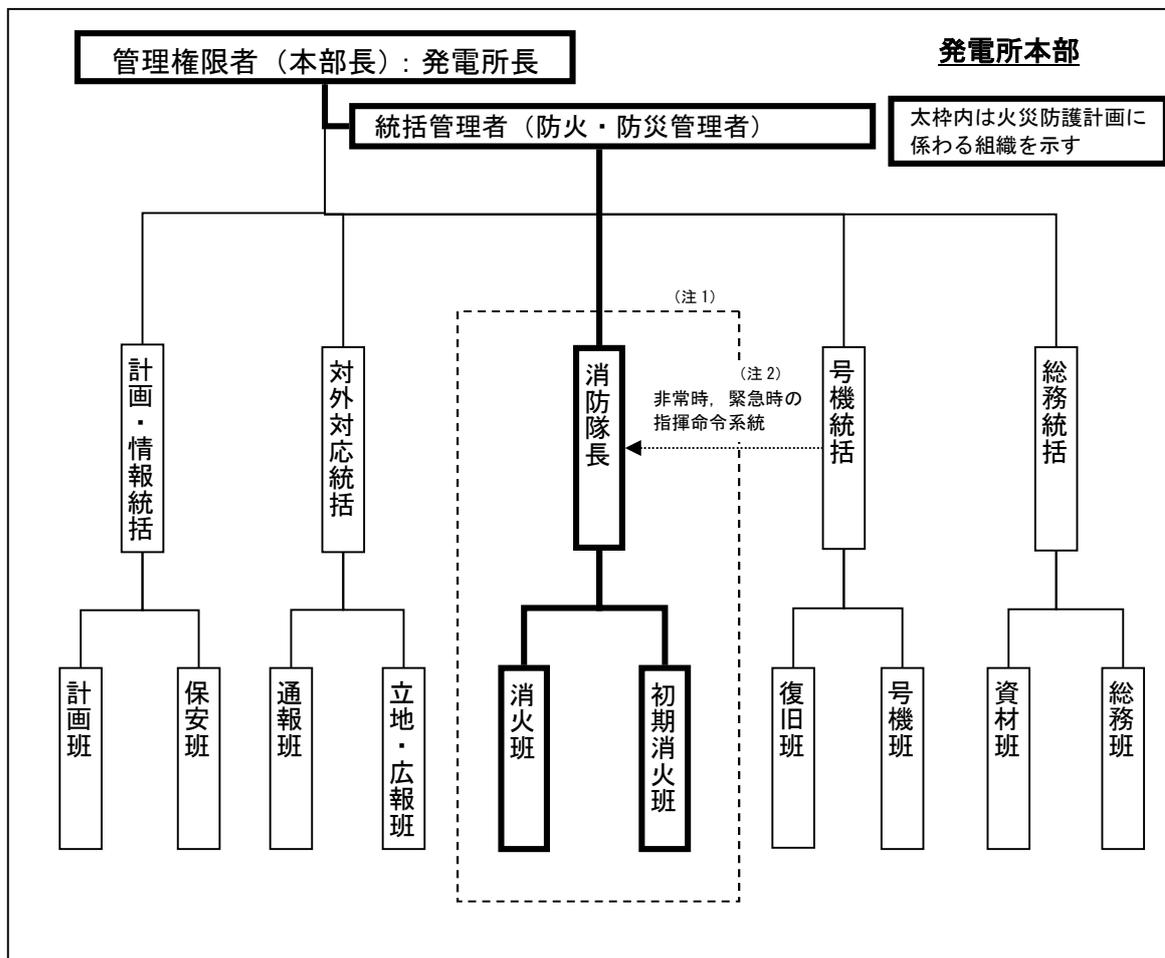


図2 柏崎刈羽原子力発電所 緊急時対策本部体制 (概要)



注：自衛消防隊は非常時対策（一般災害）、緊急時対策（原子力災害）においては号機統括の指揮下で活動する。
緊急時対策本部立上後の自衛消防体制については、消防法に基づき作成する消防計画にも定める。

図3 自衛消防隊体制

2. 6号及び7号炉の重大事故発生時における複数同時火災時の対応

(1) 概要

緊急時対応中に6号及び7号炉で火災が発生し同時に消火活動が必要になった場合の対応について示す。6号及び7号炉の同時火災については、6号及び7号炉の建屋本館内部（6号及び7号炉で計2箇所）での火災（以下、「内部火災」という。）のケースと、発電所敷地内での火災（以下、「外部火災」という。）が2箇所が発生したケースの2ケースを示す。

(2) 内部火災の場合

a. 前提条件

- ・緊急時対応の最中に、原因を特定せず6号及び7号炉での同時火災を想定する。
- ・火災の発生防止対策、感知・消火対策を実施していることから、初期消火要員が対応する火災は、原子炉建屋、タービン建屋等の可燃物が少ない火災区域で発生し消火器で短時間に消火できる規模の火災を想定する。
- ・緊急時対応において、運転員の現場操作に際して消火活動が必要な火災に対しては、運転員の一部を活用する。
- ・原子炉の運転状態として、6号及び7号炉共に運転中、片方運転・片方停止、両方停止を想定し、各運転状態における運転員の人数を前提とする。

b. 内部火災での対応及び体制

6号及び7号炉での同時火災に対する対応フローを図4に、初期消火要員の体制を図5に示す。

当直長は、火災の状況を含めプラント状況の把握や緊急時対策本部との連絡を行っていることから、初期消火活動の指示と現場指揮本部設置までの活動の指揮を執る。消防隊長は、号機統括の指示を受け、速やかに現場指揮本部を設置するとともに、設置後は消火活動の指揮を執る。指揮権の委譲の際には、当直長と現場指揮者から状況説明を受ける。その後は、現場指揮者からの直接的、間接的に適宜状況報告を受け両方の火災対応の指揮を執るとともに、緊急時対策本部との連絡を行う。

消火体制については、6号及び7号炉の同時火災発生に対応するために、初期消火要員として選任されている運転員、消防車隊員（委託）で2班を編成する。初期消火要員に選任されている運転員は原子炉の運転状態に依らず通常3名（運転中は専任、1ないし2プラント停止中は1名専任2名兼任）であるこ

とから、他の運転員 1 名を初期消火要員に充て、1 班当たり運転員 2 名、消防車隊 3 名の計 5 名で初期消火活動を行う。

なお、建屋内での火災発生に対して、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し維持（以下、「原子炉の安全停止」という。）するための安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下、「安全機能を有する機器等」という。）を設置する区域で煙充満や放射線の影響（以下、「煙充満の影響等」という。）により消火活動が困難となる区域は、固定式消火設備を設置する設計としており、当該火災区域での火災発生に対して初期消火隊員に依存することなく、速やかな消火活動が可能である。

よって、プラントの運転状態に依らず緊急時対応中の 6 号及び 7 号炉の同時火災に対して、プラント当たり 1 班 5 名の初期消火要員で十分に消火活動が可能で、その活動も短時間であることから、初期消火要員に充てた運転員は、消火活動後速やかに現場操作対応を行うことが可能であり、緊急時対応に支障を及ぼすことはない。初期消火要員に編入した運転員は、消火活動が終了した時点で、消防隊長の判断により速やかに本来の現場操作対応に戻ることにする。

但し、原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合には、号機統括が火災発生プラントの状況を最も把握していることから、消防隊長は消火活動を優先する号機統括の指揮・命令のもとで、初期消火班に対して初期消火活動を指示する。

なお、号機統括、消防隊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。

本運用については、火災防護計画の関連文書に定める。

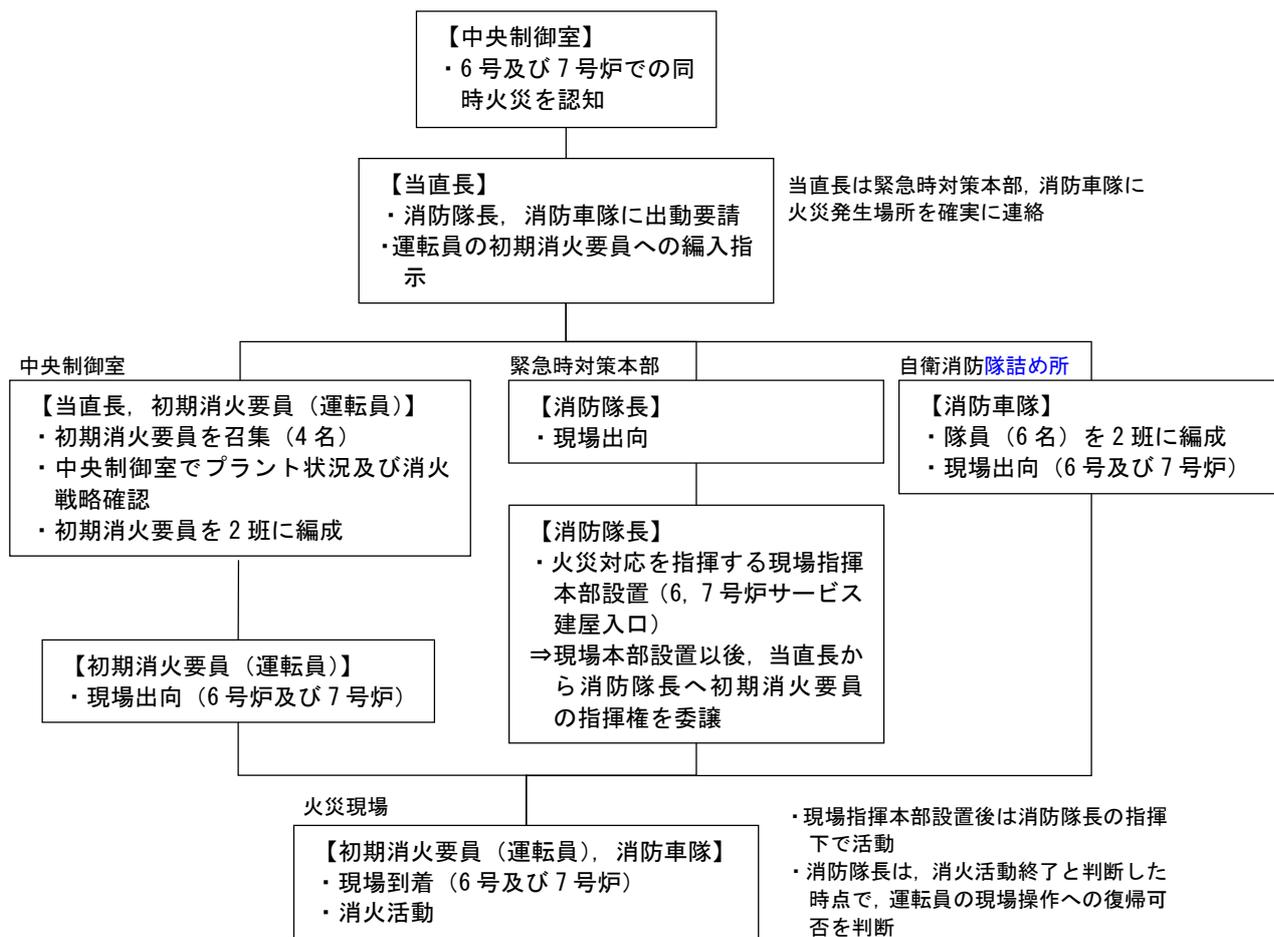


図4 建屋内部での同時火災に対する対応フロー

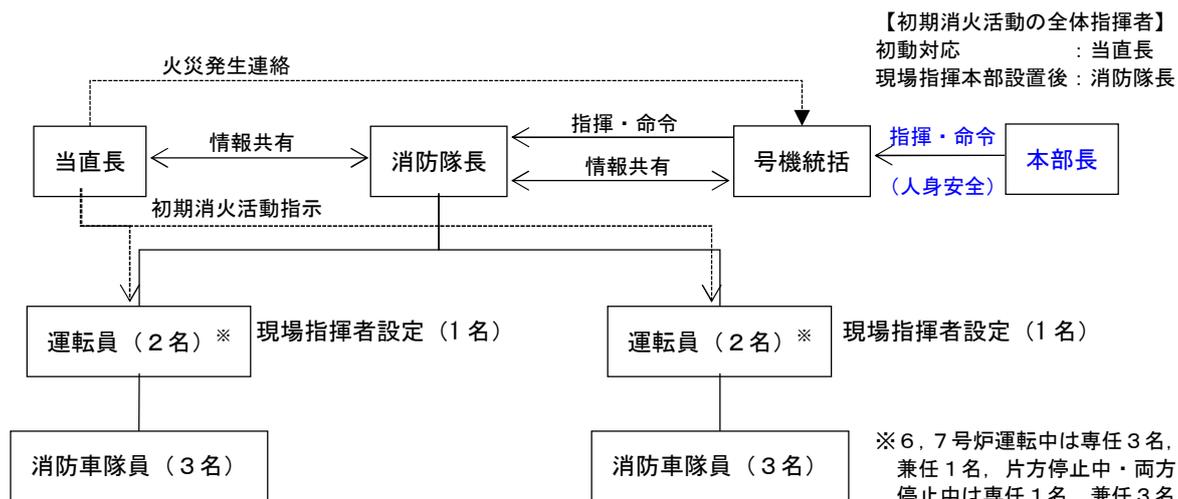


図5 建屋内部での同時火災発生時の初期消火体制

(3) 外部火災の場合

a. 前提条件

- ・外部火災として、緊急時対応中に発電所敷地内で現場操作を妨げるような火災が同時に2箇所が発生することを想定する。
- ・消火活動は化学消防車、ポンプ車の組合せにより、消火活動を行う。
- ・化学消防車の操作は、消防車隊が行う。
- ・復旧班の現場操作に際して消火活動が必要な火災に対しては、消防車の操作が可能な復旧班現場要員を活用する。

b. 外部火災での対応及び体制

6号及び7号炉での同時火災に対する対応フローを図6に、初期消火要員の体制を図7に示す。

外部火災における消火活動は、消防隊長が指揮を執る。通常、敷地内の1箇所の火災発生に対しては、火災対応のため常時待機している消防車隊員6名で十分対応可能であるが、復旧班の現場操作に際して消火活動が必要な敷地内2箇所の同時火災が発生した場合には、消防車隊員に加え復旧班現場要員(6号及び7号炉各7名)から注水隊員6名を充て、消火活動を行う。

実際の放水活動は、化学消防車とポンプ車の組合せで行うことから、1班当たり消防車隊3名、注水隊員3名で2班を編成し、2箇所に分かれて消火活動を行う。その際、消防車隊3名は化学消防車の操作、注水隊はポンプ車の操作を行う。

一方、初期消火活動に充てられた注水隊員は本来緊急時の原子炉注水対応を行うため、消火活動が終了した時点で、消防隊長の判断により速やかに原子炉注水作業に戻ることにする。

但し、原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令され号機統括が設置された場合には、消防隊長は、消火活動を優先すべき号機統括の指揮・命令のもと初期消火班の初期消火活動を指示する。

なお、号機統括、消防隊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にする。

本運用については、火災防護計画の関連文書に定める。

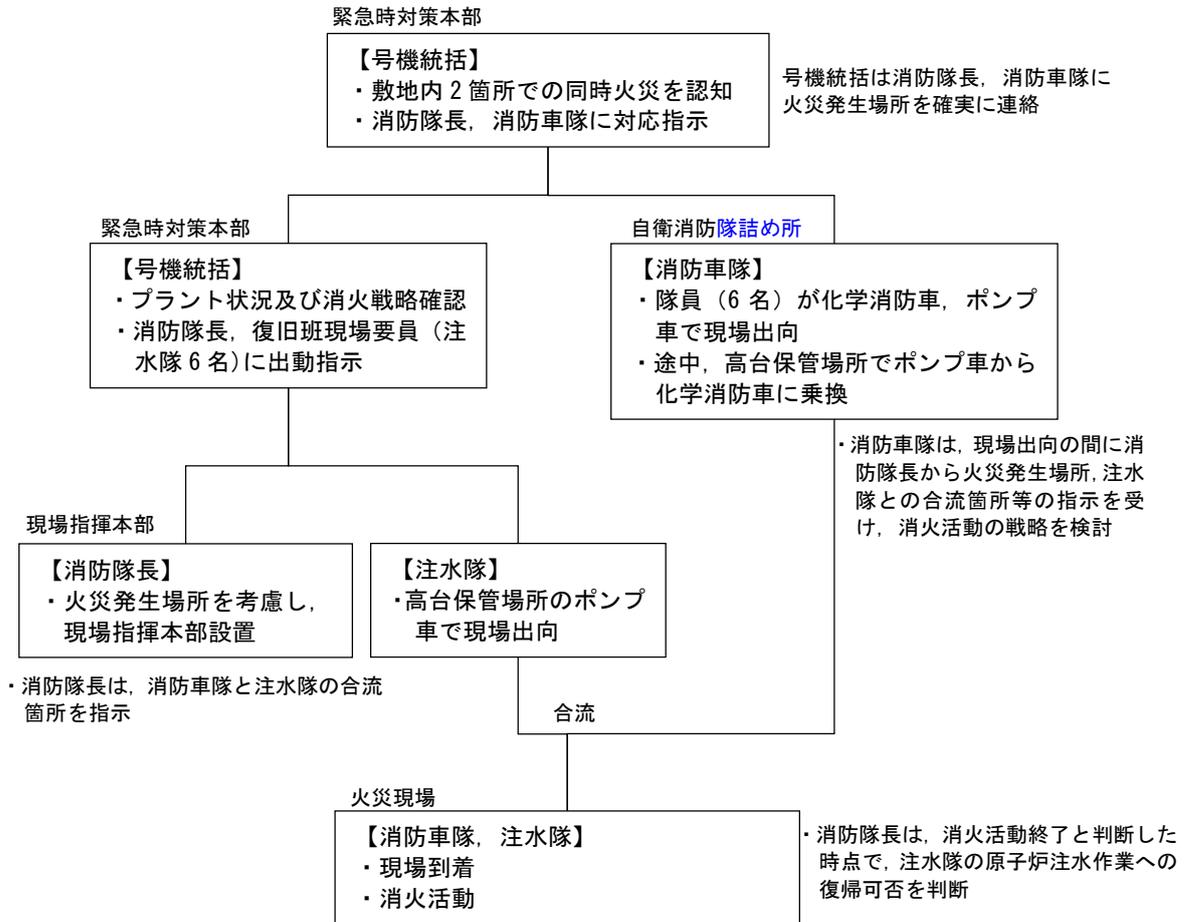


図 6 発電所敷地内での同時火災に対する対応フロー

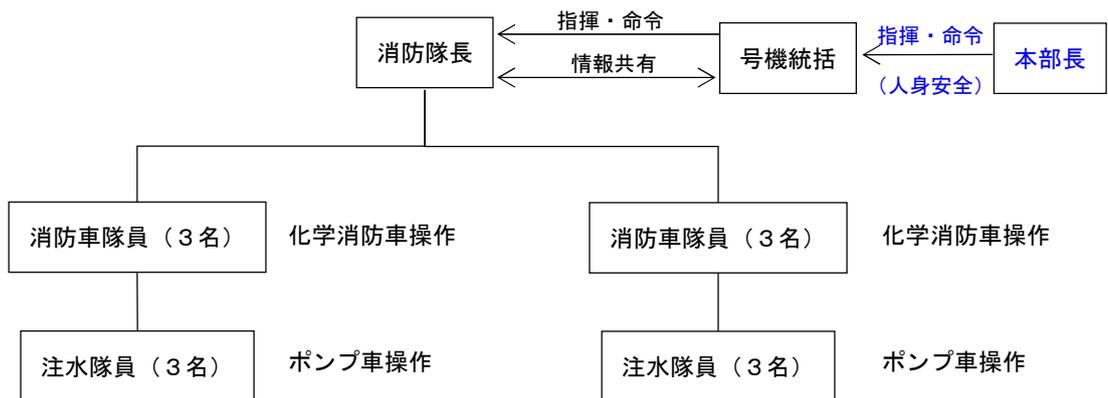


図 7 緊急時における敷地内の同時火災発生時の初期消火体制

表 1 自衛消防隊編成表（現場指揮本部）

構成	所属等		役割	
消防隊長 (1)	平日昼間：①防災安全GM ②防災安全担当 ③運転管理担当 平日夜間、休祭日：自衛消防隊専属の宿直者		①現場指揮本部の責任者 ②消火活動全体の指揮 ③当直長への消火活動の情報提供・プラント情報の共有 ④公設消防窓口（プラント状況・消火活動の情報提供）	
初期消火班 (15) (16) ^{※1}	当直長(1) ^{※2}	1号炉[1] 2号炉[1] 3号炉[1] 4号炉[1] 5号炉[1] 6,7号炉[1]	計6名 ①公設消防への通報（発電関連設備） ②運転員（初期消火要員）への初期消火指示 ③プラントの情報提供、消防活動の情報共有 （当直長は現場での消火活動のメンバーには属さない）	
	運転員(3) ^{※2}	1号炉[3] 2号炉[2] ^{※3} 3号炉[2] ^{※3} 4号炉[2] ^{※3} 5号炉[2] ^{※4} 6,7号炉[3](4) ^{※5}		計14名 ①屋内・屋外での消火活動（発電関連設備） ②消火戦略の検討・指揮（現場支援担当又は当直主任） ③火災発生場所での消火活動の指揮（現場支援担当又は当直主任） ④火災発生現場（建屋内）への公設消防誘導・説明
	正門警備員(2) ^{※6}		①屋内・屋外での消火活動（その他区域） ②火災発生現場（構内全域）への公設消防誘導（1）	
	放射線測定要員・放射線測定当番(2)		線量測定	
	消防車隊	防護・副防護本部警備員(1) 委託員(6)	指揮者から消防車隊への指示伝達係 ①屋内・屋外での消火活動	
消火班 (30)	副班長：専任(2)，兼任可(1) 班員：専任(16)，兼務可(11) (専任) 消火専任の要員 (兼務) 機能班との兼務可		【参集状況に応じ、現場にて副班長が役割分担を指名】 ●消火係 ①消火活動（消火器・屋外消火栓等の使用） ●現場整理・資機材搬送係 ①現場交通整理（公設消防車両の誘導） ②火災現場保存（関係者以外の立入規制含む） ③消火活動資機材の運搬（現場指揮本部機材含む） ●情報係 ①発電所本部への情報連絡 ②火災現場での情報収集・記録 ●救護係 ①負傷者の救護 ②総務班医療係到着までの介護	

() 内は人数

※1：1～5号炉は各号炉15名で構成。6,7号炉は通常15名，6,7号炉同時火災では16名で構成。

※2：発電関連設備での火災発生時が対象。[]内は各号炉の初期消火要員。

※3：単独火災発生時は1号炉の初期消火要員1名を補充。

※4：単独火災発生時は6,7号炉の初期消火要員1名を補充。

※5：6,7号炉の何れか一方の号炉の火災では3名で活動。6,7号炉同時火災では運転員1名を補充し4名で活動。

※6：初期消火班警備員(2)は、発電所周辺警備を行うために正門警備所（防火帯外側）に常駐しているが、森林火災発生時には、公設消防を火災現場に誘導する。なお、火災の影響がおよぶ場合には安全な場所へ待避する。

用語の定義

・発電関連設備

周辺防護区域内において、原子力発電所の運転等に直接関係する建物（原子炉建屋等）、防護区域外であっては水処理建屋、154kV変電所、66kV開閉所、給水建屋等の運転員の巡視区域の建物等をいう。

・その他区域

発電関連設備以外で、発電所敷地内にある当社所有の建物（事務本館、免震重要棟、防護本部、副防護本部、サービスホール、技能訓練棟、原子炉保修訓練棟、予備品倉庫（大湊）、発電倉庫（大湊）等）、高台保管場所、森林、伐採木仮置き場等をいう。

3. 役割・機能（ミッション）

緊急時対策本部における各職位の役割・機能（ミッション）を、表2に示す。

この中で、特に緊急時にプラントの復旧操作を担当する号機班と復旧班、及び号機統括の役割・機能について、以下のとおり補足する。

○号機班

プラント設備に関する運転操作について、当直による実際の対応を確認する。この運転操作には、常設設備を用いた対応まで含む。

これらの運転操作の実施については、本部長から当直副長にその実施権限が委譲されているため、号機班から特段の指示がなくても、当直が手順にしたがって自律的に実施し、号機班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一、当直の対応に疑義がある場合には、号機班長は当直に助言する。

○復旧班：

設備や機能の復旧や、可搬型設備を用いた対応を実施する。

これらの対応の実施については、復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧班が手順にしたがって自律的に準備し、号機統括へ状況の報告を行う。

○号機統括：

当直及び号機班と復旧班の実施するプラント復旧操作に関する報告を踏まえて、担当号炉における復旧活動の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での復旧操作については当直及び復旧班にその実施権限が委譲されているため、号機統括は万一对応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

また、当該号炉の火災の場合には、自衛消防隊の指揮を行う。

表 2 各職位のミッション

職 位	ミ ッ シ ョ ン
本部長	<ul style="list-style-type: none"> ・防災態勢の発令、変更の決定 ・対策本部の指揮・統括 ・重要な事項の意思決定
原子炉主任技術者	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉安全に関する保安の監督、本部長への助言
安全監督担当	<ul style="list-style-type: none"> ・人身安全に関する安全の監督、本部長への助言
計画・情報統括	<ul style="list-style-type: none"> ・事故対応方針の立案 ・プラントパラメータ等の把握とプラント状態の予測 ・本部長への技術的進言・助言（重大事故等対処設備等構内設備の活用）
計画班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故対応に必要な情報（パラメータ、常設設備の状況・可搬型設備の準備状況等）の収集、プラント状態の進展予測・評価 ・プラント状態の進展予測・評価結果の事故対応方針への反映 ・アクシデントマネジメントの専門知識に関する計画・情報統括のサポート
保安班	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価 ・被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する緊急時対策要員への指示 ・影響範囲の評価に基づく対応方針に関する計画・情報統括への助言 ・放射線の影響の専門知識に関する計画・情報統括のサポート
号機統括	<ul style="list-style-type: none"> ・対象号機に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わるプラント設備の運転操作への助言、可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧の統括
号機班	<ul style="list-style-type: none"> ・運転員からの重要パラメータ及び常設設備の状況の入手、対策本部へインプット ・事故対応手段の選定に関する運転員のサポート ・運転員からの支援要請に関する号機統括への助言
当 直（運転員）	<ul style="list-style-type: none"> ・重要パラメータ及び常設設備の状況把握と操作 ・中央制御室内監視・操作の実施 ・事故の影響緩和、拡大防止に関わるプラントの運転操作
復旧班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故の影響緩和・拡大防止に関わる可搬型設備の準備と操作 ・可搬型設備の準備状況の把握、号機統括へインプット ・不具合設備の復旧の実施
自衛消防隊	<ul style="list-style-type: none"> ・初期消火活動（消防車隊）
対外対応統括	<ul style="list-style-type: none"> ・対外対応活動の統括 ・対外対応情報の収集、本部長へのインプット
通報班	<ul style="list-style-type: none"> ・社外関係機関への通報連絡
立地・広報班	<ul style="list-style-type: none"> ・自治体派遣者の活動状況把握とサポート ・マスコミ対応者への支援
総務統括	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所対策本部の運営支援の統括
資材班	<ul style="list-style-type: none"> ・資材の調達及び輸送に関する一元管理 ・原子力緊急事態支援組織からの資機材受入調整
総務班	<ul style="list-style-type: none"> ・要員の呼集、参集状況の把握、対策本部へインプット ・食料・被服の調達 ・宿泊関係の手配 ・医療活動 ・所内の警備指示 ・一般入所者の避難指示 ・物的防護施設の運用指示 ・他の班に属さない事項

4. 指揮命令及び情報の流れについて

緊急時対策本部において、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、例えば同じ号炉の号機班と復旧班等、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。

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ことになる。

5. 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、上述した体制をベースに、特に初動対応に必要な要員を中心に宿直体制をとり、常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していくこととなる。

(2) 要員が負傷した際の代行の考え方

特に夜間及び休日（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、平日昼間のように十分なバックアップ要員がないことが考えられる。こうした場合には、同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務する（例：復旧班長が負傷した場合は復旧班副班長が代行するか、又は統括が兼務する）。

具体的な代行者の選定については、上位職の者（例えば班長の代行者については統括）が決定する。

添付資料 2. 1. 22

重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方について

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員（運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊）を常時確保する。

重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員で対応できるよう重大事故等に対処する要員を確保する。

所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な重大事故等に対処する要員を非常召集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。

1. 発電所対策本部の要員参集

平日の勤務時間帯に原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合、電話、サイレン吹鳴、所内放送、ページング等にて発電所構内の緊急時対策要員に対して非常召集を行い、発電所対策本部を設置した上で活動を実施する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合、発電所対策本部体制が立ち上がるまでの間については、運転員及び発電所内に常駐している緊急時対策要員を主体とした初動体制を確立し、迅速な対応を図る。

また、平日勤務時間中、夜間及び休日いずれの場合においても、緊急時対策所で初動態勢時に対応する要員は、対応者（執務できない場合の交替者を含む）を明確にしたうえで、5号炉定検事務室又はその近傍、及びその他5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へのアクセス性を考慮した場所の建屋内又はその近傍で分散して執務若しくは宿泊することとし、非常召集時は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する。

(1) 運転員

6号及び7号炉について、中央制御室の運転員は、当直長、当直副長、当直主任、現場支援担当、当直副主任、主機操作員及び補機操作員の計18名／直を配置している。

重大事故発生時には事故発生号炉の当直副長が、重大事故等対策に係る運転操作に関する指揮・命令・判断を行い、中央制御室で運転操作を行う運転員及び現場で対応する運転員は、当直副長指示のもと重大事故等対策の対応を行うために整備された手順書に従い事故対応を行う。当直長は適宜、発電所対策本部の号機班長と連携しプラント対応操作の状況を報告する。

なお、運転員の勤務形態は、通常サイクル5班2交替で運用しており、重大事故時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないよう、通常時と同様の勤務形態を継続することとしていること、及び重大事故の対応に当たっては号炉ごとに完結できるよう、号炉ごとに中央制御室運転員2名、現場運転員4名(2人1組で2チーム)の体制を整えていること、また作業に当たり被ばく線量が集中しないよう配慮する運用としていることから、特定の運転員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

また、柏崎刈羽原子力発電所1～5号炉には21名の運転員が当直業務を行っており、発電所に緊急時態勢が発令された場合、必要に応じて速やかに各号炉の使用済燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施することにより、複数号炉の同時被災の場合にも適切に対応できる。具体的には、使用済燃料プール水位の監視を実施するとともに、スロッシングや使用済燃料プールの損傷による水位低下に対し、常設設備等を使用した冷却水補給操作等の必要な措置を実施する。[使用済燃料プールへ注水する操作については、復旧班\(1～5号炉\)が当たる。](#)

また、使用済燃料プールのライナーが損傷し、ライナードレン集合部分においても破断した場合、使用済燃料プールから大量の冷却水漏えいが発生するが、1～5号炉は3年以上運転を停止しており、炉心から使用済燃料プールへ取り出された燃料の崩壊熱は十分に低いことから直ちに使用済燃料プールに貯蔵している燃料の著しい損傷により放射性物質が放出されるおそれはない。このため、発電所外から参集要員が参集した時点で1～5号炉の使用済燃料プールへ注水する操作の対応に当たることとする。

(2) 発電所に常駐している緊急時対策要員(運転員除く)

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)には、発電所内に常駐している緊急時対策所にて対応を行う要員28名(意思決定・指揮を行う要員5名、実施

組織として現場対応を行う要員 12 名，技術支援組織として情報収集・計画立案を行う要員 5 名，運営支援組織として対外対応を行う要員 4 名及びロジスティック・リソース管理を行う要員 2 名)，現場で対応を行う復旧班要員 14 名（電源隊 6 名，送水隊 2 名，注水隊 4 名，給油隊 2 名）及び放射線測定等を行う保安班要員 2 名の合計 44 名を非常召集し，発電所対策本部の初動体制を確立するとともに，各要員は任務に応じた対応を行う。

なお，緊急時対策要員は合計 44 名が発電所内に常駐しており，重大事故時においても，中長期での緊急時対策所や現場での対応に支障が出ることがないよう，緊急時対策要員は交替で対応可能な人員を確保していること，及び重大事故等の対応に当たっては作業ごとに対応可能な要員を確保し，対応する手順において役割と分担を明確化していること，また，作業に当たり被ばく線量が集中しないよう配慮する運用としていることから，特定の現場要員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

自衛消防隊（消防車隊）6 名については，24 時間常駐しており，火災発生時に速やかに火災現場へ出動する。

緊急時対策要員の常駐場所と参集方法については別紙に示す。

(3) 発電所外から発電所に参集する緊急時対策要員

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合に，発電所外にいる緊急時対策要員を速やかに非常召集するため，「自動呼出・安否確認システム」，「通信連絡手段」等を活用し，要員の非常召集を行う。

新潟県内で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には，非常召集連絡がなくても自発的に発電所に参集する。

地震等により家族，自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は，家族の身の安全を確保した上で参集する。

参集場所は，基本的には柏崎エネルギーホール又は刈羽寮とするが，発電所の状況が入手できる場合は，直接発電所へ参集可能とする。

柏崎エネルギーホール又は刈羽寮に参集した要員は，発電所対策本部と非常召集に係る以下の確認，調整を行い，発電所に集団で移動する。

- ① 発電所の状況，召集人数，必要な装備（放射線防護服，マスク，線量計を含む）
- ② 召集した要員の確認（人数，体調等）
- ③ 持参品（通信連絡設備，懐中電灯等）
- ④ 天候，災害情報（道路状況含む）等
- ⑤ 参集手段（徒歩，自動車等），参集予定時刻

⑥参集場所

(4)非常召集となる要員

発電所対策本部（全体体制）については、発電所員約1,150名のうち、約890名（平成28年12月現在）が柏崎市又は刈羽村に在住しており、数時間で相当数の要員の非常召集が可能である。

以上のように、様々な事態を想定して重大事故等対策に係る緊急時対策要員を確保する方針としていることから、必要な要員は確保できるものと考えているが、大規模損壊においては、不測の事態が発生することも考えられ、限られた人的資源により対応が必要となる場合も想定される。

この場合、原子力防災管理者は、プラント情報を基に放射性物質の放出低減の観点で最も優先すべき対応を決定し、その対応に必要な要員を重点的に割り当てる。そのため、要員の多様化を図る。また、事故進展は時々刻々と変化することを認識し、各プラントの状況を常に確認しつつ、必要な対応を適切に行うよう努める。

緊急時対策要員の常駐場所と参集方法

大規模損壊発生時における緊急時対策要員の動きについては以下のとおり。

- 平日勤務時間中、夜間及び休日いずれの場合においても、緊急時対策所で初動態勢時に対応する要員は、対応者（執務できない場合の交替者を含む）を明確にしたうえで、5号炉定検事務室又はその近傍、及びその他5号炉原子炉建屋緊急時対策所へのアクセス性を考慮した場所の建屋内又はその近傍で分散して執務若しくは宿泊することとし、非常召集時は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する。
- 自衛消防隊については、自衛消防隊詰め所に24時間常駐しており、火災発生時に速やかに火災現場へ出動する。

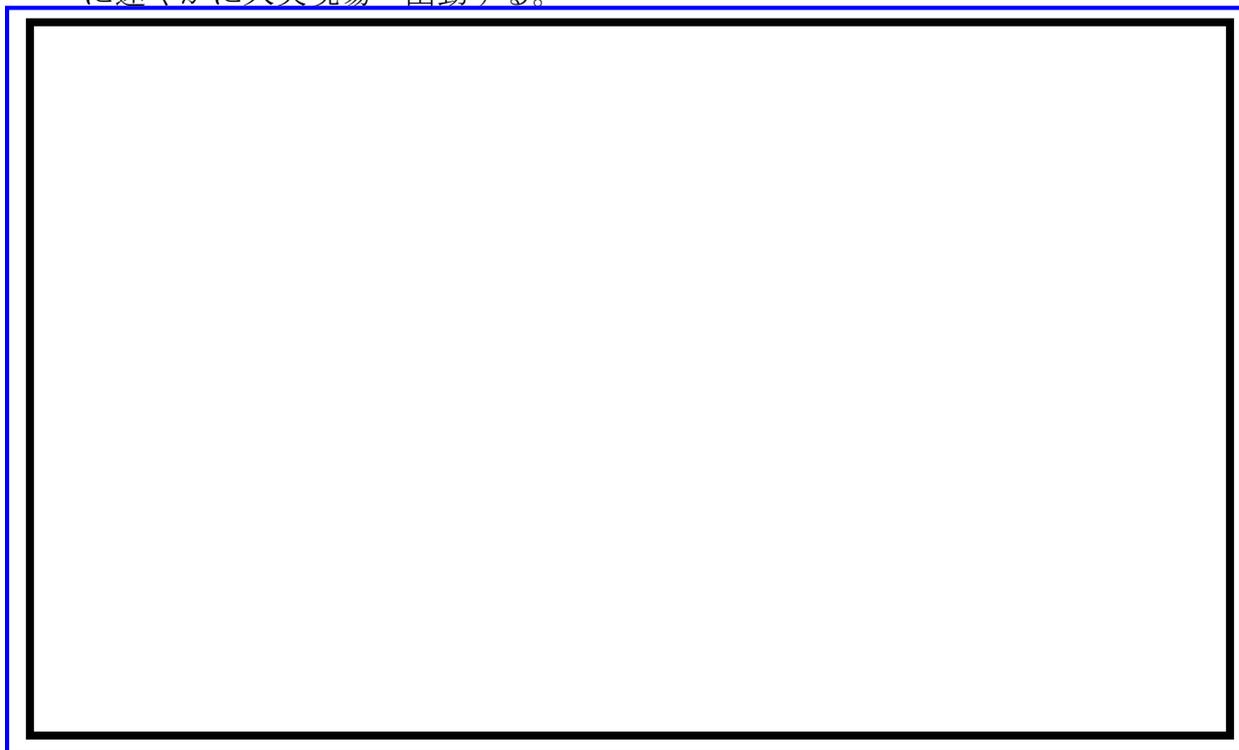


図1 事務本館，緊急時対策所等の位置関係

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練内容について

重大事故等に対処する要員（緊急時対策要員，運転員及び自衛消防隊全体をいう。）は，常日頃から重大事故等発生時の対応のための教育及び訓練を実施することにより，事故対応に必要な力量の習得を行い，当該事故等発生時においても的確な判断のもと，平常心をもって適切な対応操作が行えるように準備している。

1. 運転員の教育及び訓練（表 1, 4, 5 参照）

運転員に対する教育及び訓練については，机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため，重大事故時の物理挙動やプラント挙動等の教育を実施する。また，知識の向上と実効性を確認するため，自社のシミュレータ又はBWR運転訓練センターにてシミュレーション可能な範囲において，対応操作訓練を実施する。

また，運転員は，通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき，設備の巡視点検，定例試験及び運転に必要な操作を行うことにより，普段から，設備についての習熟を図る。

2. 実施組織（運転員を除く）に対する教育及び訓練（表2, 4, 5参照）

実施組織（運転員を除く）の重大事故等に対処する要員に対する教育及び訓練については，机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため，役割に応じてアクシデントマネジメントの概要について教育するとともに，重大事故時の物理挙動やプラント挙動等の教育を実施する。

また，発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に，手順や資機材の取り扱い方法等の個別訓練を，年1回以上実施する。

実施組織のうち保全部員は，技能訓練施設にてポンプ，弁設備の分解点検，調整，部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに，設備の点検においては，保守実施方法をまとめた社内マニュアルに基づき，現場に立ち，巡視点検，分解機器の状況確認，組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに，施工要領書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を行うことにより，普段から，設備についての習熟を図る。

3. 支援組織に対する教育及び訓練（表3, 4参照）

支援組織に対する教育及び訓練については、机上教育にて支援組織の位置付け、実施組織との連携及び資機材等に関する教育に加え、役割に応じた個別訓練を実施する。

また、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための総合訓練を年1回以上実施する。

これらの重大事故等対策訓練については、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解（作業の目的、事故シーケンスとの関係等）や資機材の取り扱い方法等の習得を図るため個別訓練等を年1回以上実施する。

さらに、訓練においては、悪条件（高線量下、夜間、悪天候（降雨、降雪、強風等）及び照明機能低下等）を想定し、必要な防護具等を着用した訓練も実施する。

なお、重大事故等対策に使用する資機材及び手順書については、担当箇所にて適切に管理しており、訓練の実施に当たっては、これらの資機材及び手順書を用いて実施し、訓練より得られた改善点を適宜反映する。

表1 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）（1/2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
異常時対応訓練 (指揮, 状況判断)	異常時に指揮者として適切な指揮, 状況判断ができるよう, 異常時操作の対応(判断・指揮命令)及び, 警報発生時の監視項目について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> ・異常時操作の対応(判断, 指揮命令含む) ・警報発生時の監視項目 	当直長, 当直副長	3年間で30時間以上 (他の項目も含む)
異常時対応訓練 (中央制御室内対応)	異常時に中央制御室において適切な処置がとれるように, 警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する。役割に応じた活動に要する資機材等に関する知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の起動停止に関する操作と監視項目 ・各設備の運転操作と監視項目 ・警報発生時の対応操作(中央制御室) ・異常時操作の対応(中央制御室) 	当直長, 当直副長, 当直主任, 当直副主任, 主機操作員	
異常時対応訓練 (現場機器対応)	異常時に現場において適切な処置がとれるように, 警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の起動停止の概要 ・各設備の運転操作の概要(現場操作) ・警報発生時の対応操作(現場操作) ・異常時操作の対応(現場操作) 	当直長, 当直副長, 当直主任, 当直副主任, 主機操作員, 補機操作員	
シミュレータ訓練Ⅰ (連携訓練)	異常事象対応時(設計基準外事象含む)の連携措置の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・運転操作の連携訓練 【重大事故等の対応を含む】※ 	当直長, 当直副長, 当直主任, 当直副主任, 主機操作員, 補機操作員	3年間で15時間以上
シミュレータ訓練Ⅱ	警報発生時及び異常事象時(設計基準外事象含む)対応の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・起動停止・異常時・警報発生時対応訓練 【重大事故等の対応を含む】※ 	当直主任, 当直副主任, 主機操作員	3年間で9時間以上
シミュレータ訓練Ⅲ	警報発生時及び異常事象時(設計基準外事象含む)対応の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・起動停止, 異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練 【重大事故等の対応を含む】※ 	当直長, 当直副長	3年間で9時間以上

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した内容

表 1 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）（2/2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
アクシデントマネジメント教育(基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要 ※ 	当直長，当直副長， 当直主任， 当直副主任，主機操作員，補機操作員	1回/年
アクシデントマネジメント教育(応用的知識)	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	当直長，当直副長	1回/年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）※ 	実施組織 (役割に応じた項目)	1回/年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表 2 重大事故等対策に関する教育（実施組織（運転員を除く）の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
アクシデントマネジメント教育(基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要 ※ 	実施組織	1回/年
アクシデントマネジメント教育(応用的知識)	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	実施組織 (統括，班長)	1回/年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）※ 	実施組織 (役割に応じた項目)	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応，各機能や組織間の連携等，組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・各機能班の活動 ・各機能班の連携 ・本部の意思決定 ・本社本部との連携 <p>【重大事故等を想定し，上記を実施】※</p>	緊急時対策要員	1回/年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表 3 重大事故等対策に関する教育（支援組織の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
アクシデントマネジメント教育（基礎的知識）	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要 ※ 	技術支援組織， 運営支援組織（広報班， 立地班，通報班）	1回/年
アクシデントマネジメント教育（応用的知識）	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	技術支援組織 （統括，班長，要員（計画班））	1回/年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）※ 	技術支援組織，運営支援組織 （役割に応じた項目）	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応，各機能や組織間の連携等，組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・各機能班の活動 ・各機能班の連携 ・本部の意思決定 ・本社本部との連携 <p>【重大事故等を想定し，上記を実施】※</p>	緊急時対策要員	1回/年
その他訓練	あらかじめ定められた機能を発揮できるようにするために資機材操作を含めて行い，機能毎の対応能力向上を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・通報訓練 ・モニタリング訓練 ・避難誘導訓練 ・緊急時被ばく医療訓練 	該当者	1回/年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

表 4 重大事故等対策に関する訓練(1/6)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
電源確保	GTG による給電	○多様なハザード対応手順 ・「第二 GTG による緊急用 M/C 受電」	復旧班員	・GTG 車操作訓練:2回/年 ・緊急用 M/C 受電訓練:1回/年
	電源車による給電	○多様なハザード対応手順 ①「電源車による緊急用 M/C 受電」 ②「電源車による P/C 6C-1 及び P/C 6D-1 受電」 「電源車による P/C 7C-1 及び P/C 7D-1 受電」	復旧班員	①②電源車操作訓練:2回/年 ①緊急用 M/C 受電訓練:1回/年 ②P/C 受電訓練:2回/年 ①②ケーブル接続訓練:2回/年
	緊急用 M/C からの受電	○AM 設備別操作手順書 ・「緊急用 M/C から M/C 7C・7D への電路構成」	運転員	・緊急用 M/C から M/C 7C・7D への電路構成:1回/年
	号機間融通	○事故時運転操作手順書(EOP) ・「D/G による緊急用 M/C への受電」	運転員	・D/G による緊急用 M/C への受電:1回/年
		○多様なハザード対応手順 ・「各号炉 D/G(A)(B)による緊急用 M/C 受電から各号機への送電」	復旧班員	・緊急用 M/C 受電訓練:1回/年
GTG, 電源車への燃料補給	○多様なハザード対応手順 ①「非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリーへの給油」 ②「タンクローリーから各機器等への給油」	復旧班員	①非常用 D/G 軽油タンクからの補給訓練:2回/年 ②軽油地下タンクからの補給訓練:2回/年	

表 4 重大事故等対策に関する訓練(2/6)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
炉心損傷 緩和	高圧の原子炉への注入操作	○AM 設備別操作手順書 ①「HPAC 現場起動」 ②「RCIC現場起動」 ③「HPCF緊急注水」 ④「CRDによる原子炉注水」 ⑤「SLCポンプによる原子炉注水」	運転員	①HPAC現場起動:1回/年 ②RCIC現場起動:1回/年 ③HPCF緊急注水:1回/年 ④CRDによる原子炉注水:1回/年 ⑤SLCポンプによる原子炉注水:1回/年
	原子炉の減圧	○AM 設備別操作手順書 ①「SRV駆動源確保」 ②「バッテリーによるSRV開放(多重伝送盤)」	運転員	①SRV駆動源確保:1回/年 ②バッテリーによるSRV開放(多重伝送盤):1回/年
	低圧の原子炉への注入操作	○AM 設備別操作手順書 ①「RHRによる原子炉注水」 ②「MUWCによる原子炉注水」 ③「消火ポンプによる原子炉注水」 ④「消防車による原子炉注水」	運転員	①RHRによる原子炉注水:1回/年 ②MUWCによる原子炉注水:1回/年 ③消火ポンプによる原子炉注水:1回/年 ④消防車による原子炉注水:1回/年
		○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水訓練:1回/年 ・消防車による連結送水訓練:2回/年
	最終ヒートシンクへの熱輸送	○AM 設備別操作手順書 ①「RHRによる原子炉除熱」 ②代替Hxによる補機冷却水確保	運転員	①RHRによる原子炉除熱:1回/年 ②代替Hxによる補機冷却水確保:1回/年
		○多様なハザード対応手順 ①「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」 ②「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 ③「大容量送水車による補機冷却水確保」	復旧班員	①②③代替 Hx による補機冷却水確保訓練(下記訓練の総称) ・資機材移動・配置訓練:1回/年 ・代替 Hx 車移動訓練:1回/年 ・ホース接続訓練:1回/年 ・ケーブル接続訓練:1回/年 ・代替 RSW ポンプ設置訓練:1回/年 ・電源車訓練:2回/年

表 4 重大事故等対策に関する訓練(3/6)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
格納容器 破損防止	格納容器内の冷却・減圧	○AM 設備別操作手順書 ①「MUWC による PCV スプレイ」 ②「消火ポンプによるPCVスプレイ」 ③「消防車によるPCVスプレイ」 ④「PCVベント(フィルタベント使用)」 ⑤「PCVベント(耐圧強化ライン使用)」 ⑥「PCVベント弁駆動源確保[予備ポンペ]」	運転員	①MUWC による PCV スプレイ:1回/年 ②消火ポンプによるPCVスプレイ:1回/年 ③消防車によるPCVスプレイ:1回/年 ④PCVベント(フィルタベント使用):1回/年 ⑤PCVベント(耐圧強化ライン使用):1回/年 ⑥PCVベント弁駆動源確保[予備ポンペ]:1回/年
		○多様なハザード対応手順 ①「フィルタベント水位調整(水張り)」 ②「フィルタベント水位調整(水抜き)」 ③「フィルタベント停止後の N ₂ パージ手順」	復旧班員	①消防車による注水訓練:1回/年 ①消防車による連結送水訓練:2回/年 ②フィルタベント数調整:1回/年 ③フィルタベント N ₂ パージ:1回/年
	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	○多様なハザード対応手順 ①「消防車による送水」 ②「水素対策(トップベント)」	復旧班員	①消防車による注水:1回/年 ①消防車による連結送水:2回/年 ②トップベント設備他開放訓練:2回/年
使用済燃料 プール水位 維持及び燃 料損傷緩和	使用済燃料プールへの注水	○事故時運転操作手順書(EOP) ①「RHR による SFP 注水」 ②「SPCU による SFP 注水」 ③「MUWC による SFP 注水」 ④「消火ポンプによる SFP 注水」 ⑤「消防車による SFP 注水」	運転員	①RHRによる SFP 注水:1回/年 ②SPCUによる SFP 注水:1回/年 ③MUWC による SFP 注水:1回/年 ④消火ポンプによる SFP 注水:1回/年 ⑤消防車による SFP 注水:1回/年
		○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1回/年 ・消防車による連結送水:2回/年
	使用済燃料プールへのスプレイ	○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水:1回/年 ・消防車による連結送水:2回/年

表 4 重大事故等対策に関する訓練(4/6)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
放射性物質 放出緩和	発電所外への放射性物質 の拡散抑制	○多様なハザード対応手順 ①「大容量放水車及び放水砲による大気への拡散抑制」 ②「汚濁防止膜による海洋への拡散抑制」 ③「放射性物質吸着材による海洋への拡散抑制」	復旧班員	①大容量送水設備:1回/年 ②シルトフェンス運搬訓練:1回/年 ②シルトフェンス組み立て・送り出し・展開訓練:1回/年 ③放射性物質吸着材設置訓練:1回/年
		○多様なハザード対応手順書 ①「初期対応における延焼防止処置」 ②「航空機燃料火災への対応」	自衛消防隊	①消防車操法訓練:1回/年 ②高所放水車連結訓練:1回/年
水源確保	防火水槽への補給	○多様なハザード対応手順 ①「貯水池から大湊側防火水槽への補給」 ②「大湊側淡水タンクから防火水槽への補給」 ③「海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給」 ④「消防車による防火水槽への海水補給」	復旧班員	①②貯水池から大湊側への送水訓練【日勤対応時】:1回/年 ①②貯水池から大湊側への送水訓練【宿直対応時】:1回/年 ①②貯水池から大湊側及び荒浜側への送水訓練【送水ホース交換】:1回/年 ③代替 Hx による補機冷却水確保訓練に網羅される ④消防車による注水訓練:1回/年 ④消防車による連結送水訓練:2回/年
	送水	○多様なハザード対応手順 ・「消防車による送水」	復旧班員	・消防車による注水訓練:1回/年 ・消防車による連結送水訓練:2回/年
	CSPへの補給	○多様なハザード対応手順 ①「消防車による CSP への補給(淡水/海水)」 ②「大湊側純水移送ポンプ電源確保」	復旧班員	①消防車による注水訓練:1回/年 ①消防車による連結送水訓練:2回/年 ②エンジン発電機移動訓練:1回/年 ②CVケーブル接続訓練:1回/年

※ショベルカーは自主対策設備

表 4 重大事故等対策に関する訓練(5/6)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
その他対策	アクセスルートの確保	○多様なハザード対応手順 ①「状況確認とアクセスルート確保」 ②「段差復旧・陥没箇所復旧」 ③「瓦礫除去」	復旧班員	①②③瓦礫撤去範囲重機走行(ホイールローダ):1回/月 ①②③瓦礫撤去(ホイールローダ):1回/月 ①②③道路差復旧(ホイールローダ):1回/月 ①②③瓦礫撤去(ショベルカー*):1回/月
	事故時の計装	○多様なハザード対応手順 ・「重要監視計器復旧」	復旧班員	・SFP水位計及び監視パラメータのデジタルレコーダへの接続訓練:2回/年
	中央制御室の居住性の確保	○AM 設備別操作手順書 ・「中央制御室待避室陽圧化」	運転員	・中央制御室待避室陽圧化:1回/年
		○保安班運用ガイド ・「緊急時出入管理所の設営」	保安班員	・緊急時対策所チェン징ングプレース設営訓練:1回/年
	緊急時対策所の居住性の確保	○保安班運用ガイド ①「チェン징ングエリアの設営」 ②「可搬空調の設置」	保安班員	①緊急時対策所チェン징ングプレース設営訓練:1回/年 ②可搬型空調の設置訓練:1回/年
		○総務班運用ガイド ①「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」	総務班員	①緊急時対策所機能移設訓練:1回/年 ②酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順訓練:1回/年
		○号機班運用ガイド ・「プラント状況収集・共有手順」	号機班員	・パラメータ状況収集・共有訓練:1回/年

※ショベルカーは自主対策設備

表 4 重大事故等対策に関する訓練(6/6)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	個別訓練名称及び頻度
その他対策	緊急時対策所の居住性の確保	<ul style="list-style-type: none"> ○多様なハザード対応手順 ①「非常用D/G軽油タンクからタンクローリーへの給油」 ②「タンクローリーから各機器等への給油」 ③「免震重要棟ガスタービン発電機燃料給油手順」 ④「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬式発電機起動手順」 ⑤「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬式発電機の切替手順」 ⑥「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬式発電機燃料タンクへの燃料給油手順」 	復旧班員	<ul style="list-style-type: none"> ①③⑥非常用D/G軽油タンクからの補給訓練:2回/年 ②③⑥軽油地下タンクからの補給訓練:2回/年 ④⑤可搬式発電機操作訓練:1回/年
	環境モニタリング	<ul style="list-style-type: none"> ○保安班運用ガイド ①「緊急時構内モニタリング」 ②「小型船舶による海上モニタリング」 ③「モニタリングポストの電源確保」 	保安班員	<ul style="list-style-type: none"> ①緊急時構内モニタリング代替測定訓練:1回/年 ②小型船舶による海上モニタリング訓練:1回/年 ①③放射性物質の濃度測定及び放射線量の測定訓練:1回/年
	気象条件の測定	<ul style="list-style-type: none"> ○保安班運用ガイド ・「可搬型気象観測装置測定」 	保安班員	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型気象観測設備取扱訓練:1回/年

表5 プラント設備への習熟のための保守点検活動

対象者	主な活動	保守点検活動の内容（例）	社内マニュアル
入社1年目 原子力技術系社員 （全員）	現場実習	<ul style="list-style-type: none"> 入社後、原子力発電所の基礎知識を約1ヶ月半学んだ後、発電所の当直にて、3ヶ月間現場実習を受ける。現場を中心に巡視点検（実習）、系統・設備の現場トレース、運転操作OJT等を受け、現場設備に習熟している。その後、引き続き当直業務に就く場合と、保守等の業務に就く場合があり、各職場で現場業務を実施。 	教育及び訓練基本マニュアル
運転員	巡視点検	<ul style="list-style-type: none"> 巡視点検を1回以上／直で実施。 必要により簡易な保守を実施。 	運転管理基本マニュアル
	運転操作	<ul style="list-style-type: none"> プラント起動又は停止時の運転操作及び機器の状態確認 非常用炉心冷却設備等の定期的な起動試験に係る運転操作及び機器の状態確認 	運転管理基本マニュアル
保全員	保守管理	<ul style="list-style-type: none"> 設備ごとに担当者を定め、プラント運転中の定期的な巡視、及びプラント起動停止時や試運転時に立会い、異常有無等の状態を確認。 設備不具合時等に設備の状況を把握し、原因の特定及び復旧方針を策定。デジタル制御装置については、不具合基板を特定し基板取替作業を実施。 	保守管理基本マニュアル
	工事管理 （調達管理）	<ul style="list-style-type: none"> 各設備の定期的な保守点検工事、あるいは修繕工事等において、当社立会のホールドポイントを定めて、設備毎の担当者が分解点検等の現場に立会い、設備の健全性確認を行うとともに、作業の安全管理等を実施。 	保守管理基本マニュアル 調達管理基本マニュアル
	教育訓練	<ul style="list-style-type: none"> 保全部配属後、技能訓練施設において、基本的な設備（制御弁、ポンプ、モータ、手動弁、遮断器、検出器、伝送器、制御器等）の分解点検や組立て及び点検調整等の実習トレーニングを行い、現場技能を習得している。 また、OJTを主体に専門知識の習得を図ることで、技術に堪能な人材を早期に育成している。 	教育及び訓練基本マニュアル

現場要員の多能化について

緊急時対策要員については、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。

常時確保する緊急時対策要員（現場部隊）の部隊別要員数と対応可能とする現場作業を表1に記す。現場要員は、所属する部隊の主たる業務だけでなく、その他付与する業務についても教育・訓練を受ける。

表1 緊急時対策要員（現場部隊）の部隊別要員数と対応可能とする現場作業

	常時確保する現場要員数	対応可能とする現場作業				
		注水	送水	電源	瓦礫撤去	給油
注水隊**	2名	◎	—	—	—	—
	2名	◎	○	—	○[監視]	○
送水隊**	2名	○	◎	—	○[監視]	—
電源隊**	6名	—	○	◎	○[監視]	—
瓦礫隊	2名	○	○	—	◎	○

【凡例】◎：主たる業務，○：その他付与する業務，

○[監視]：瓦礫撤去の安全監視員，—：対象外

※ 注水隊，送水隊，電源隊の合計12名のうちの少なくとも1名は，瓦礫撤去作業（重機作業）の力量を有する要員を割り当てる。

表1のとおり，各現場部隊に対し，対応可能とする現場作業を予め定めることで，万一要員の損耗が発生した場合においても，損耗した要員が担っていた業務を代替できる力量を有する要員を割り当てることが可能となり，各現場作業を継続して実施できる。なお，代替できる要員がいずれも作業中である場合，単一号炉の被災時は当該号炉の号機統括の判断に基づき，複数号炉間での判断が必要な場合は本部長の判断に基づき優先度の高い作業より順次実施する。

また，電源隊については他の部隊が対応可能となるようにしていないが，重大事故等時における初動で必要となるガスタービン発電機の起動及び監視の対応では，2名を確保することで対処が可能であり，万一電源隊の要員の損耗が発生した場合においても，残りの電源隊の要員で初動対応は可能である。

給油活動が開始されるのは、給油対象となる可搬型設備の設置が概ね完了した後であり、常時確保要員数に余裕のある状態となっている可能性が高いと考えられるが、本件等で実施したケーススタディにおいて、給油活動において要員の損耗が発生しても、代替要員は確保でき給油活動を継続できることを確認した。