

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1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

重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対処に係る基本方針

【要求事項】

発電用原子炉施設において、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しく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ける当該事故等に対処するために必要な体制の整備に関し、原子炉等規制法第43条の3の24第1項の規定に基づく保安規定等において、以下の項目が規定される方針であることを確認すること。

なお、申請内容の一部が本要求事項に適合しない場合であっても、その理由が妥当なものであれば、これを排除するものではない。

【要求事項の解釈】

要求事項の規定については、以下のとおり解釈する。

なお、本項においては、要求事項を満たすために必要な措置のうち、手順等の整備が中心となるものを例示したものである。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は、以下の解釈において規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等についても当然含まれるものであり、これらを含めて手順書等が適切に整備されなければならない。

また、以下の要求事項を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、要求事項に照らして十分な保安水準が達成できる技術的根拠があれば、要求事項に適合するものと判断する。

福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しく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ける以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。

「1. 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「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」の「2. 1 可搬型設備等による対応」は「1. 重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模な損壊が発生した場合の様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処しえる体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮し、適切に整備する。整備する手順書については「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 1.1 から 1.19」にて補足する。

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

< 目 次 >

1. 0. 1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方	1. 0-1
(1) 重大事故等対処設備に係る事項	1. 0-1
a. 切り替えの容易性	1. 0-1
b. アクセスルートの確保	1. 0-1
(2) 復旧作業に係る事項	1. 0-1
a. 予備品等の確保	1. 0-1
b. 保管場所	1. 0-2
c. アクセスルートの確保	1. 0-2
(3) 支援に係る事項	1. 0-2
(4) 手順書の整備, 教育・訓練の実施及び体制の整備	1. 0-2
a. 手順書の整備	1. 0-2
b. 教育及び訓練の実施	1. 0-3
c. 体制の整備	1. 0-3
1. 0. 2 共通事項	1. 0-5
(1) 重大事故等対処設備に係る事項	1. 0-5
a. 切り替えの容易性	1. 0-5
b. アクセスルートの確保	1. 0-5
(2) 復旧作業に係る事項	1. 0-9
a. 予備品等の確保	1. 0-9
b. 保管場所	1. 0-10
c. アクセスルートの確保	1. 0-10
(3) 支援に係る事項	1. 0-11
(4) 手順書の整備, 教育及び訓練の実施並びに体制の整備	1. 0-14
a. 手順書の整備	1. 0-14
b. 教育及び訓練の実施	1. 0-18
c. 体制の整備	1. 0-23

< 添付資料 目次 >

- 添付資料 1.0.1 本来の用途以外の用途として使用する重大事故等に対処するための設備に係る切り替えの容易性について
- 添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて
- 添付資料 1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について
- 添付資料 1.0.4 外部からの支援について
- 添付資料 1.0.5 重大事故等への対応に係る文書体系
- 添付資料 1.0.6 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について
- 添付資料 1.0.7 有効性評価における重大事故対応時の手順について
- 添付資料 1.0.8 大津波警報発令時の原子炉停止操作等について
- 添付資料 1.0.9 重大事故等の対処に係る教育及び訓練について
- 添付資料 1.0.10 重大事故等発生時の体制について
- 添付資料 1.0.11 重大事故等発生時の発電用原子炉主任技術者の役割について
- 添付資料 1.0.12 福島第一原子力発電所の事故教訓を踏まえた対応について
- 添付資料 1.0.13 緊急時対策要員の作業時における装備について
- 添付資料 1.0.14 技術的能力対応手段と有効性評価比較表
技術的能力対応手段と運転手順等比較表
- 添付資料 1.0.15 格納容器の長期にわたる状態維持に係る体制の整備について
- 添付資料 1.0.16 重大事故等発生時における停止号炉の影響について

下線部：今回ご提出資料

1. 0. 1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

a. 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備については、通常時に使用する系統から弁操作等により速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に実行できるよう訓練を実施する。

b. アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、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保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）、溢水及び火災を想定しても運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

(2) 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

a. 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。

- ・ 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する

また、予備品への取替えのために必要な資機材等を確保する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、ガレキ撤去等のためのホイールローダ、夜間の対応を想定した可搬型照明設備及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

b. 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。

c. アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を実施する。

アクセスルートは、自然現象、人為事象、溢水及び火災を想定しても設備の復旧作業に支障がないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

(3) 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所構内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品、燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。

また、関係機関等とあらかじめ協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、重大事故等発生時の支援の協定を締結し、事故等発生後6日後までに発電所を支援できる体制を整備する。

(4) 手順書の整備、教育・訓練の実施及び体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊（以下、「重大事故等に対処する要員」という。）を確保する等の必要な体制を整備する。

a. 手順書の整備

重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確

かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

また、手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下、「運転操作手順書」という。）、緊急時対策要員が使用する手順書（以下、「緊急時対策本部用手順書」という。）を整備する。

b. 教育及び訓練の実施

重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等発生時において、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、教育及び訓練を計画的に実施する。

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、重大事故等に対処する要員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重大事故等に対処する要員の力量の維持及び向上を図る。

c. 体制の整備

発電所において重大事故等対策の実施が必要な状況となった場合には、事象に応じて、所長（原子力防災管理者）は原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令し、所長（原子力防災管理者）を本部長とする原子力警戒態勢又は緊急時対策本部（以下、「発電所対策本部」という。）を設置するとともに、重大事故等対策を実施する。

発電所対策本部は、重大事故等対策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、効果的な重大事故等対策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防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故対策に対応できる体制とする。さらに、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うことができるよう、発電所内に必要な要員を常時確保する。

6号及び7号炉の発電用原子炉主任技術者は号炉ごとに選任し、独立性を確保して配置し、6号及び7号炉同時被災時には、号炉ごとの保安監督を誠実かつ最優先に行う。また、重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

発電所において原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合には、社長は本社における原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令し、社長を本部長とする本社原子力警戒本部又は本社緊急時対策本部（以下、「本社対策本部」という。）を原子力施設事態即応センターに設置する。本社対策本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大（全社とは、東京電力ホールディングス株式会社及び各事業子会社（東京電力フュエル&パワー株式会社、東京電力パワーグリッド株式会社、東京電力エナジーパ

ートナー株式会社) のことをいい以下同様とする。) での体制とし、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できるよう技術面及び運用面で支援する。また、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本社対策本部が中心となって社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対策を検討できる体制を整備する。

1. 0. 2 共通事項

(1) 重大事故等対処設備

① 切り替えの容易性

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

② アクセスルートの確保

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場又は事業所（以下「工場等」という。）内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用を行う方針であること。

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

a. 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備については、通常時に使用する系統から弁操作等により速やかに切り替えるために、必要な手順等を整備するとともに、確実にできるよう訓練を実施する。

（添付資料 1. 0. 1）

b. アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、アクセスルートは、自然現象、人為事象、溢水及び火災を想定しても運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象に対して地震、津波、風（台

風)、竜巻、積雪、低温、落雷、火山による降灰、森林火災、降水及び生物学的事象を、人為事象に対して、火災・爆発、航空機落下及び有毒ガスを考慮する。また、重大事故等発生時の高線量下環境を考慮する。

想定される自然現象のうち、落雷及び生物学的事象については、直接の影響はない。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る。また、屋外の可搬型重大事故等対処設備は防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。

(a) 屋外アクセスルート

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水箇所の状況確認、ホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて、軽油タンク、常設代替交流電源設備、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響(周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、不等沈下)、風(台風)及び竜巻による飛来物、積雪、火山による降灰を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを保管、使用し、それを運転できる緊急時対策要員を確保する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確認する。

津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確認する。

屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち森林火災、人為事象のうち火災・爆発、航空機落下及び有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。

屋外アクセスルートの周辺構造物等の損壊による障害物については、ホイールローダによる撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊や道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

不等沈下による通行に支障がある段差の発生が想定される箇所においては、迂回する又は碎石による段差解消対策により通行性を確保する。

アクセスルート上の風(台風)及び竜巻による飛来物、積雪、火山による降灰については、ホイールローダによる撤去を行う。なお、想定を上回る積雪、火山によ

る降灰が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、低温及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備するとともに、車両については走行可能なタイヤの装着により通行性を確保する。

屋外アクセスルートでの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物・危険物管理）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堰の設置）については、「火災防護計画」に定める。

屋外アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明装置を配備する。また、現場との通信連絡手段を確保する。

柏崎刈羽原子力発電所の免震重要棟内緊急時対策所は6号及び7号炉との距離が長く、緊急時対策要員にとって免震重要棟内緊急時対策所から現場まで移動距離があるという発電所特有の特徴がある。

免震重要棟内緊急時対策所と6号及び7号炉の距離がある点について、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が免震重要棟内緊急時対策所にとどまる点に着目すると放射線被ばく上有効であるが、移動に車両が使用できない場合、要員の現場への移動や現場からの待避に時間がかかることになる。このため、重大事故等対処時において、万一、気象状況の急変、爆発等の不測の事態が発生した場合に現場要員が待避できるよう、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所若しくは6号及び7号炉近傍に複数の一時待避場所（5号炉海水熱交換器建屋、大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ建屋、地下電気洞道（大湊側）、大湊側出入管理建屋）を設定することで現場要員の安全性向上を図る。なお、現場要員は、車両により免震重要棟内緊急時対策所へ待避することを基本とするが、徒歩による移動も考慮し、地上での待避と比較し放射線影響に対して一定の効果が期待できる地下電気洞道を使用した徒歩のアクセスルート等、複数のアクセスルートを確保する。

(b) 屋内アクセスルート

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備までのアクセスルートの状況確認を行い、あわせて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他自然現象による影響（風（台風）、竜巻、積雪、低温、落雷、火山による降灰、森林火災、降水、生物学的事象）並びに人為事象（火災・爆発、航空機落下及び有毒ガス）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故等が発生した場合において必要となる現場操作を実施する場所まで外部事象による影響を考慮しても移動可能なルートを選定する。また、地震時に通行が阻害されないように、通行性確保対策として、屋内アクセスルート上の資機材を固縛、転倒防止対策及び火災の発生防止対策により通行に

支障をきたさない措置を講じる。万一、通行が阻害される場合は、迂回する又は乗り越えることで対処する。

機器からの溢水が発生した場合については、適切な防護具を着用することにより、屋内アクセスルートを通行する。

屋内のアクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明設備を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。

(添付資料 1.0.2)

(2) 復旧作業

① 予備品等の確保

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重要安全施設（設置許可基準規則第2条第9号に規定する重要安全施設をいう。）の取替え可能な機器及び部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保する方針であること。

【解釈】

- 1 「適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機及び夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。

② 保管場所

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する方針であること。

③ アクセスルート

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、実効性のある運用管理を行う方針であること。

(2) 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

a. 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・ 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・ 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備

の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。

- ・ 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ、夜間の対応を想定した可搬型照明設備及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

b. 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

(添付資料 1.0.3, 1.0.13)

c. アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

アクセスルートは、自然現象、人為事象、溢水及び火災を想定しても設備の復旧作業に支障がないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する等、「1.0.2(1)b. アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する。

(添付資料 1.0.2, 1.0.3, 1.0.13)

(3) 支援に係る事項

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、工場等内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持できる方針であること。

また、関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定める方針であること。さらに、工場等外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備、予備品及び燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられる方針であること。

(3) 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意する重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

事故発生後7日間以降の事故収束対応を維持するため、事故等発生後6日後までに、あらかじめ選定している候補施設の中から原子力事業所災害対策支援拠点を選定し、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料、資機材等を継続的に支援できる体制を整備する。また、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段、資機材及び燃料を支援できるように、社内で発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（消防車、電源車等）、主要な設備の取替部品、食糧その他の消耗品も含めた資機材、予備品及び燃料等について、事象発生後6日後までに支援できる体制を整備する。

プラントメーカ、協力会社及びその他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備する等協力関係を構築するとともに、あらかじめ協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、重大事故等発生時の支援の協定を締結し、発電所を支援できる体制を整備する。

重大事故等発生後、当社対策本部が発足し、協力体制が整い次第、プラントメーカからは事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援、協力会社からは事故収束及び復旧対策活動に必要な要員等の支援、燃料及び資機材の輸送支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給支援を受けられるように支援計画を定める。なお、資機材等の輸送に関しては、専用の輸送車両を常備した運送会社及びヘリコプター運航会社と協力協定を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき，他の原子力事業者からは，人員の派遣，資機材の貸与，環境放射線モニタリングの支援を受けられるようにする他，原子力緊急事態支援組織からは，被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット及び無線重機等の資機材，並びに資機材を操作する人員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けることができるように支援計画を定める。

(添付資料 1.0.4)

(4) 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ手順書を整備し、訓練を行うとともに人員を確保する等の必要な体制の適切な整備が行われているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 手順書の整備は、以下によること。

a) 発電用原子炉設置者において、全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中において、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要となる情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、まとめる方針であること。

b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。

(ほう酸水注入系（SLCS）、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。)

c) 発電用原子炉設置者において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。

d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。

e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。

f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応(例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作)等ができる手順を整備する方針であること。

(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，手順書を整備し，教育及び訓練を実施するとともに，重大事故等に対処する要員を確保する等の必要な体制を整備する。

a. 手順書の整備

重大事故等発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

また，手順書は使用主体に応じて，運転員が使用する手順書（以下，「運転操作手順書」という。），緊急時対策要員が使用する手順書（以下，「緊急時対策本部用手順書」という。）を整備する。

(a) 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において，限られた時間の中で6号及び7号炉の発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類，その入手の方法及び判断基準を整理し，運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう，パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に整備する。

(b) 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に，最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう，判断基準を明確にした手順を以下のとおり整備する。

原子炉停止機能喪失時においては，迷わずほう酸水注入を行えるよう判断基準を明確にした運転操作手順書を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防止するために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては，設備への悪影響を懸念することなく，迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備する。

原子炉格納容器の破損防止のため、迷わず格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を緊急時対策本部用手順書に整備する。

その他、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に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を緊急時対策本部用手順書に整備する。

- (c) 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先するという共通認識を持って行動できるよう、社長はあらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において、当直副長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転操作手順書に整備する。

重大事故等発生時の発電所緊急時対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所の緊急時対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針にしたがった判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた緊急時対策本部用手順書に整備し、判断基準を明記する。

- (d) 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の運転員と緊急時対策要員が連携し、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書を適切に定める。

運転操作手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。

- ・警報発生時の措置に関する運転操作手順書

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に使用

- ・異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）

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に使用

- ・異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）

事故の起因事象を問わず、異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）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に使用

- ・緊急時における運転操作に関する手順書（シビアアクシデント）

異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）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に使用

運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

異常又は事故の発生時、警報発生時の措置に関する運転操作手順書により初期対応を行う。

事象が進展した場合には、警報発生時の措置に関する運転操作手順書の記載に従い、異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）に移行する。

警報発生時の措置に関する運転操作手順書及び異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）による対応中は、パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、原子炉格納容器の健全性）を常に監視し、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）に移行する。

ただし、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合でも、原子炉スクラム時の確認事項等、異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）に具体的内容を定めている対応については異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）を参照する。

異常又は事故が収束すれば、異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。

異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、緊急時における運転操作に関する手順書（シビアアクシデント）に移行する。

実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気、海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、発電所対策本部及び通信連絡設備に関する手順書を定める。

発電所対策本部は、運転員からの要請あるいは発電所対策本部の判断により、運転員の事故対応の支援を行う。緊急時対策本部用手順書として、事故状況に応じた戦略の検討及び現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

(e) 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に明記する。

重大事故等に対処するために把握することが必要なパラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ（以下、「主要なパラメータ」という。）を、あ

あらかじめ発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に整理する。

整理に当たっては、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認の可否、記録の可否、直流電源喪失時における可搬型計測器による計測可否等の情報を明記する。

重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転操作手順書に整理する。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策要員が運転操作を支援するための参考情報とし、緊急時対策本部用手順書に整理する。

- (f) 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。

台風進路に想定される場合には、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検を強化する手順を整備する。また、竜巻の発生が予想される場合には、車両の退避又は固縛の実施、建屋の水密扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備するとともに、設計基準値を超え、又は設計基準値超えが見込まれると判断した場合、原子炉を停止する手順を整備する。

(添付資料 1.0.5, 1.0.6, 1.0.7, 1.0.8)

【解釈】

2 訓練は、以下によること。

- a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状態に応じた対策が必要であることを踏まえ、その教育訓練等は重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできるものとする方針であること。
- b) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、下記3a)に規定する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演習等を計画する方針であること。
- c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。
- d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。
- e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。

b. 教育及び訓練の実施

重大事故等に対処する要員は、重大事故等発生時において、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、教育及び訓練を計画的に実施する。

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重大事故等に対処する要員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、重大事故等に対処する要員の力量の維持及び向上を図る。

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

- ・ 重大事故等に対処する要員に対し必要な教育及び訓練を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。

- ・ 重大事故等に対処する要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。
- ・ 重大事故等に対処する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。
- ・ 重大事故等対策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、教育及び訓練により効果的かつ確実に実施できることを確認する。
- ・ 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。

重大事故等に対処する要員に対して、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて、的確かつ柔軟に対処できるよう、重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された重大事故等に対処する要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画（P）、実施（D）、評価（C）、改善（A）のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

- (a) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等に対処する要員の役割に応じて、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。

重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、重大事故等に対処する要員の役割に応じた、教育及び訓練を定期的に行う。

- (b) 重大事故等に対処する要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、過酷事故の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

現場作業に当たっている緊急時対策要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

重大事故等発生時のプラント状況の把握,的確な対応操作の選択等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演習等を定期的に計画する。

運転員に対しては,知識の向上と手順書の実効性を確認するため,シミュレータ訓練又は模擬訓練を実施する。シミュレータ訓練は,従来からの設計基準事故等に加え,重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。また,重大事故等が発生したときの対応力を養成するため,手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等,多岐にわたる機器の故障を模擬し,関連パラメータによる事象判断能力,代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また,福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ,監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により,監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練を実施する。

実施組織の緊急時対策要員に対しては,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の習得を図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。個別訓練は,訓練ごとの訓練対象者全員が実際の設備又は訓練設備を操作する訓練を実施する。

実施組織及び支援組織の緊急時対策要員に対しては,各要員の役割に応じて,重大事故等発生時のプラント状況の把握,的確な対応操作の選択,確実な指揮命令の伝達等の一連の発電所対策本部機能,支援組織の位置付け,実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。

- (c) 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために,普段から保守点検活動を社員自らも行って部品交換等の実務経験を積むこと等により,発電用原子炉施設及び予備品等について熟知するため,以下の活動を行う。

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社員自らが行う。

緊急時対策要員は,各役割に応じて,技能訓練施設にてポンプ,弁設備の分解点検,調整,部品交換等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手順書に基づき,現場において,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,作業手順書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らが行う。

重大事故等の対策については,緊急時対策要員が各役割に応じて,可搬型重大事故等対処設備の設置,配管接続,ケーブルの布設接続,放出される放射性物質の濃度・放射線の量の測定及びアクセスルートの確保,その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を社員自らが行う。

(d) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練、夜間及び降雨、降雪並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等、様々な状況を想定し、訓練を実施する。

(e) 重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、資機材等に関する情報及びマニュアルの管理を実施する。

(添付資料 1.0.9, 1.0.12, 1.0.13)

【解釈】

- 3 体制の整備は、以下によること。
- a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。
 - b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。
 - c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。
 - d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。
 - e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。
 - f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。
 - g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。
 - h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。
 - i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。

- j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。
- k) 発電用原子炉設置者において、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であること。

c. 体制の整備

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

- (a) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者等を定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電所において、重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて原子力警戒態勢、第1次緊急時態勢、第2次緊急時態勢を発令し、緊急時対策要員の非常召集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする原子力警戒本部又は緊急時対策本部（以下、「発電所対策本部」という。）を設置して対処する。

所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部の本部長として、発電所対策本部の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針を決定する。

発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である発電所対策本部長（原子力防災管理者）が不在の場合に備え、副原子力防災管理者の中からあらかじめ定めた順位で代行者を指定する。

発電所対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成する。また、発電所対策本部は、通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実施経験を活かし、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した機能班で構成する。

当社は、福島第一原子力発電所の事故から得られた課題から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定め、米国における非常事態対応のために標準化された Incident Command System(ICS)を参考に、重大事故等の中期的な対応が必要となる場合及び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に対応できる原子力防災組織を構築する。

発電所における原子力防災組織は、その基本的な機能として、①意思決定・指

揮，②対外対応，③情報収集・計画立案，④現場対応，⑤ロジスティック・リソース管理を有しており，①の責任者として本部長（所長）が当たり，②～⑤の機能ごとに責任者として「統括」を置いている。

本部長（所長）の権限については，あらかじめ定める手順書に記載された範囲において，②～⑤の各統括に委譲されており，各統括はその範囲内において自律的に活動することができる。

②～⑤の機能を担う必要要員規模は対応すべき事故の様相，また事故の進展や収束の状況により異なるが，ブルーム通過の前・中・後でも要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織設計となっている。

発電用原子炉主任技術者は，重大事故等が発生した場合の発電所対策本部において，その職務に支障をきたすことがないように，独立性を確保する。発電用原子炉主任技術者は，重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ，最優先に行うことを任務とする。また，発電用原子炉主任技術者は，重大事故等対策において，発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は，重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い，発電所対策本部長は，その指示を踏まえ方針を決定する。

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，緊急時対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるよう，通信連絡手段により必要の都度，情報連絡（プラントの状況，対策の状況）を行い，発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき，発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

6号及び7号炉の発電用原子炉主任技術者については，重大事故等の発生連絡を受けた後，速やかに発電所対策本部に駆けつけられるよう，早期に非常召集が可能なエリア（柏崎市若しくは刈羽村）にそれぞれ1名の発電用原子炉主任技術者又は代行者を待機させる。

発電用原子炉主任技術者は，重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって，保安上必要な事項について確認を行う。

- (b) 実施組織は，号機統括を配置し，号機班，当直（運転員），復旧班及び自衛消防隊により構成し，重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

号機統括は，対象号炉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を行う。

号機班は，当直からの重要パラメータ及び常設設備の状況の入手，対策本部へインプット，事故対応手段の選定に関する当直のサポート，当直からの支援要請に関する号機統括への助言を行う。

当直（運転員）は，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を行う。

復旧班は，事故の影響緩和及び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を行う。

自衛消防隊は，火災発生時における消火活動を行う。

(c) 実施組織は，複数号炉において同時に重大事故が発生した場合においても対応できる組織とする。

複数号炉の同時被災時においても，号炉ごとの運転操作指揮を指揮・命令に関して必要な力量を有している※当直副長が行い，号炉ごとに運転操作に係る情報収集や事故対策の検討等を行うことにより，情報の混乱や指揮命令が遅れることのない体制とする。

※「指揮・命令に関して必要な力量を有している」とは，BWR運転訓練センターにおいて，指揮命令，状況判断等について習得する上級初期訓練，及び重大事故等への拡大を防ぐ取り組み，炉心損傷後の対応，状況判断を含む予測について習得するSA（上級）訓練を受講していることを言う。

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。

また，号炉ごとの当直主任及び主機操作員は中央制御室内のプラント操作・監視，現場操作の指示を行い，現場支援担当・当直副主任・補機操作員は2名以上が1組で号炉ごとの現場操作を行う。

発電所対策本部は，複数号炉の同時被災の場合において，情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう，発電所対策本部の本部長が定めた活動方針に従い，号炉ごとに配置された号機統括は，対象号炉の事故影響緩和・拡大防止に関わるプラント運転操作への助言や可搬型設備を用いた対応，不具合設備の復旧等の統括を行う。

複数号炉の同時被災の場合において，必要な緊急時対策要員を発電所内に常時確保することにより，重大事故等対処設備を使用して6号及び7号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに，他号炉の使用済燃料プールの被災対応ができる体制とする。

複数号炉の同時被災の場合において，情報の混乱により通報連絡が遅れることのないよう，通報連絡を行う通報班を設け，原子力災害対策特別措置法に定められた通報連絡先へ円滑に通報連絡を行う体制とする。

6号及び7号炉の同時被災時，あらかじめ定めた手順から逸脱するプラント状態に進展するおそれがある場合又は進展した場合，本部長は計画班による事故進展予測を基に優先号炉を決定する。

発電用原子炉主任技術者は，号炉ごとに選任し，担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより，複数号炉の同時被災を想定した場合においても

指示を的確に実施する。

各号炉の発電用原子炉主任技術者は、複数号炉の同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号炉ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、発電所対策本部から得られた情報に基づき、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

(d) 発電所対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

実施組織に対して技術的助言を行うための技術支援組織は、計画・情報統括を配置し、計画班及び保安班で構成する。

計画・情報統括は、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）を行う。

計画班は、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を行う。

保安班は、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を行う。

実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるための運営支援組織は、対外対応統括及び通報班、立地・広報班、並びに総務統括及び資材班、総務班で構成する。

対外対応統括は、対外対応活動の統括、対外対応情報の収集、本部長へインプットを行う。

通報班は、対外関係機関へ通報・連絡等を行う。

立地・広報班は、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を行う。

総務統括は、発電所対策本部の運営支援の統括を行う。

資材班は、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を行う。

総務班は、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等を行う。

(e) 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（その時点では、公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく特定事象に至る可能性のある事象）においては原子力警戒態勢を、また特定事象又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生した場合においては緊急時態勢を発令し、緊急時対策要員の非常召集、通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し、重大事故等の対策を実施する。

非常召集する要員への連絡については、自動呼出・安否確認システム又は電話を活用する。なお、地震により通信障害等が発生し、自動呼出・安否確認システム又は電話を用いて非常召集連絡ができない場合においても、新潟県内で震度6弱以上の地震の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員のうち緊急時対策所に対応する要員は、免震重要棟内緊急時対策所又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集し、各要員の任務に応じた対応を行う。また、現場の対応を行う要員は、準備が整い次第、各要員の任務に応じた現場対応を行う。

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応するため、発電所内に必要な要員を常時確保する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応する要員は、6号及び7号炉の重大事故等に対処する要員として緊急時対策要員44名、運転員18名、火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊10名（消防隊長1名、消防車隊6名、警備員3名）の合計72名（発電所全体で99名）を発電所内に確保する。また、事象発生10時間を目途として順次参集し、6号及び7号炉の重大事故等に対処する要員として緊急時対策要員106名確保する。

1プラント運転中、1プラント運転停止中^{*}については、運転員を13名とし、また2プラント運転停止中については、運転員を10名とする。緊急時対策要員及び自衛消防隊の人数は原子炉の状態が変わることによる変更はない。

※原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間

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要員を確保する。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、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、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常召集できるように、自動呼出・安否確認システムを用いて定期的に連絡訓練を実施する。

(f) 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班，当直の機能は，上記 (b) 項及び(d) 項のとおり明確にするとともに，責任者として配下の各班の監督責任を有する統括及び対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する。責任者が負傷する等により役割が実行出来ない場合には，同じ機能を担務する下位の職位の要員（副班長等）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とし，具体的な代行者の配置については，上位職の者が決定する。

(g) 重大事故等対策の判断については全て発電所にて行うこととし，発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに，指揮者である発電所対策本部長の所長（原子力防災管理者），統括，班長及び当直副長が欠けた場合に備え，発電所対策本部長の所長（原子力防災管理者），統括，班長及び当直副長の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

発電所対策本部長は，発電所対策本部の統括管理を行い，責任を持って，原子力防災の活動方針の決定を行う。

発電所対策本部長（原子力防災管理者）が欠けた場合は，副原子力防災管理者が，あらかじめ定めた順位に従い代行する。

統括及び班長が欠けた場合は，同じ機能を担務する下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とし，具体的な代行者の配置については上位の職位の要員が決定することをあらかじめ定める。

当直副長が欠けた場合は，当直長が当直副長の職務を兼務することをあらかじめ定める。

(h) 重大事故等に対処する要員が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において，実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために，関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから，以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が，必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（SPDS），発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための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を含む），衛星電話設備及び無線連絡設備を備えた免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を整備する。

実施組織が，中央制御室，免震重要棟内緊急時対策所又は5号炉原子炉建屋内緊

急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型音声呼出電話設備、無線連絡設備及び衛星電話設備を整備する。また、電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるよう可搬型照明設備を整備する。

これらは、重大事故等発生時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設又は設備を使用することによって発電用原子炉の状態を確認し、必要な発電所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等対処のため夜間においても速やかに現場へ移動する。

- (i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本社対策本部、国、関係自治体等の発電所内外の組織への通報連絡を実施できるよう、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の各班の報告をもとに通報班にて一元的に集約管理し、発電所内外で共有するとともに、本社対策本部と発電所対策本部間において、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム(S P D S)等を使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、本社対策本部との情報共有を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本社対策本部で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

- (j) 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において、警戒事象、特定事象又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生した場合、所長(原子力防災管理者)はただちに原子力警戒態勢又は緊急時態勢等を発令するとともに本社原子力運営管理部長へ報告する。

報告を受けた本社原子力運営管理部長はただちに社長に報告し、社長は本社における原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令する。本社原子力運営管理部長から連絡を受けた本社総務班長は、本社における緊急時対策要員を非常召集する。

社長は、本社における原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに本社対策本部を設置し、本社対策本部長としてその職務を行う。社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、本社対策本部の副本部長がその職務を代行する。

本社対策本部長は、本社対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する統括管理を行い、副本部長は本部長を補佐する。本社対策本部の各統括及び各班長は本社対策本部長が行う災害対策活動を補佐する。

本社対策本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制とし、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できるよう技術面及び運用面で支援する。

本社対策本部は、上記(a)項のとおり福島第一原子力発電所の事故から得られた課題から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定めた体制とすることにより、社長を本部長とした指揮命令系統を明確にし、発電所対策本部が重大事故等対策に専念できる体制を整備する。

復旧統括は、発電所復旧活動の支援の統括を行う。

復旧班は、発電所の復旧方法の検討、立案、発電所への助言等を行う。

計画・情報統括は、プラント情報や放射線に関する情報、事故進展評価等の統括を行う。

情報班は、事故状況、対応状況の把握、本社対策本部内での情報共有、一元管理等を行う。

計画班は、事故状況の把握・進展評価、環境への影響評価、発電所の復旧計画の策定支援等を行う。

保安班は、放射性物質の放出量評価、周辺環境への影響の予測・評価、放射線管理用資機材の配備、発電所関係者の線量管理等の支援等を行う。

対外対応統括は、対外対応の統括を行う。

官庁連絡班は、原子力規制庁等の関係官庁への通報連絡、官庁への情報提供と質問対応を行う。

広報班は、広報活動における全店統一方針と戦略の策定、マスコミ対応、お客さまへの広報等を行う。

立地班は、発電所の立地地域対応の支援、自治体・防災センターへの情報提供、自治体・防災センターからの要望対応等を行う。

総務統括は、発電所復旧要員が的確に復旧活動を行うための支援の統括を行う。

通信班は、社内外関係箇所との通信連絡設備について復旧・確保の支援を行う。

総務班は、本社対策本部要員の非常召集、発電所における緊急時対策要員の職場環境の整備、人員輸送手段の確保等を行う。

厚生班は、本社対策本部における食料・被服の調達及び宿泊関係の手配、発電所対策要員の食料、被服の調達支援、宿泊の手配支援、現地医療体制整備支援等を行う。

資材班は、発電所の復旧活動に必要な資機材の調達、適切な箇所への搬送を行う。

支援統括は、発電所の復旧に向けた支援拠点や支援の受入の統括を行う。

後方支援拠点班は、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ・運営、同拠点に

おける社外関係機関（自衛隊、消防、警察等）との情報連絡等を行う。

支援受入調整班は、官庁（自衛隊、消防、警察等）への支援要請、調整の窓口を行う。

電力支援受入班は、事業者間協力協定に基づく他原子力事業者からの支援受入調整、原子力緊急事態支援組織からの支援受入調整等を行う。

本社対策本部長は、発電所における重大事故等対策の実施を支援するために、原子力災害対策特別措置法第 10 条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を本社支援統括に指示する。

本社支援統括は、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。

後方支援拠点班長は、原子力事業所災害対策支援拠点へ必要な要員を派遣するとともに、拠点を運営し、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料及び資機材等の支援を実施する。

電力支援受入班長は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ必要に応じて応援を要請し、支援が受けられる体制を整備する。

(k) 本社対策本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて、重大事故等の拡大防止を図り、特に中長期の対応について発電所対策本部の活動を支援することを役割としている。このため、例えば外部電源喪失時は工務部門と連携し速やかな復旧に努める。また、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合には、本社対策本部が中心となり、プラントメーカー、協力会社を含めた社内外の関係各所と連携する等、適切かつ効果的な対応を実施できる体制を整備する。

重大事故等への対応操作や作業が長期間にわたる場合に備えて、機能喪失した設備の部品取替えによる復旧手段を整備するとともに、動的機器の取替物品を確保する。

また、重大事故等発生時に、機能喪失した設備の補修を実施するための作業環境の線量低減対策や、放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合の対応等について、福島第一原子力発電所における経験や知見を踏まえた対策を行うとともに、事象収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する。

(添付資料 1.0.10, 1.0.11, 1.0.15, 1.0.16)

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。

添付資料 1.0.3

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

予備品等の確保及び保管場所について

< 目 次 >

1.	重要安全施設.....	1.0.3-1
2.	予備品等の確保.....	1.0.3-1
3.	予備品等の保管場所.....	1.0.3-2
表1	重要安全施設一覧.....	1.0.3-3
表2	予備品及び予備品への取替えのために必要な機材.....	1.0.3-5
図1	予備品等の保管場所.....	1.0.3-6
補足1	予備品の確保等の考え方.....	1.0.3-7

「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」のうち、「1.0 共通事項(2) 復旧作業に係る要求事項 ①予備品等の確保」において、重要安全施設の適切な予備品等を確保することが規定されている。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下、「設置許可基準規則」という。)第二条において、「重要安全施設とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。」とされている。

また、設置許可基準規則第十二条の解釈において「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」の機能が示されている。

ここでは、これら重要安全施設のうち、重要安全施設の取替え可能な機器及び部品等に対する予備品及び予備品への取替えのために必要な機材等の選定及び保管場所について記載する。

1. 重要安全施設

上記の設置許可基準規則第十二条の解釈の表に規定された安全機能の重要度が特に高い安全機能に対応する具体的な系統・設備を表1に示す。

2. 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・ 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・ 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・ 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

上記の方針に適合する系統としてタービン建屋に設置している設備である原子炉補機冷却海水系ポンプ及び原子炉補機冷却水系ポンプは自然災害の影響を受ける可能性がある

るため対象機器として選定し、予備品として保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる機器であり、機械的故障と電氣的故障の要因が考えられる原子炉補機冷却海水ポンプ電動機及び原子炉補機冷却水ポンプ電動機を予備品として確保する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ、予備品取替え時に使用する重機としてラフタークレーン、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

3. 予備品等の保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水の外部事象の影響を受けにくい場所に重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

保管場所については、可搬型重大事故等対処設備と同じであり、保管場所及び屋外アクセスルートの対策概要については、添付 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについての「2. 概要（1）保管場所の設定及びアクセスルート」に記載する。

なお、予備品復旧場所へのアクセスルートについては、図 1 に示す複数ルートのうち少なくとも 1 ルート確保されたアクセスルートを使用して、予備品の保管場所から復旧作業場所へ予備品を移動させて復旧する。

また、保管場所及びアクセスルートの点検管理については、添付 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて記載している「保管場所及びアクセスルート等の点検状況」と同じ点検管理を実施する。

表1 重要安全施設一覧

安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系 (制御棒駆動機構/水圧制御ユニット(スクラム機能))
未臨界維持機能	制御棒 ほう酸水注入系
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁 (安全弁としての開機能)
原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード)
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁(手動逃がし機能) 自動減圧系(手動逃がし機能)
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	高圧炉心注水系 残留熱除去系(低圧注水モード)
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系
格納容器の冷却機能	原子炉格納容器スプレイ冷却系 (残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード))
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	直流電源系
非常用の交流電源機能	非常用ディーゼル発電機
非常用の直流電源機能	直流電源系(非常用所内電源設備)
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御電源系
補機冷却機能	原子炉補機冷却水系 [※]
冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水系 [※]
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気空調系
圧縮空気供給機能	駆動用窒素源 (逃がし安全弁への供給, 主蒸気隔離弁への供給)
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉圧力容器バウンダリ隔離弁

安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁
原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	原子炉緊急停止系の安全保護回路
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	非常用炉心冷却系作動の安全保護回路 主蒸気隔離の安全保護回路 原子炉格納容器隔離の安全保護回路 非常用ガス処理系の安全保護回路
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束（起動領域モニタ） 原子炉スクラム用電磁接触器の状態及び制御棒位置
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉圧力
事故時の放射能閉じこめ状態の把握機能	原子炉格納容器圧力 サプレッションプール水温度 原子炉格納容器エリア放射線量率
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉格納容器圧力 サプレッションプール水温度 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 気体廃棄物処理系設備エリア排気放射線モニタ

※ 予備品（表2 1. 予備品）を保管する系統

表2 予備品及び予備品への取替えのために必要な機材

1. 予備品

名称	仕様	数量※	保管場所※
原子炉補機冷却海水ポンプ電動機（6号炉用）	三相誘導電動機	1台	大湊側高台保管場所 (T. M. S. L. +35m)
原子炉補機冷却海水ポンプ電動機（7号炉用）	三相誘導電動機	1台	大湊側高台保管場所 (T. M. S. L. +35m)
原子炉補機冷却水ポンプ電動機（6号炉用）	三相誘導電動機	1台	大湊側高台保管場所 (T. M. S. L. +35m)
原子炉補機冷却水ポンプ電動機（7号炉用）	三相誘導電動機	1台	大湊側高台保管場所 (T. M. S. L. +35m)

2. がれき撤去用重機

名称	仕様	数量※	保管場所※
ホイールローダ	バケット 3m ³	4台	荒浜側高台保管場所 (T. M. S. L. +37m) 及び 大湊側高台保管場所 (T. M. S. L. +35m)
ショベルカー	ZX200-3 バケット 0.7m ³	2台	荒浜側高台保管場所 (T. M. S. L. +37m) 及び 大湊側高台保管場所 (T. M. S. L. + 35m)
ブルドーザ	CAT D3K	1台	荒浜側高台保管場所 (T. M. S. L. +37m)

3. 予備品取替え時に使用する重機

名称	仕様	数量※	保管場所※
ラフタークレーン	最大つり上げ荷重 25t	1台	大湊側高台保管場所 (T. M. S. L. +35m)

4. 作業用照明

名称	仕様	数量※	保管場所※
ヘッドライト	乾電池式	24個	作業員に配備
懐中電灯	乾電池式	24個	事務本館又は 初動要員宿泊所
LEDライト (ランタンタイプ)	乾電池式	10個	5号炉原子炉建屋内
LEDライト (三脚タイプ)	乾電池式	10個	免震重要棟内
可搬型照明設備	発電機付投光器	10台	荒浜側高台保管場所 (T. M. S. L. +37m) 及び 大湊側高台保管場所 (T. M. S. L. +35m)

※数量、保管場所については、今後の検討により変更となる可能性がある。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

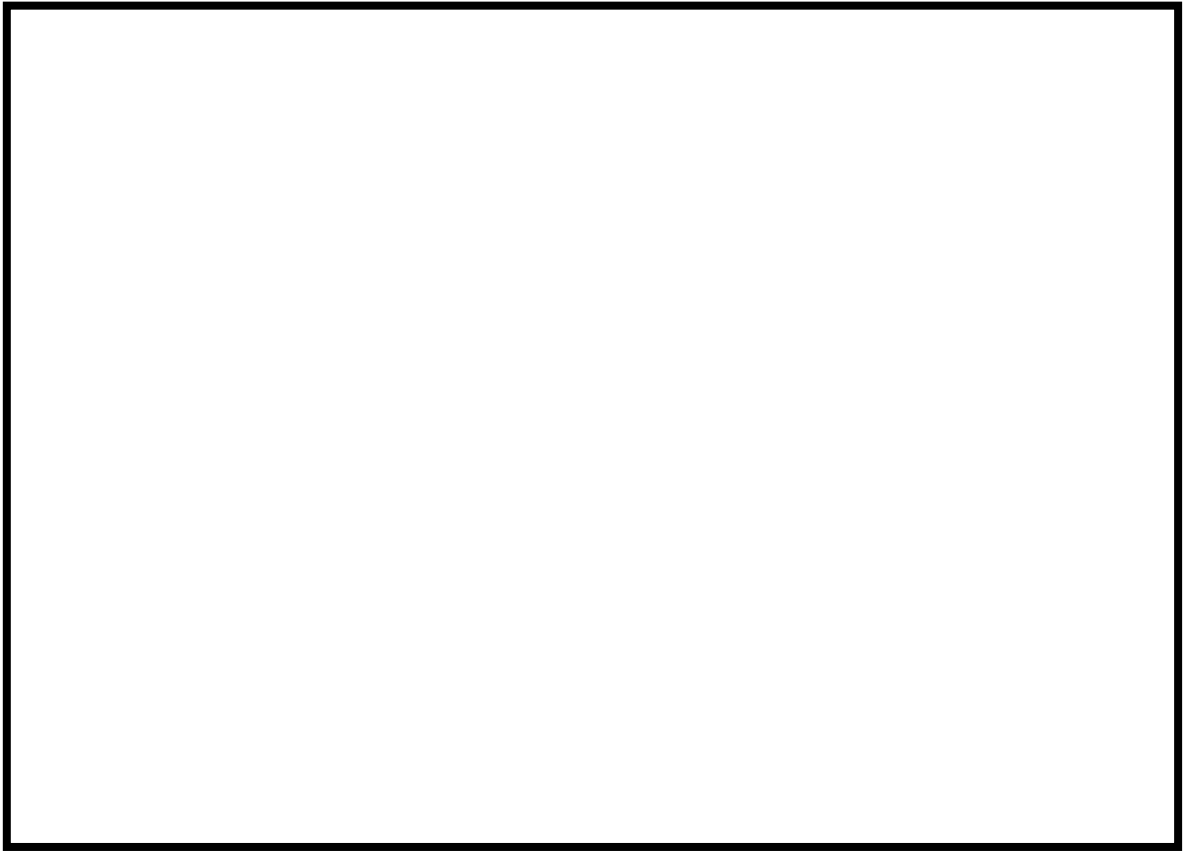


図1 予備品等の保管場所

予備品の確保等の考え方

1. 残留熱除去系（RHR）の復旧に関する予備品の確保等について

柏崎刈羽原子力発電所では、アクシデントマネジメント活動の一環として行われる復旧活動に際して、プラントの安全性確保に必要な機能を持つ系統・機器を復旧させる手順を「アクシデントマネジメント復旧の手引き」にて整備している。本手引きには、事故収束を安定的に継続するために有効であるRHR系の復旧手順も盛り込まれており、RHR系（A）、（B）、（C）の全ての除熱能力が喪失あるいは低下した際に、「RHR系異常発生要因フローチャート」により異常のある系統を判断し、「機器別故障原因特定マトリクス」にて故障個所の特定を行い、故障個所に応じた「復旧手順」にて復旧を行う構成としている（図1）。しかしながら、すべての系統・機器の故障モードを網羅して予備品を確保することは効率的ではないので、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・ 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・ 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・ 復旧作業の実施に当たっては、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

上記の方針に適合する系統として原子炉補機冷却海水系及び原子炉補機冷却水系を選定し、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき成立性の高い作業で機能回復できる機器として、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機及び原子炉補機冷却水ポンプ電動機を予備品として確保する。

なお、RHR系については、防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていること、更にABWRの残留熱除去系は3系統あることから、東日本大震災のように複数の残留熱除去系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられるが、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、他系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

2. 予備品を用いた復旧作業について

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて対応することにより事故収束を行うことから、必要な作業については当社のみで実施できるようにしている。

一方、予備品を用いた補機冷却系ポンプ電動機の復旧作業は上記に該当せず、協力企業の支援による実施を考えている。しかしながら、本復旧作業は事故収束後のプラントの安定状態を継続する上で有効であることから、直営訓練等を通じて復旧手順の整備や作業内容把握、技能訓練施設において予備品の類似機器を用いた分解点検や組立作業訓練等を通じて現場技能向上への取り組みを継続的に実施していく。

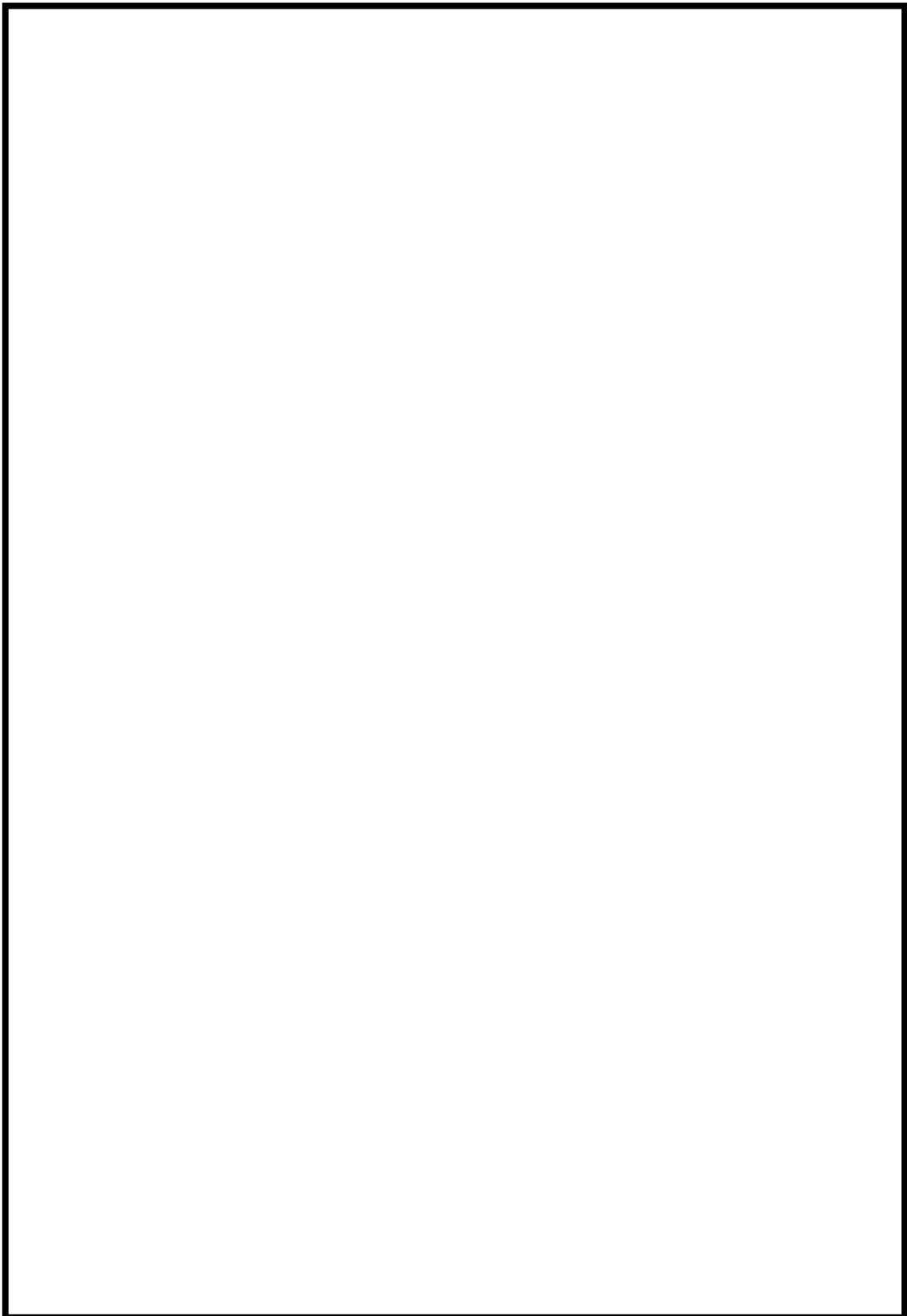


図1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（1 / 6）

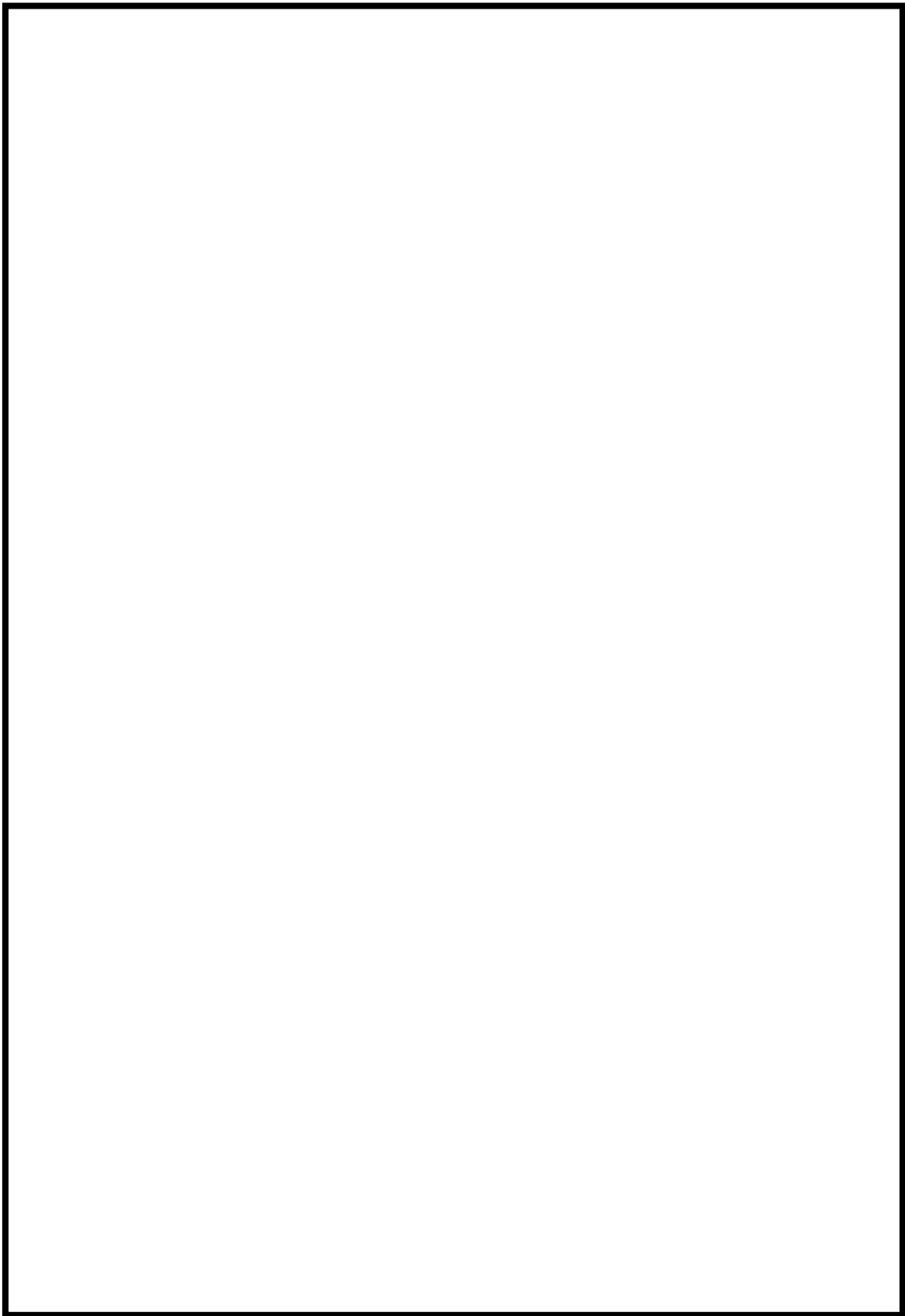


図1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（2／6）

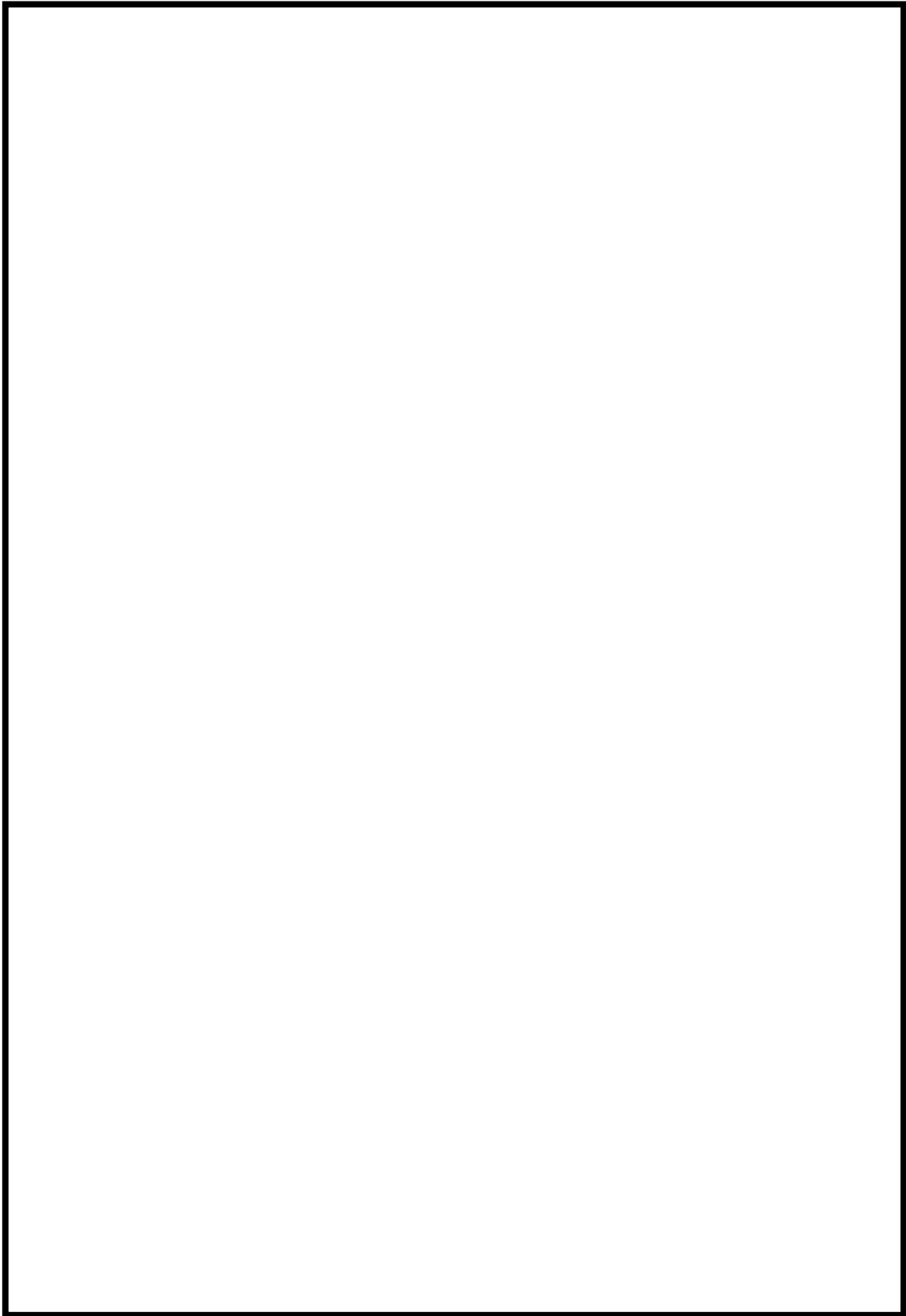


図1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（3／6）

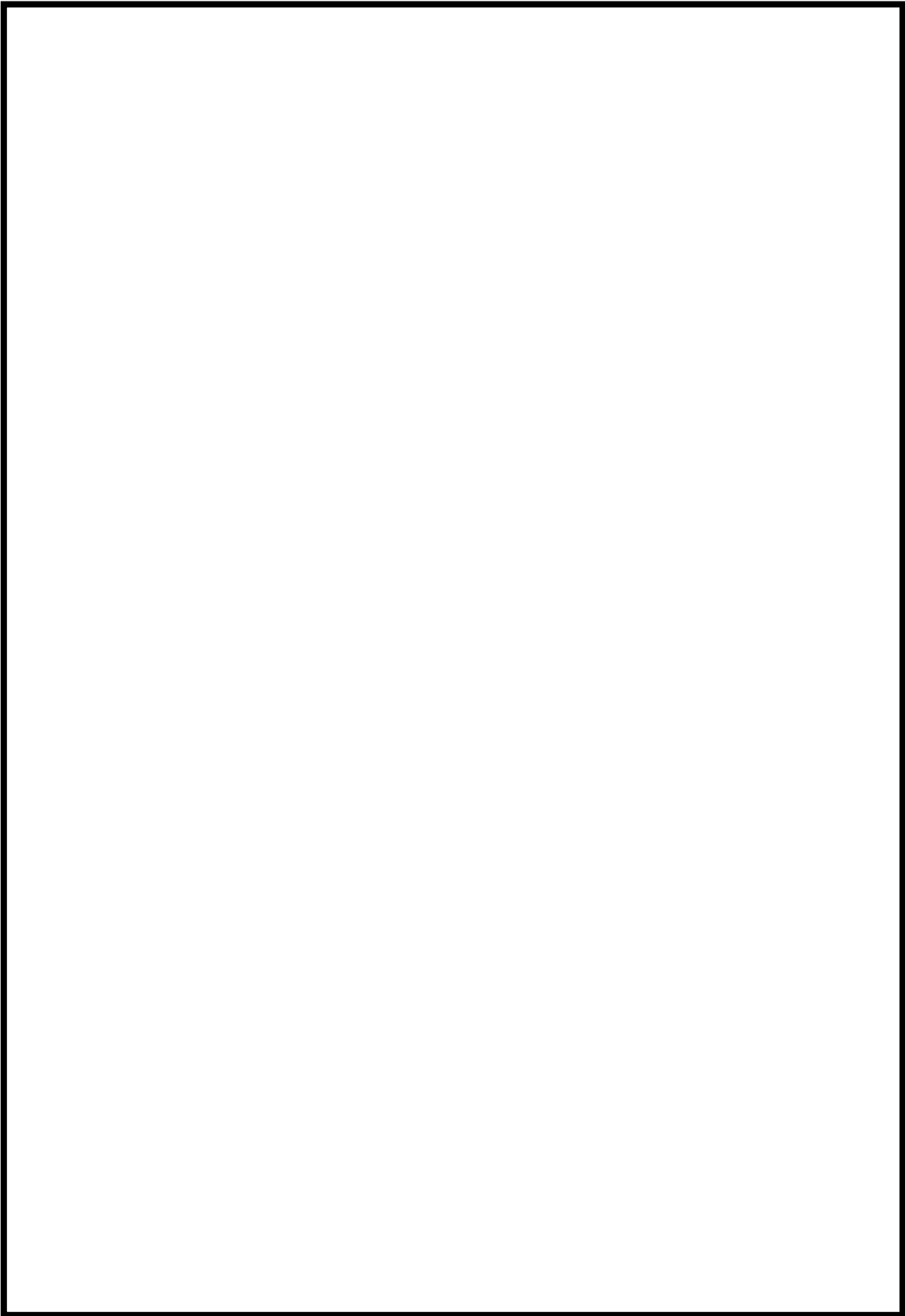


図1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（4／6）

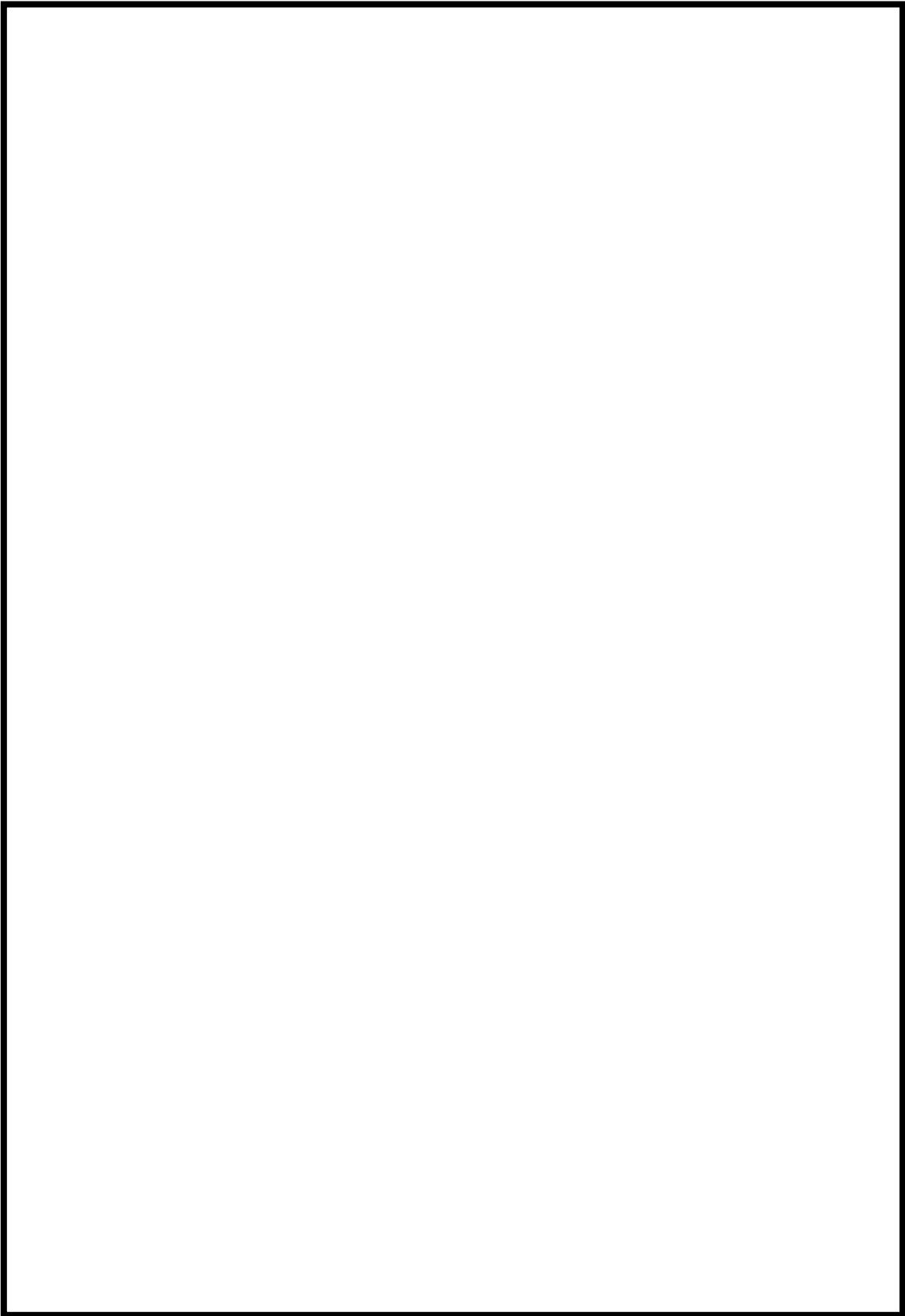


図1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（5／6）

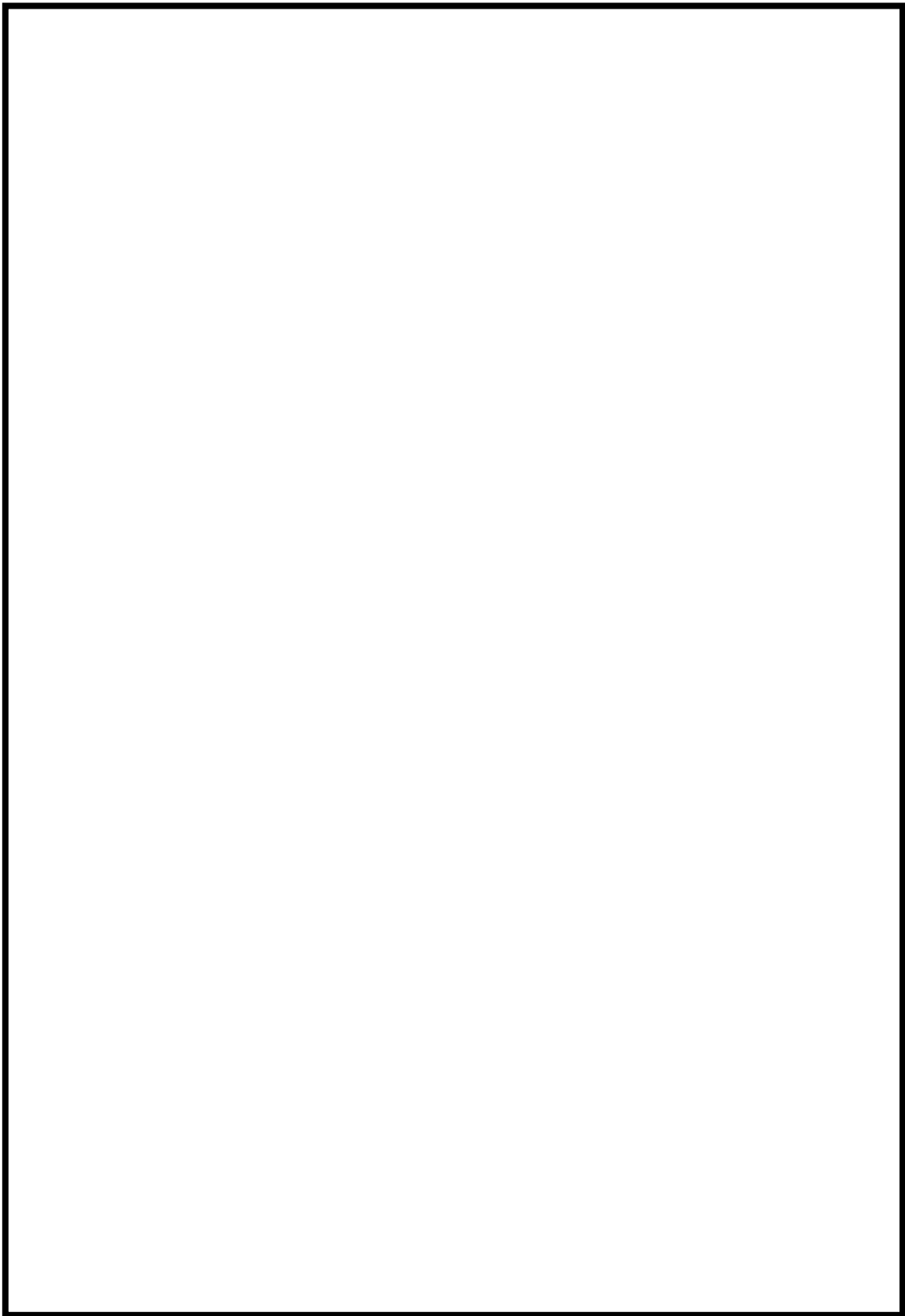


図1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（6 / 6）

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

重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について

目 次

1. 手順書の体系について.....	1.0.6-1
2. 各種手順書の概要について.....	1.0.6-1
2.1 運転操作手順書.....	1.0.6-1
(1) 警報発生時操作手順書.....	1.0.6-1
(2) 事故時運転操作手順書（事象ベース）.....	1.0.6-2
(3) 事故時運転操作手順書（徴候ベース）.....	1.0.6-2
(4) 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）.....	1.0.6-4
(5) AM 設備別操作手順書.....	1.0.6-4
2.2 緊急時対策本部用手順書.....	1.0.6-5
(1) 緊急時対策本部運営要領.....	1.0.6-5
(2) アクシデントマネジメントの手引き.....	1.0.6-5
(3) 多様なハザード対応手順.....	1.0.6-6
2.3 各種手順書の判断者・操作者の明確化.....	1.0.6-6
(1) 判断者の明確化.....	1.0.6-6
(2) 操作者の明確化.....	1.0.6-7
3. 各種手順書の間につながり，移行基準について.....	1.0.6-7
(1) 警報発生時操作手順書から他の事故手順書への移行.....	1.0.6-7
(2) AOP から EOP への移行.....	1.0.6-7
(3) EOP から SOP への移行.....	1.0.6-8
(4) AM 設備別操作手順書の使用.....	1.0.6-8
(5) 緊急時対策本部用手順書の導入.....	1.0.6-8
4. 運転員の対応操作の流れについて.....	1.0.6-9
5. 重大事故等発生時の対応及び手順書の内容について.....	1.0.6-10

添付 1 炉心損傷の判断基準について

別紙 1	AOP 「発電所全停」，「全交流電源喪失」，「全直流電源喪失」 対応フロー図
別紙 2	AOP 「発電所全停」，「全交流電源喪失」，「全直流電源喪失」 操作等判断基準一覧
別紙 3	EOP フローチャート
別紙 4	EOP 目的及び基本的な考え方
別紙 5	EOP 操作等判断基準一覧
別紙 6	SOP フローチャート
別紙 7	SOP 目的及び基本的な考え方
別紙 8	SOP 操作等判断基準一覧
別紙 9	AM 設備別操作手順書一覧
別紙 10	緊急時対策本部運営要領と主な機能班ガイド

別紙 11 多様なハザード対応手順一覧

別紙 12 EOP/SOP フローチャート凡例

1. 手順書の体系について

柏崎刈羽原子力発電所では、プラントに異常が発生した場合等において、重大事故への進展を防止するため、「警報発生時操作手順書」、「事故時運転操作手順書（事象ベース）」及び「事故時運転操作手順書（微候ベース）」を整備している。また、重大事故に至る可能性が高い場合あるいは重大事故に進展した場合に備えて「事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）」、「AM 設備別操作手順書」、「緊急時対策本部運営要領」、「アクシデントマネジメントの手引き」及び「多様なハザード対応手順」を整備する。

事故発生時における対応手順書の機能体系は図1のとおり。

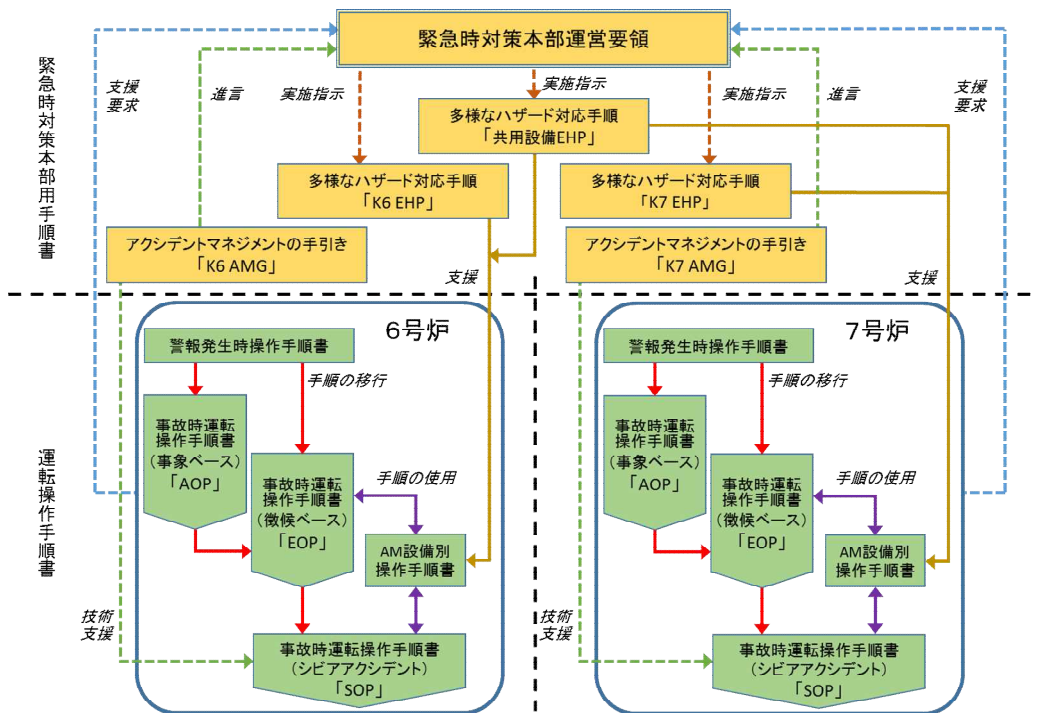


図1 手順書機能体系の概要図

2. 各種手順書の概要について

事故手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下、「運転操作手順書」という。）、緊急時対策要員が使用する手順書（以下、「緊急時対策本部用手順書」という。）に分類して整備する。

以下、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書の概要を示す。

2.1 運転操作手順書

(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。

中央制御室及び現場制御盤の警報発生時及び警報発生には至らないが当該警報に係わる徴候が確認された場合に適用する。

警報ごとに対応手順を定めており、手順書に記載しているパラメータの確認や対応処置等を実施することで、故障・事故の徴候の把握及び事故の収束・拡大防止を図る。

(2) 事故時運転操作手順書（事象ベース）（以下、「AOP」という。）

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。

主な設計基準内の事故発生時の対応をあらかじめ手順化しており、当該手順で対応できると判断した場合に使用し、過渡状態が収束するまでの間適用する。

AOP は、事象毎に「事故の想定」、「操作のポイント」、「対応フロー図」及び「対応手順」で構成される。

AOP の一例として、全交流動力電源が喪失した時に、電源喪失が継続している間の対応操作を定めた、AOP「発電所全停」、「全交流電源喪失」、「全直流電源喪失」の対応フロー図及び操作等判断基準一覧を別紙 1, 2 に示す。

(別紙 1, 2)

【AOP の構成】

a. 原子炉編

目的 : 原子炉関連設備の事故対応

手順書 : 原子炉スクラム事故, 冷却材喪失事故, 給水喪失事故等

b. タービン・電気編

目的 : タービン関連設備, 電気関連設備の事故対応

手順書 : タービントリップ事故, 発電機トリップ事故, 制御電源喪失事故等

c. 火災編

目的 : 火災発生時の対応

手順書 : 原子炉建屋非管理区域における火災対応等

d. 内部溢水編

目的 : 内部溢水発生時の対応

手順書 : 原子炉建屋管理区域内大規模漏えい等

e. 自然災害編

目的 : 自然災害発生時の対応

手順書 : 大規模地震発生の場合, 津波発生の場合等

(3) 事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下、「EOP」という。）

事故の起因事象を問わず、AOP では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手

順書。

観測されるプラントの徴候（パラメータの変化）に応じた対応操作を示した手順書であり、設計基準事故に加え設計基準を超えるような設備の多重故障時等にも適用する。

EOP は、目的に応じて「原子炉制御」、「一次格納容器制御」、「二次格納容器制御」、「不測事態」、「交流／直流電源供給回復」及び「EOP/SOP インターフェイス」に分類した各手順を視覚的に認識できるようにした「フローチャート」、各手順の「対応手順」及び対応手順中の運転操作や注意事項の意味合いを記載した「解説」により構成される。

事故時には、原子炉の臨界未満維持、炉心損傷防止、原子炉格納容器の健全性確保等に関するパラメータを確認し、各手順の導入条件が成立した場合には、その手順の対応処置を開始する。

EOP による対応中は、「原子炉制御」、「一次格納容器制御」、「二次格納容器制御」等の対応が同時進行する状況を想定して、対応の優先順位をあらかじめ定めており、原子炉格納容器が破損するおそれがある場合を除き、原子炉側から要求される操作を優先することを原則としている。

各手順のフローチャート、目的及び基本的な考え方及び操作等判断基準一覧を別紙 3, 4, 5 に示す。

(別紙 3, 4, 5)

【EOP フローチャート】

a. 原子炉制御

目的：原子炉臨界未満維持、炉心損傷防止

手順書：スクラム、反応度制御、水位確保、減圧冷却

b. 一次格納容器制御

目的：原子炉格納容器の健全性確保

手順書：PCV 圧力制御、D/W 温度制御、S/P 温度制御、S/P 水位制御、
PCV 水素濃度制御

c. 二次格納容器制御

目的：原子炉建屋の健全性確保、燃料プール内の燃料の損傷防止・緩和

手順書：原子炉建屋制御、燃料プール水位・温度制御

d. 不測事態

目的：予期せぬ事象により特殊操作が必要となった場合の対応

手順書：水位回復、急速減圧、水位不明

e. 交流／直流電源供給回復

目的：外部電源喪失発生時の交流／直流電源の供給維持

手順書：交流／直流電源供給回復

f. EOP/SOP インターフェイス

目的 : SOP への移行判断及び SOP への円滑な移行

手順書 : EOP/SOP インターフェイス

(4) 事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) (以下, 「SOP」 という。)

EOP で対応する状態からさら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。

炉心が損傷し, 原子炉圧力容器及び原子炉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。

SOP は, 炉心損傷後に実施すべき対応操作の内容を視覚的に認識できるようにした「フローチャート」及び RHR 系の復旧作業が難行する場合に応急的に実施する「RHR 復旧不可能時の対策」にて構成される。

各手順のフローチャート, 目的及び基本的な考え方及び操作等判断基準一覧を別紙 6, 7, 8 に示す。

(別紙 6, 7, 8)

【SOP フローチャート】

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 初期注水」

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」

(5) AM 設備別操作手順書

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, 実施組織 (運転員以外) の支援を受けて行う可搬設備等による事故対応操作のうち, 主に建屋内設備の操作内容を定めた手順書で, 運転員が使用する。

AM 設備別操作手順書では, 原子炉の安全確保を達成するために必要な「電源確保」や「原子炉注水」等, 別紙に示す機能別に複数の手順を整備する。

また, 事故の状況や現場要員の確保状況等に応じて, 適切な手順書を選択可能とするため, AM 設備別操作手順書の各手順を実施するための所要時間, 所要人数等, 手順実施時に必要な情報を記載する。さらに, 実施組織 (運転員以外) が使用する多様な

ハザード対応手順との紐付けにより、運転員と実施組織（運転員以外）の意思疎通、連携の強化を図る。

なお、EOP 及び SOP には AM 設備別操作手順書が使用可能なタイミングを明示する。
AM 設備別操作手順書の一覧を別紙 9 に示す。

(別紙 9)

【AM 設備別操作手順書の構成】

電源確保	: 交流・直流電源受電, 直流 125V 充電器受電, GTG 起動等
反応度制御	: SLC ポンプによるほう酸水注入
原子炉注水	: RCIC 現場起動, MUWC による原子炉注水等
原子炉減圧	: SRV 駆動源確保, バッテリーによる SRV 開放等
格納容器冷却	: PCV ベント, MUWC による PCV スプレー等
水素対策	: FCS による格納容器水素制御
燃料プール注水	: 可搬型代替注水ポンプによる SFP 注水等
補機冷却水確保	: 代替 Hx による補機冷却水確保等
原子炉除熱	: RHR による原子炉除熱, CUW による原子炉除熱
S/P 除熱	: RHR による S/P 除熱
燃料プール除熱	: RHR による SFP 除熱, FPC による SFP 除熱
水源確保	: MUWP ポンプによる CSP への補給等
代替計器	: 可搬型計測器によるパラメータ計測

2.2 緊急時対策本部用手順書

(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班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班のガイドとして定める。

緊急時対策本部運営要領に紐付く主な機能班ガイドを別紙 10 に示す。

(別紙 10)

(2) アクシデントマネジメントの手引き (以下, 「AMG」という。)

炉心損傷後に想定されるプラント状態の判断や, 事故の進展防止及び影響緩和のために実施すべき操作の技術的根拠となる情報を定めた要領で, 運転員に対する支援活動の参考として, 技術支援組織が使用する。

AMG には, 損傷炉心の冷却成否, 原子炉圧力容器の破損有無等のプラント状態を判断するために必要となる情報や, 対応操作の有効性に関する情報等を記載している。

技術支援組織は, これらの情報等を用いて, 運転員が SOP に基づき実施する操作が

プラント状態に応じた適切な操作となっているか、想定した効果を発揮しているか、予期せぬ事態へと至っていないか等を把握し、状況に応じて実施すべき措置を緊急時対策本部長に進言する。なお、SOP の操作が成功しない場合、SOP に記載のない応用操作が必要となった場合等、予想外の事態が発生し、運転員に対する技術的支援が必要となった場合には、AMG の情報を参考として、適切な対応操作を検討し、緊急時対策本部長に進言する。これらの検討結果をふまえた運転員への指示内容を緊急時対策本部長が承認する。

(3) 多様なハザード対応手順（以下、「EHP」という。）

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、運転員の事故対応に必要な支援を行うため、可搬設備等による事故対応操作のうち、主に屋外設備の操作内容を定めた手順書で、実施組織（運転員以外）が使用する。

EHP では、原子炉の安全確保を達成するために必要な「格納容器機能維持」や「水源」等、別紙に示す機能別に複数の手順を整備する。

また、事故の状況や現場要員の確保状況等に応じて、適切な手順書を選択可能とするため、EHP の各手順を実施するための所要時間、所要人数等、手順実施時に必要な情報を記載する。さらに、運転員が使用する AM 設備別操作手順書との紐付けにより、実施組織（運転員以外）と運転員の意思疎通、連携の強化を図る。

多様なハザード対応手順の一覧を別紙 11 に示す。

(別紙 11)

【EHP の構成】

炉心冷却	: 可搬型直流電源装置による原子炉隔離時冷却系の復旧等
格納容器機能維持	: 代替原子炉補機冷却系による除熱等
原子炉建屋損傷防止	: 原子炉建屋トップベント等
燃料プール冷却	: 常設スプレイヘッドによる使用済燃料プールスプレイ等
放射性物質の拡散抑制	: 大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制等
水源	: 淡水貯水池から防火水槽への補給等
電源確保	: 第二ガスタービン発電機による緊急 M/C 受電等
状態監視等	: 重要監視計器復旧
その他	: アクセスルート確保等

2.3 各種手順書の判断者・操作者の明確化

(1) 判断者の明確化

運転操作手順書に従い運転員が実施する事故時の事故対応の判断は、事故発生号炉の当直副長が行う。

一方、緊急時対策要員が実施する対応の判断は、緊急時対策本部運営要領上で役割分担に応じて定める責任者が行う。

(2) 操作者の明確化

各種手順書は、運転員が使用するものと緊急時対策要員が使用するものと、使用主体によって整備している。

ただし、使用目的によっては、相互の手順の完遂により機能を達成する可能性があることから、操作に当たっては、中央制御室と発電所対策本部の間で緊密な情報共有を図りながら行うこととする。

3. 各種手順書の間につながり、移行基準について

各種手順書を事故の進展状況に応じて適切に使用可能とするため、手順書間の移行基準を示す。

また、事故対応中は複数の手順書を並行して使用することを考慮して、手順書間で対応の優先順位が存在する場合は併せて示す。

(1) 警報発生時操作手順書から他の事故手順書への移行

警報発生時操作手順書に基づく対応において事象が進展した場合は、警報ごとの手順書の記載内容に従い、AOPへ移行する。

また、警報発生時操作手順書で対応中にスクラム等のEOP導入条件が成立した場合は、EOPへ移行する。

(2) AOPからEOPへの移行

AOP対応中に以下のEOP導入条件が成立した場合は、EOPへ移行する。

【EOP導入条件（いずれかに該当した場合）】

- a. 原子炉を手動スクラムした場合、若しくは自動スクラム信号が発生（スクラム失敗を含む）した場合
- b. EOPにおける一次格納容器制御導入条件が成立した場合
- c. EOPにおける二次格納容器制御導入条件が成立した場合

【EOP移行後のAOPの使用について】

EOP導入条件が成立した場合はAOPからEOPへ移行するが、原子炉スクラム時の確認事項、タービン・発電機側の対応操作等、AOPに具体的内容を定めている対応についてはAOPを参照する。

(3) EOP から SOP への移行

EOP 対応中に以下の SOP 導入条件が成立した場合は、SOP に移行する。

【SOP 導入条件（いずれかに該当した場合）】

- a. 原子炉停止後の経過時間と原子炉格納容器内 γ 線線量率の関係から炉心損傷と判断した場合（格納容器内雰囲気放射線レベル計が使用不可能の場合は、原子炉圧力容器表面温度にて炉心損傷を判断する。）
- b. 原子炉注水機能が喪失した状態において、原子炉水位が規定値以下まで低下した場合、及び炉心が規定時間以上露出した場合

なお、炉心損傷の判断基準の考え方を添付 1 に示す。

(添付 1)

(4) AM 設備別操作手順書の使用

EOP 又は SOP による事故対応中に、多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できず、EOP 又は SOP のフローチャートにおける原子炉注水等の操作項目が達成できない場合は、その操作項目に対応した AM 設備別操作手順書の手順及びその手順に紐づく EHP の手順の中から実現可能な手順を選択し、可搬型設備等による対応を行う。この操作を実施する際には、運転員と実施組織（運転員以外）との情報交換を密にして、プラント状況及び実施すべき操作内容を相互に確認しながら実施する。

なお、EOP 又は SOP の操作項目が達成できない場合に、AM 設備別操作手順書及び EHP に複数の使用可能な手順が存在する場合は、以下のような観点から使用可能な手順を対比し、事故対応に適切な手順を選択する。

【手順選択時の着目点】

- a. 手順の操作完了（機能発揮）までの所要時間の長短
- b. 水源確保・給油等も含めた、機器の機能維持に必要な対応の要否
- c. 注水圧力・注水流量等、プラントへの効果（炉心冷却効果等）の大小
- d. 操作に伴うプラント設備への悪影響（使用水の水質等）の大小

AM 設備別操作手順書及び EHP で選択した手順が完了した場合は、引き続き EOP 又は SOP による対応を行う。

(5) 緊急時対策本部用手順書の導入

発電所において緊急時対策本部を設置した際は、緊急時対策本部運営要領（各機能班のガイドを含む）を導入し、緊急時対策本部の運営、情報収集及び事故対応の支援を開始する。また、事故・故障等が拡大し、炉心損傷に至った場合は AMG を導入し、事

故の進展防止，影響緩和のための対応を開始する。

4. 運転員の対応操作の流れについて

故障又は事故が発生した場合，運転員は「止める」，「冷やす」，「閉じ込める」の原則に基づき事故対応操作を実施する。

「止める」の対応

異常や事故発生時に作動する原子炉スクラム信号を確認し，原子炉の停止を確認する。自動で原子炉スクラムしない場合には，手動によるスクラム操作を実施し，原子炉の停止を確認する。

制御棒の挿入と中性子束の低下状況を確認することにより，原子炉の停止を判断する。

「冷やす」の対応

原子炉停止後も炉心では崩壊熱による残留熱が発生していることから，この熱を除去するため，給水系，復水系又は非常用炉心冷却系により原子炉への注水手段を確保する。

原子炉水位を所定の水位（L-3～L-8）に維持することにより，炉心が冷やされていることを判断する。

「閉じ込める」の対応

放射性物質が環境へ放出されていないことを確認する。また，原子炉格納容器が隔離されていることを確認することにより，閉じ込めが機能していることを判断する。

これら事故対応の原則をベースに，運転員は，運転操作手順書を用いて炉心の損傷防止，原子炉格納容器破損防止を目的とした対応操作の判断を以下の流れで行う。

異常又は事故の発生時，警報発生時操作手順書により初期対応を行う。事象が進展し，その事象の判断が可能な場合には，AOPに移行し対応を行う。

警報発生時操作手順書又はAOPで対応中に，EOPの導入条件が成立した場合には，EOPに移行し対応を行う。

原子炉スクラムに至る事故が発生した場合，EOPでは事故直後の操作として原子炉自動スクラムを確認する。自動スクラムしていない場合は，手動により原子炉をスクラムする。

その後は，「原子炉制御」の対応として原子炉水位，原子炉圧力，タービン・電源に関するスクラム後の確認及び操作を並行して行うとともに，原子炉の臨界未満維持，炉心の冷却確保・損傷防止，原子炉格納容器の健全性確保等の対応をするため，パラメータ（未臨

界性、炉心の冷却機能、原子炉格納容器の健全性)の継続監視を行う。パラメータの変化により「原子炉制御」以外の手順の導入条件が成立した場合は、確認されたパラメータの変化に対応した個別の手順により対応操作を実施する。

EOPによる対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、SOPに移行し、炉心損傷後の原子炉圧力容器破損防止及び原子炉格納容器破損防止のための対応を行う。

また、運転操作手順書に基づく安全確保が不可能、若しくはそのおそれがある場合には、可搬設備等も含めて使用可能な設備を最大限活用した安全確保を行う。当直長は必要に応じて緊急時対策本部に支援を要請し、EHPによる事故対応支援を受けた上で引き続き事故収束に向けた対応処置を実施する。

5. 重大事故等発生時の対応及び手順書の内容について

(1) 海水を炉心へ注入する事態等においても、財産保護より安全性を優先するという方針の下、当直副長が迷うことなく判断できるよう、あらかじめ原子力発電保安運営委員会で判断基準を承認し、手順書に定める。

(2) 有効性評価で示した重要事故シーケンスは、全て本手順書体系にて対応できるように整備する。あわせて、有効性評価で示した判断基準や監視パラメータについても本手順書体系の中で整理する。詳細は添付資料 1.0.7 及び添付資料 1.0.14 に示す。

(3) 重大事故等に対処するために把握することが必要なパラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ(以下、「主要なパラメータ」という。)を整理するとともに、主要なパラメータが故障等により計測不能な場合に、当該パラメータを推定する手順及び可搬型計測器により計測する手順を運転操作手順書及び緊急時対策本用手順書に整備する。

なお、具体的なパラメータ、監視計器、手順等については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理する。

(4) これら手順を有効かつ適切に使用しプラントの状態に応じた対応を行うために、運転員及び緊急時対策要員は、常日頃から対応操作について教育及び訓練等を実施し、手順の把握、機器や系統特性の理解及び原子炉の運転に必要な知識等の習得、習熟を図っている。

以上

炉心損傷の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては、注水機能喪失により原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）以上に維持できない場合において、原子炉水位が低下し、炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

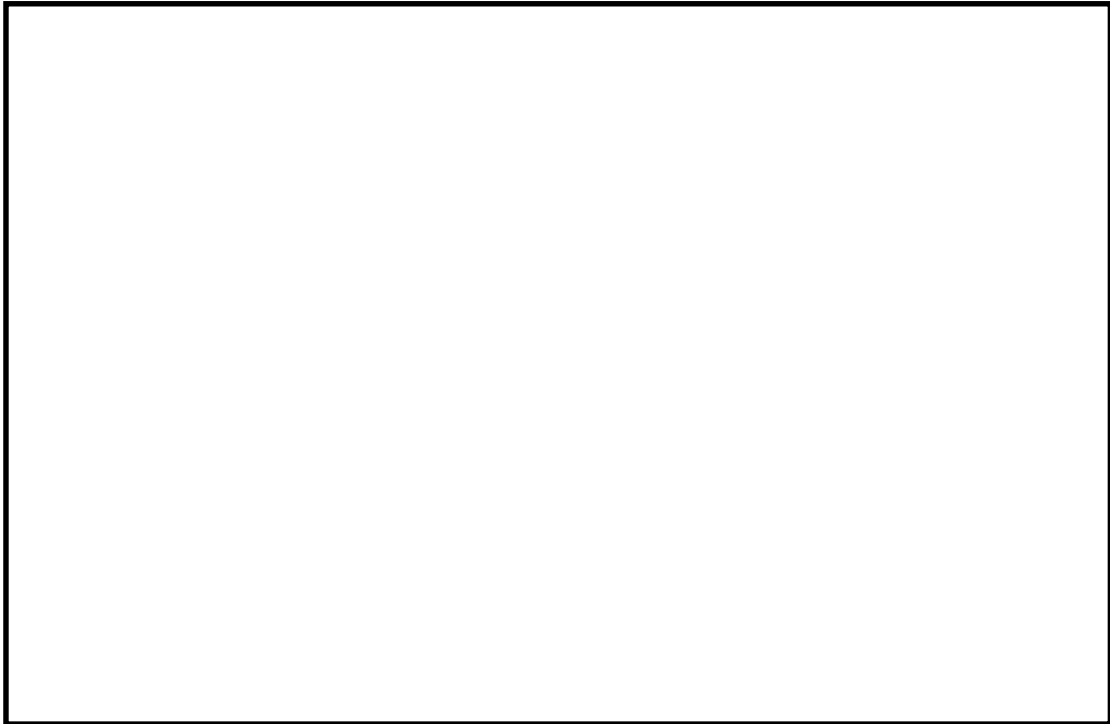
EOP では、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位が TAF 未満となった際に、格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）を用いて、ドライウェル又はサブプレッション・チェンバ内の γ 線線量率の状況を確認し、図 1 に示す設計基準事故相当の γ 線線量率の 10 倍を超えた場合を、炉心損傷開始の判断としている。

炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が、逃がし安全弁等を介して原子炉格納容器内に流入する事象進展をふまえて、原子炉格納容器内の γ 線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断に用いているものである。

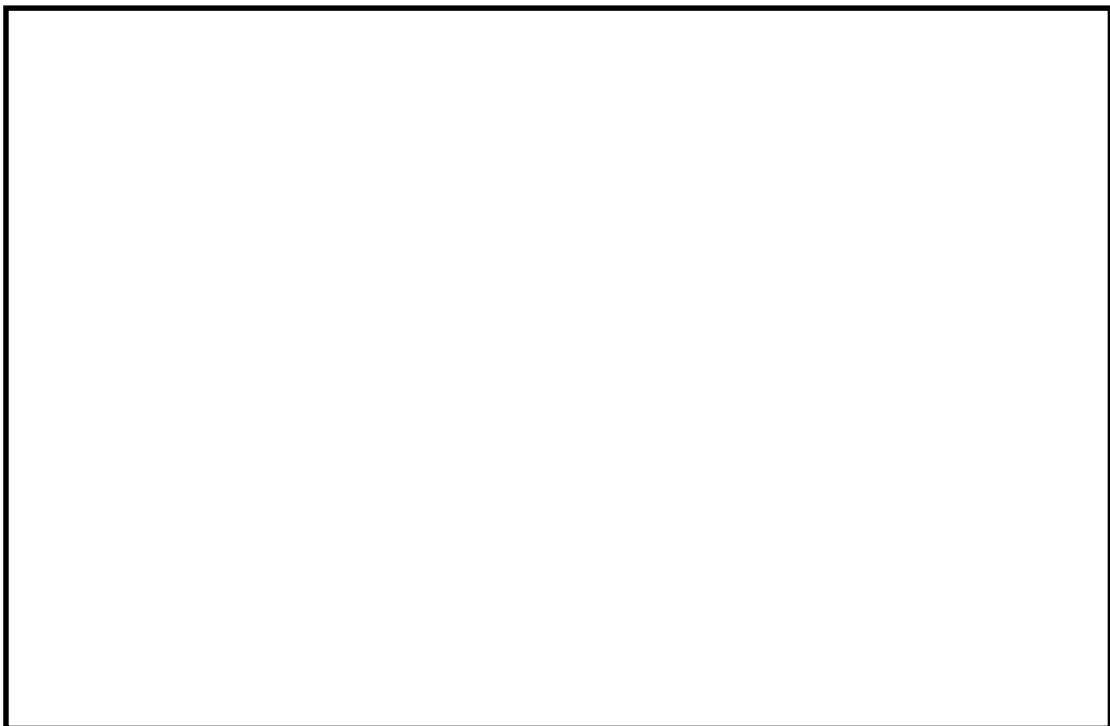
また、福島事故時に原子炉水位計、格納容器内雰囲気放射線レベル計等の計装設備が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み、格納容器内雰囲気放射線レベル計に頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、格納容器内雰囲気放射線レベル計の使用不能の場合は、「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉圧力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁動作圧力（安全弁機能の最大 8.20MPa [gage]）における飽和温度約 298℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

なお、炉心損傷判断は格納容器内雰囲気放射線レベル計が使用可能な場合は、当該の計装設備にて判断を行う。



(1) ドライウェルの γ 線線量率



(2) サプレッション・チェンバの γ 線線量率

図 1 SOP 導入条件判断図

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

重大事故等対策の対処に係る 教育及び訓練について

< 目 次 >

1. 基本となる教育	1.0.9-1
2. 運転員の教育及び訓練	1.0.9-5
3. 実施組織（運転員を除く）に対する教育及び訓練	1.0.9-5
4. 支援組織に対する教育及び訓練	1.0.9-5
5. 教育及び訓練計画の頻度の考え方	1.0.9-6
6. 教育及び訓練の効果の確認についての整理	1.0.9-6
7. 実務経験によるプラント設備への習熟	1.0.9-7
8. 自衛消防隊（当社社員以外）の教育訓練参加について	1.0.9-7
9. 本社の緊急時対策要員の教育及び訓練について	1.0.9-8
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）	1.0.9-9
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）	1.0.9-11
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）	1.0.9-12
表4 重大事故等対策に関する訓練	1.0.9-13
表5 教育及び訓練計画の頻度の考え方について	1.0.9-19
表6 重大事故等に対処する要員の力量管理について	1.0.9-20
表7 プラント設備への習熟のための保守点検活動	1.0.9-21
補足1 要員の力量評価及び教育訓練の有効性評価について	1.0.9-22
補足2 社外評価に対するフィードバックについて	1.0.9-24

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。また、当該の教育及び訓練については、保安規定及び保安規定に基づく社内マニュアルに基づいて実施しており、事故時操作の知識・技術の向上に努めている。

福島第一原子力発電所事故以降は、事故の教訓を踏まえ、緊急安全対策として整備してきた全交流動力電源喪失時における初動活動の訓練も継続的に実施してきている。具体的には、給水確保・電源確保の訓練、瓦礫撤去のための訓練等を必要な時間内に成立することの確認も含め、継続的に実施している。

これらの教育及び訓練は、必要な資機材の運搬、操作手順に従い行うことを基本とし、更に各機器の取り扱いの習熟化を図っている。

新規制基準として新たに要求された重大事故等対策に係る教育及び訓練については、保安規定及び保安規定に基づく社内マニュアルに適切に定め、知識・技能の向上を図るために定められた頻度、内容で実施し、必要に応じて手順等の改善を図り実効性を高めていくこととしており、教育及び訓練の状況は以下のとおりである。

なお、教育及び訓練の結果を評価し、継続的改善を図っていくこととし、各項で参照する表に記載の教育及び訓練についても、今後必要な改善、見直しを行っていくものである。

1. 基本となる教育（表1，2，3，4参照）

（1）基本教育（表1，2，3参照）

a. 防災教育

緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関する知識を深めるための教育を実施している。

- ・「原子力防災組織及び活動に関する知識」

緊急時対策要員に対しては、発電所内外で行われる活動を踏まえて、各自が実施すべき活動を教育する。

- ・「放射線防護に関する知識」

緊急時対策要員のうち技術系所員に対しては、放射線の人体に及ぼす影響、放射線の測定と防護等に関する知識を習得する。

- ・「放射線及び放射性物質の測定方法並びに機器を含む防災対策上の諸設備に関する知識」

緊急時対策要員のうち保安班の要員に対しては、測定対象に応じた放射線測定器の特徴及びその原理、放射線測定器の取扱に関する知識を習得する。

b. アクシデントマネジメント教育

アクシデントマネジメントに関する教育については、実施組織となる運転員への教育については勿論であるが、技術支援組織として重大事故等発生時に中央制御室での対応をバックアップする緊急時対策要員及び実施組織として現場で活動する緊急時対策要員の知識レベルの向上を図ることも重要である。そのため、重大事故等発生時のプラントの挙動に関する知識の向上を図るとともに、要員の役割に応じて定期的に知識ベースの理解向上を図る。具体的には、教育内容に応じて以下のとおり基礎的知識、応用的知識に分かれ、それぞれ対象者を設定している。

- ・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
- ・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

(2) 原子力防災訓練

保安規定に定める非常事態に対処するための総合的な訓練として、原子力防災訓練を実施している。原子力防災訓練の具体的な要領は、原子力災害対策特別措置法に基づき定めている柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画に従い実施している。

原子力防災訓練は、原子力防災管理者の指揮のもと、原子力防災組織が原子力災害発生時に有効に機能することを確認するために実施する。また、訓練項目ごとに訓練対象者の力量向上のために実施する個別訓練、各個別訓練を組み合わせ組織全体として活動を行う総合訓練があり、それぞれ計画に基づいて実施する。

訓練においては、重大事故等対策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、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることを確認する。

なお、重大事故等対策に使用する資機材・手順書については、担当個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、訓練から得られた改善点等を適宜反映することとしている。

原子力防災訓練の具体的な内容について、以下に示す。

a. 個別訓練（表4参照）

新規制基準で示される重大事故等対策における技術的能力審査基準に対応する各手順に対する力量の維持、向上を図るために実施する事項を表4に整理している。

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重大事故等対応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、実施組織の要員に対し、重大事故等対策に関する教育として手順の内容理解（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。

個別訓練は、現場操作の指揮、緊急時対策本部との連絡等を行う指揮者、現場操作等を行う担当者等のチームで行い、各人の事故対応能力の向上、役割分担の確認等を行う。また、力量評価者を置き、原子力災害発生時に対応できるよう確実に力量が確保されていることを、定期的に評価する。訓練は、訓練ごとの訓練対象者全員が原則として実際の設備、活動場所で行うこととするが、実際の設備を使用するとプラントに影響を及ぼす場合（例：実際の充電中の電源盤への電源ケーブルの接続を実施すると、電気事故、感電が発生する。）は、訓練設備を用いた訓練を実施する。

- (a) 訓練内容は、様々な場合を想定し実施する。活動エリアの放射線量の上昇が予測される場合には放射線防護具（タイベック、全面マスク）を装着して活動を行う等、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。

これらの訓練内容を網羅的に盛り込んだ教育訓練内容を設定することにより、円滑かつ確実な災害対策活動が実施できる要員を継続的に確保することとしている。今後も悪条件（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を取り入れた上で計画的に訓練を行い、重大事故等対処に係る保安規定変更が施行され運用が開始されるまでには、必要な訓練対象者に対し訓練が実施され力量が確保されている状態に体制整備を実施する。

- (b) AM訓練により、アクシデントマネジメントガイドラインを使用して、事故状況の把握、事象進展防止・影響緩和策の判断を実施し、発電所緊急時対策本部が中央制御室の運転員を支援できることを確認している。また、緊急事態支援組織対応訓練、通報訓練、緊急被ばく医療訓練、モニタリング訓練、避難誘導訓練により、各要素の活動が確実に実施できることを確認するとともに、これらを組み合わせて実施する総合訓練において、重大事故等の発生を想定した場合においても発電所緊急時対策本部が総合的に機能することを確認している。

b. 総合訓練

組織全体としての力量向上を図るために発電所は年1回以上（年4回以上を目標）総合訓練を実施する。各個別訓練を組み合わせ、組織内各班の情報連携や組織全体の運営が適切に行えるかどうかの検証を行う。本社等と行う総合訓練においては、当社経営層も参加し、発電所緊急時対策本部における活動の指揮命令及び情報収集、中央制御室を模擬したシミュレータによる運転員と緊急時対策本部との情報連携、並びに

他の災害対策本部等との連携についての活動訓練を実施することにより、原子力災害発生時における発電所と本社等のコミュニケーションの強化を図っている。

また、総合訓練では、適宜、オフサイトセンターや自治体等への情報提供等の連携や、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ、他の原子力事業者との連携（協力要請等）、社外への情報提供（模擬記者会見訓練）等にも取り組んでいる。具体的には、オフサイトセンターへ実際に対応要員を派遣し、プラントの情報収集やオフサイトセンターからの情報を社内に共有する訓練や、自治体関係者へプラントの情報を直接説明するために人員を派遣し説明を行う訓練、原子力事業所災害対策支援拠点へ実際に派遣される要員自らが拠点を立ち上げる訓練、他の原子力事業者への連携では発電所が発災した場合の支援本部幹事事業者である東北電力株式会社へ実際に協力要請を行う連携訓練、本社等において社外へのプラントの状況の説明等を行う模擬記者会見訓練等を行なっている。

総合訓練に使用する事故シナリオは、炉心損傷等の重大事故を想定したシナリオを用いて発電所緊急時対策本部の各活動との連携が確実に実施できていることを、全体を通して確認している。

また、2プラント同時被災時の対応等、複数号炉同時被災のシナリオも取り込み、発電所緊急時対策本部の各活動が輻輳しないことも確認している。

訓練に当たっては、事象進展に応じて訓練者が対応手段を判断していくシナリオ非提示型の訓練を実施し、対応能力を強化するとともに、これまでも地震及び津波による外部電源喪失だけでなく、様々な自然災害（竜巻、台風、雷、高潮等）や外部事象、宿直体制等の各事故シーケンスに対応して実施しており、今後も計画的に実施する。

保安規定に定める非常事態に対処するための総合的な訓練として、原子力防災訓練（緊急時演習）を実施している。原子力防災訓練（緊急時演習）は、原子力災害対策特別措置法に基づき定めている柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画に従い、総合訓練の一環として年1回実施している。

（3）その他の教育及び訓練

日本原子力発電株式会社内に設置されている原子力緊急事態支援組織（以下「緊急時支援組織」という。）に対する協力要請等の対応訓練を年1回実施し、緊急時支援組織への出動要請、資機材の搬入及び資機材を使用した操作訓練を実際に行うことにより、対応手順及び操作手順の習熟を図る。さらに緊急時支援組織に緊急時対策要員を定期的に派遣し、遠隔操作が可能なロボットの操作訓練及び保守訓練等を行い操作の習熟を図る。

2. 運転員の教育及び訓練（表1，4参照）

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。

表1に示すシミュレータ訓練は、従来からの設計基準事象ベース、設計基準外事象ベースの訓練に加え、国内外で発生したトラブル対応訓練、中越沖地震の教訓を反映した地震を起因とした複合事象の対応訓練、福島第一発電所事故の教訓から全交流動力電源喪失を想定した対応訓練等、原子力安全への達成には運転員の技術的能力の向上が重要であるとの観点から随時拡充し、実施している。また、重大事故等が発生したときの対応力を養成するため、手順にしたがった監視、操作において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図っている。今後も重大事故等発生時に適切に対応できるよう、シミュレータ訓練を計画的に実施していく。

また、同一直の運転員全員で連携訓練を定期的に行うことで、事故時に当直長、当直副長の指揮のもとに、チームワークを発揮して原子炉施設の安全を確保できるように、指示、命令系統の徹底、各人の事故対応能力の向上、役割分担の再確認等を行っている。

さらに、運転員は緊急時に緊急時対策要員の対応操作をバックアップできるように電源車及び消防車の運転や接続の訓練を実施している。

3. 実施組織（運転員を除く）に対する教育及び訓練（表2，4参照）

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。

これら基本となる教育を踏まえ、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。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。

4. 支援組織に対する教育及び訓練（表3，4参照）

緊急時対策要員のうち支援組織の要員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。

5. 教育及び訓練計画の頻度の考え方（表5参照）

各要員に対し必要な教育及び訓練を年1回以上実施し、教育及び訓練の有効性評価を行い、力量の維持及び向上が図れる実施頻度に見直す。

- ・ 各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。
- ・ 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回以上の実施頻度に見直す。

有効性評価の結果、現状、実施頻度を年2回以上としている訓練の例は、次のとおり。

- ・ 瓦礫撤去訓練（12回／年）
- ・ 電源車・GTG車操作訓練（2回／年）
- ・ ケーブル接続訓練（2回／年）
- ・ 消防車による連結送水訓練（2回／年）

6. 教育及び訓練の効果の確認についての整理（表6参照）

各要員が必要な教育及び訓練を計画的に実施し、力量の維持・向上が図られていることを確認することにより、教育及び訓練内容が適切であることを確認する。力量を有していると確認された要員は、管理リストへの反映により管理している。各要員に必要な力量の維持・向上が図られていない場合は、教育及び訓練内容の改善を速やかに実施する。

（1）要員の力量管理並びに教育及び訓練の有効性評価

教育及び訓練の効果については、各要員が必要な教育及び訓練を計画的に実施し、力量の維持及び向上が図られていることをもって確認する。

- ・ 各要員がマニュアルに従い、確実に教育及び訓練を実施していることの確認を行う。
- ・ 各要員の力量の評価は、教育の履歴及び訓練における対応操作の評価結果で行い、各要員の力量の維持及び向上が図られていることを確認する。あわせて、必要な力量を有した要員を確保できているか確認することにより教育及び訓練の有効性評価を行う。
- ・ 教育及び訓練の有効性評価は、教育及び訓練計画書へ反映する。

(2) 対応能力の向上

総合訓練における評価の信頼性向上を図るため、WANO（世界原子力発電事業者協会）の「パフォーマンス目標と基準」の評価項目を取り入れた緊急時対策本部要員の訓練評価シートを整備している。訓練参加者以外の者を評価者として配置し、評価者が訓練評価シートを用いて訓練参加者の対応状況を確認、評価する。総合訓練実施後は、訓練参加者及び評価者で訓練を振り返り、反省点、課題等を集約する等、訓練の実施結果を確認し、その中から改善が必要な事項を抽出し、手順、資機材、教育及び訓練計画への反映を行う。また、WANOピアレビュー、IAEA（国際原子力機関）のOSART（運転安全調査団）等社外機関を招き、教育及び訓練を含む取り組みについて、社外の視点での客観的な評価も取り入れている。

7. 実務経験によるプラント設備への習熟（表7参照）

運転員及び緊急時対策要員のうち保全部員は、計画的に実施する教育及び訓練の他、日常業務に応じた実務経験を通じてプラント設備への習熟を図っている。

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。

緊急時対策要員のうち保全部員は、設備の点検において、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。また、技能訓練施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換等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。

なお、予備品を用いた補機冷却系ポンプ電動機の復旧作業は、協力企業の支援による実施としているが、本復旧作業は事故収束後のプラント安定状態を継続する上で有効であることから、直営訓練等を通じて復旧手順の整備や作業内容把握、技能訓練施設において予備品の類似機器を用いた分解点検や組立作業訓練等を通じて現場技能向上への取り組みを継続的に実施する。

8. 自衛消防隊（当社社員以外）の教育訓練参加について

自衛消防隊のうち、協力企業社員は、個別に締結している業務委託契約に基づいて必要な教育訓練を行うこととしている。このため、自衛消防隊も当社が作成した教育訓練プログラムに従い、必要な教育を受け、当社が実施する個別訓練及び総合訓練に参加することにより、必要な力量の維持・向上を図る。

9. 本社の緊急時対策要員の教育及び訓練について

本社の緊急時対策要員に対しては、原子力防災対策活動及び重大事故等の現象について理解するための教育を行う。また、発電所対策本部への支援、社内外の情報収集及び災害状況の把握、情報発信、関係組織への連絡等、本社の活動に関する訓練を役割に応じて行い、必要な力量の維持・向上を図る。

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 (中央操作室内対応)	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 （自衛消防隊を除く）	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 ・発電所設備概要 ・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、機能ごと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主な訓練（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	○AM設備別操作手順書 ・「DG(A)(B)による他号炉への電力融通」	運転員	・DG(A)(B)による他号炉への電力融通: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主な訓練(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主な訓練 (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[予備ポンベ]」	運転員	①MUWC による PCV スプレイ:1回/年 ②消火ポンプによるPCVスプレイ:1回/年 ③消防車によるPCVスプレイ:1回/年 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[予備ポンベ]: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	○AM 設備別操作手順書 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	・消防車による注水訓練:1回/年 ・消防車による連結送水訓練: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	・消防車による注水訓練:1回/年 ・消防車による連結送水訓練:2回/年

表4 重大事故等対策に関する主な訓練（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

表4 重大事故等対策に関する主な訓練（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道路段差復旧(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	・免震重要棟等チェン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免震重要棟等チェン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「免震重要棟内緊急時対策所から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所への移動判断並びに移動の為の手順」 ②「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主な訓練（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	<p>○多様なハザード対応手順</p> <p>①「非常用D/G軽油タンクからタンクローリーへの給油」</p> <p>②「タンクローリーから各機器等への給油」</p> <p>③「免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機燃料給油手順」</p> <p>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」</p> <p>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」</p> <p>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」</p>	復旧班員	<p>①③⑥非常用D/G軽油タンクからの補給訓練:2回/年</p> <p>②③⑥軽油地下タンクからの補給訓練:2回/年</p> <p>④⑤可搬式発電機操作訓練:1回/年</p>
	環境モニタリング	<p>○保安班運用ガイド</p> <p>①「緊急時構内モニタリング」</p> <p>②「小型船舶による海上モニタリング」</p> <p>③「モニタリングポストの電源確保」</p>	保安班員	<p>①緊急時構内モニタリング代替測定訓練:1回/年</p> <p>②小型船舶による海上モニタリング訓練:1回/年</p> <p>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</p>
	気象条件の測定	<p>○保安班運用ガイド</p> <p>・「可搬型気象観測装置測定」</p>	保安班員	<p>・可搬型気象観測設備取扱訓練:1回/年</p>

表5 教育及び訓練計画の頻度の考え方について

項目	頻度	教育・訓練の方針	教育・訓練の内容
教育・訓練の計画	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設保安規定に基づく手順書で計画の策定方針を規定する。 	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対策に関する知識向上のための教育・訓練等
個別訓練	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> 各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。 各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。 	<ul style="list-style-type: none"> 給水活動及び電源復旧活動等の各項目の教育・訓練 (消防車による注水訓練、緊急用 M/C 受電訓練、緊急時構内モニタリング代替測定訓練他)
	2回/年以上	<ul style="list-style-type: none"> 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又は訓練については、年2回以上の実施頻度に見直す。 	<ul style="list-style-type: none"> 給水活動及び電源復旧活動等の各項目の教育・訓練 (有効性評価の結果、現状、実施頻度を年2回以上としている訓練の例は次のとおり) (瓦礫撤去 (12 回/年)、電源車・GTG 操作 (2回/年)、ケーブル接続 (2回/年)、消防車による連結送水 (2回/年))
総合訓練	1回/年以上	<ul style="list-style-type: none"> 想定した原子力災害への対応、各機能や組織間の連携等、組織が予め定められた機能を発揮できることを総合的に確認する訓練を年1回以上実施し、評価することにより、緊急時対応要員の実効性等を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対応要員の实効性等を総合的に確認。

表6 重大事故等に対処する要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量	主要な教育・訓練	主要な効果（力量）の確認方法
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	○アクシデントマネジメント 教育 ○防災教育 ○総合訓練	○防災教育の実施状況，総合訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。
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	○アクシデントマネジメント 教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○シミュレータ訓練	○事故を収束できること，適切に作業を実施できることをシミュレータ訓練の結果，防災教育等の実施状況から効果（力量）の確認を行う。
実施組織	○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	○アクシデントマネジメント 教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○各班機能に応じた個別訓練	○必要な活動ができることを各班機能に応じた個別訓練の結果，総合訓練の結果，防災教育の実施状況から効果（力量）の確認を行う。
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	○アクシデントマネジメント 教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○各班機能に応じた個別訓練	○防災教育の実施状況，個別訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。

表7 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、保修等の業務に就く場合があり、各職場で現場業務を実施。 	教育及び訓練基本マニュアル
運転員	巡視点検	<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、設備ごと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

補足 1 要員の力量評価及び教育訓練の有効性評価について

1. 要員の力量評価

各要員の力量評価は、訓練における対応状況をあらかじめ定めた力量水準に照らして行う。具体的には、訓練ごとに設定した判定基準を満たした訓練を有効なものとし、その訓練における各要員の対応状況を評価する。評価は、当該訓練で既に力量を有している者を評価者として配置し、評価者が評価対象の要員の対応状況を確認し、表 2 に示す力量水準に照らして力量レベルを判定する。(表 1, 2 参照) なお、判定基準を満たさなかった訓練については、判定基準を満たすまで訓練を行う。

表 1 力量評価の例

訓練実施日時		平成〇年〇月〇日 〇時〇分～〇時〇分	
NO	訓練内容 [上段]	所要時間(分)	
	判定基準(目標値) [下段]		
①	高圧ケーブルM/C接続訓練	50	
	70分以内に完了(60分)		
②	低圧ケーブルMCC接続訓練	45	
	70分以内に完了(60分)		
要員名 個人力量評価	指揮者	東電太郎	合格
	担当者	東電次郎	優
		東電三郎	可
		東電四郎	良
評価者		東京雷太	

表 2 力量レベルと力量水準の例

力量レベル	力量水準
指揮者	<ul style="list-style-type: none"> 訓練手順書の指揮者の業務に精通し、作業班の指揮・統括ができる。 本部と連絡を取りながら、現場進捗状況の説明ができる。 本部と連絡を取りながら、プラント状況の理解ができる。
担当者 優	作業手順に精通し、自立的に、速やかに作業が実施できる技量を持っている。
担当者 良	手順書を確認しながらであれば、作業を自立的に実施可能である。
担当者 可	一人ではできないが、指示を受けながら作業が実施可能である。
担当者 不可	指示された作業ができない。

2. 教育訓練の有効性評価

教育訓練の有効性は、個別訓練ごとに必要人数を満たしているか否かを確認することで評価する。具体的には、各要員の力量評価の結果を訓練ごとに集約し、必要な力量を有した要員を確保できているか確認することにより行う。(表3参照) その結果、必要な力量を有した要員が確保できていない場合には、教育訓練の実施頻度、内容等を見直す。

表3 教育訓練の有効性評価の例

個別訓練項目	力量レベル	必要人数 ①	力量保持者数 ②	余裕人数 ②-①
消防車による注 水訓練	指揮者	21	48	27
	担当者 (優又は良)	49	122	73

社外評価に対するフィードバックについて

2015年6月29日から2015年7月13日にかけて、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉を対象に受審した国際原子力機関（IAEA）による運転安全評価レビューを具体例に、社外評価に対するフィードバックについて示す。

今回の社外評価では、運営面を中心とする有益な推奨を6件、提案を9件頂き、より高い水準の安全レベルを目指すために重要な課題であると認識した。指摘事項に対しては、発電所が中心となり本社と連携しレビュー直後から速やかに対策の検討を開始し、既に展開中のものもあり、今後、全てのレビュー内容を着実に反映していくこととしている。発電所内では定期的に進捗を確認するとともに、本社は発電所の対応状況を確認し、必要に応じて支援を行う。

また、今回のレビュー終了後から約18カ月後のフォローアップレビューを受けることにより、当社の改善の進捗を確認いただく予定です。

なお、今回の社外評価における主な指摘事項と当社の対応方針を下記の表に示す。

表 IAEA 運転安全評価レビューにおける指摘事項と対応方針（抜粋）

評価	指摘事項	対応方針
推奨	発電所構内において、安全手袋や安全帯の装着方法について、更なる周知・徹底が望まれる。	作業安全ルール全体に対して、リスクに見合う基準を明確にする。
	緊急時計画及び手順について、文書化が完了していない。	<ul style="list-style-type: none"> 警戒事態及び原子力緊急事態が発生した場合の基本的な対応計画を作成するとともに、各機能班の対応手順を明確にした個別手順を作成する。 緊急時における対応計画や個別手順を基に、引き続き計画的に訓練を実施する。（手順書整備後適宜実施）
提案	自衛消防隊が火災現場に到着するまでに、原子炉建屋入口にてエスコート（運転員）を待つ必要があり、目標時間の達成が困難になっている。	自衛消防隊が最短で火災現場へ到着するために、エスコートとの合流箇所を見直した上で訓練を実施し、改善を進める。
	放射線管理区域外への汚染物品の持ち出しや身体汚染の管理に改善の余地がある。	作業時、汚染区域出口に汚染検査員を常時配置し、作業員と物品の汚染検査を行う（従来は物品のみ）。

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。

添付資料 1.0.10

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

重大事故等発生時の体制について

< 目 次 >

1.	重大事故等対策に係る体制の概要.....	1.0.10-1
(1)	体制の特徴	1.0.10-1
(2)	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.....	1.0.10-2
(3)	重大事故等対策における判断者及び操作者について.....	1.0.10-2
a.	判断者の明確化	1.0.10-2
b.	操作者の明確化	1.0.10-3
2.	柏崎刈羽原子力発電所における重大事故等対策に係る体制について.....	1.0.10-3
(1)	発電所対策本部の体制概要.....	1.0.10-3
a.	所長の役割	1.0.10-3
b.	発電所対策本部の構成	1.0.10-3
c.	緊急時対策要員が活動する施設	1.0.10-5
(2)	発電所対策本部の要員参集.....	1.0.10-6
a.	運転員	1.0.10-6
b.	発電所内に常駐している緊急時対策要員	1.0.10-7
c.	発電所外から発電所に参集する緊急時対策要員	1.0.10-7
(3)	通報連絡	1.0.10-8
(4)	発電所対策本部内における各機能班との情報共有について.....	1.0.10-9
a.	プラント状況, 重大事故等への対応状況の情報共有	1.0.10-9
b.	指示・命令, 報告	1.0.10-9
c.	本社対策本部間との情報共有	1.0.10-10
(5)	交替要員の考え方.....	1.0.10-10
3.	発電所外における重大事故等対策に係る体制について.....	1.0.10-11
(1)	本社対策本部	1.0.10-11
a.	本社対策本部の体制概要	1.0.10-11
b.	本社対策本部設置までの流れ	1.0.10-12
c.	広報活動	1.0.10-13
(2)	原子力事業所災害対策支援拠点.....	1.0.10-13
(3)	中長期的な体制	1.0.10-13
表 1	態勢の区分と緊急時活動レベル (EAL)	1.0.10-15
表 2	所長 (原子力防災管理者) 不在時の代行順位.....	1.0.10-16
図 1	柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図 (第 2 次緊急時態勢・ 参集要員召集後 (6 号及び 7 号炉共運転中の場合))	1.0.10-17

図 2	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 (6号及び7号炉共運転中の場合))	1.0.10-18
図 3	柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図 (ブルーム通過時 (6号及び7号炉共運転中の場合))	1.0.10-19
図 4	中央制御室運転員の体制 (6号及び7号炉運転中の場合)	1.0.10-20
図 5	中央制御室運転員の体制 (6号炉運転中, 7号炉停止中の場合)	1.0.10-21
図 6	中央制御室運転員の体制 (6号及び7号炉停止中の場合)	1.0.10-22
図 7	発電所における態勢発令と緊急時対策要員の非常召集	1.0.10-23
図 8	重大事故等発生からの緊急時対策要員の動き (6, 7号炉対応要員)	1.0.10-24
図 9	自動呼出・安否確認システムによる非常召集連絡	1.0.10-25
図 10	緊急時対策要員の非常召集の流れ	1.0.10-26
図 11	免震重要棟内緊急時対策所 2階対策本部内における各機能班, 本社対策本部との 情報共有イメージ	1.0.10-27
図 12	重大事故等発生時の支援体制 (概要)	1.0.10-28
図 13	本社対策本部の構成	1.0.10-29
図 14	本社における態勢発令と緊急時対策要員の非常召集	1.0.10-30
図 15	全面緊急事態発生時の情報発信体制	1.0.10-31
図 16	本社対策本部及び原子力事業所災害対策支援拠点の構成	1.0.10-32
別紙 1	福島第一原子力発電所事故を踏まえた原子力防災組織の見直しについて	1.0.10-33
別紙 2	柏崎刈羽原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れ	1.0.10-42
別紙 3	自衛消防隊の体制について	1.0.10-51
別紙 4	重大事故等発生時における緊急時対策要員の動き	1.0.10-58
別紙 5	緊急時対策所における主要な資機材一覧	1.0.10-59
別紙 6	緊急時対策要員による通報連絡について	1.0.10-61
別紙 7	原子力事業所災害対策支援拠点について	1.0.10-62
別紙 8	発電所構外からの要員の参集について	1.0.10-64
補足 1	有効性評価シナリオと要員参集の整合性について	1.0.10-72
補足 2	当直副長による操作員への操作指示/確認手順について	1.0.10-74
補足 3	発電所が締結している医療協定について	1.0.10-75

1. 重大事故等対策に係る体制の概要

発電所において、重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合、又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大の防止、その他必要な活動を円滑に行うため、原子力防災管理者（所長）は、事象に応じて原子力警戒態勢、第1次、第2次緊急時態勢を発令し、所長を本部長とする原子力警戒本部又は緊急時対策本部（以下、「発電所対策本部」という。）を設置する。（表1）

また、発電所において原子力警戒態勢又は緊急時態勢の発令を受けた本社は、本社原子力警戒態勢又は本社緊急時態勢を発令し、本社に原子力警戒本部又は緊急時対策本部（以下、「本社対策本部」という。）を設置する。

原子炉施設に異常が発生し、その状況が原子力災害対策特別措置法（以下、「原災法」という。）第10条第1項に基づく特定事象である場合の通報、態勢の発令、対策本部の設置等については、原災法第7条に基づき作成している柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画（以下、「防災業務計画」という。）に定めている。

防災業務計画には、発電所対策本部の設置、原子力防災要員を含む緊急時対策要員を置くこと、並びにこれを支援するため本社対策本部を設置することを規定している。これらの組織により全社（全社とは、東京電力ホールディングス株式会社及び各事業子会社（東京電力フュエル&パワー株式会社、東京電力パワーグリッド株式会社、東京電力エナジーパートナー株式会社）のことをいい以下同様とする。）として原子力災害事前対策、緊急事態応急対策、及び原子力災害中長期対策を実施できるようにしておくことで、原災法第3条で求められる原子力事業者の責務を果たしている。

以下に具体的な重大事故等発生時の体制について示す。

(1) 体制の特徴

当社は、福島第一原子力発電所事故から得られた課題から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定め、米国における非常事態対応のために標準化されたIncident Command System(ICS)を参考に、重大事故等の中期的な対応が必要となる場合及び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に対応できるよう、原子力防災組織を構築している。（別紙1）

発電所における原子力防災組織は、その基本的な機能として、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・リソース管理を有しており、①の責任者として本部長（所長）が当たり、②～⑤の機能ごとに責任者として「統括」を置いている。

原子力防災組織の活動に当たり、各機能の責任者は情報収集を進め、それらの結果を踏まえ当面の活動目標を設定する（目標設定会議の開催）。

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（所長）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。

②～⑤の機能を担う必要要員規模は対応すべき事故の様相，また事故の進展や収束の状況により異なるが，プルーム通過の前・中・後でも要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織設計となっている。

(2) 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

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）（以下、「夜間及び休日」という。）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。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し，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。

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，夜間及び休日を含めて必要な緊急時対策要員を非常召集できるよう，定期的に連絡訓練を実施する。

(3) 重大事故等対策における判断者及び操作者について

a. 判断者の明確化

重大事故等対策の判断は全て発電所にて行うこととし，本社対策本部は全社大での体制にて，発電所で実施される対策活動の支援を行う。

運転員が使用する手順書（以下、「運転操作手順書」という。）に従い実施される事故時のプラント対応の判断は，事故発生号炉の当直副長が行う。

一方，発電所対策本部で実施される対応の判断は，緊急時対策要員が使用する手順書（以下、「緊急時対策本部用手順書」という。）上で役割分担に応じて定める責任者が行う。

プラントの同時発災時等において複数号炉での対応が必要な事象が発生した場合，運転操作手順書に従い実施される事故時のプラント対応の判断は，事故発生号炉の当直副長が行い，発電所対策本部は各プラントの状況（号機班）や使用可能な設備（復旧班），事象の進展（計画班・保安班）等の状況について目標設定会議等で共有し，本部長が対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。

b. 操作者の明確化

各種手順書は、運転員が使用する運転操作手順書と発電所緊急時対策要員が使用する緊急時対策本部用手順書と、使用主体によって整備している。

ただし、使用目的によっては、相互の手順の完遂により機能を達成する可能性があることから、重大事故等対処設備の操作に当たっては、中央制御室と発電所対策本部の間で緊密な情報共有を図りながら行うこととする。

2. 柏崎刈羽原子力発電所における重大事故等対策に係る体制について

(1) 発電所対策本部の体制概要

a. 所長の役割

所長は、発電所対策本部の本部長として統括管理を行い、責任を持って、原子力防災の活動方針の決定を行う。なお、所長が不在の場合又は欠けた場合は、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。(表2)

b. 発電所対策本部の構成

(a) 発電所対策本部

発電所対策本部は、実施組織及び支援組織に区分される。さらに支援組織は、技術支援組織及び運営支援組織に区分される。

実施組織は、重大事故等対策を実施する責任者として号機統括を配置し、号機統括のもと、号機班、当直(運転員)、復旧班及び自衛消防隊で構成する。

支援組織のうち技術支援組織は、復旧計画の戦略立案及び発電所内外の放射能の状況把握等を行う責任者として計画・情報統括を配置し、計画・情報統括のもと、計画班及び保安班で構成する。

支援組織のうち運営支援組織は、対外対応を行う責任者として対外対応統括及び発電所対策本部の運営を支援する責任者として総務統括を配置し、対外対応統括のもと、通報班及び立地・広報班で構成し、総務統括のもと、資材班及び総務班で構成する。

各班及び当直にはそれぞれ責任者である班長、当直副長を配置する。

統括及び班長が欠けた場合は、同じ機能を担務する下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とし、具体的な代行者の配置については上位の職位の要員が決定することをあらかじめ定める。

当直副長が欠けた場合は、当直長が当直副長の職務を兼務することをあらかじめ定める。

<実施組織>

号機統括：対象号炉に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わるプラント設備の

運転操作への助言，可搬型設備を用いた対応，不具合設備の復旧の統括
号機班：当直からの重要パラメータ及び常設設備の状況の入手，対策本部へイン
プット，事故対応手段の選定に関する当直のサポート，当直からの支援
要請に関する号機統括への助言

当直（運転員）：重要パラメータ及び常設設備の状況把握と操作，中央制御室内監
視・操作の実施，事故の影響緩和，拡大防止に関わるプラントの運転操
作。

復旧班：事故の影響緩和・拡大防止に関わる可搬型設備の準備と操作，可搬型設
備の準備状況の把握，号機統括へインプット，不具合設備の復旧の実施

自衛消防隊：火災発生時における消火活動

<技術支援組織>

計画・情報統括：事故対応方針の立案，プラントパラメータ等の把握とプラント
状態の予測，本部長への技術的進言・助言（重大事故等対処設備等，構
内設備の活用）

計画班：事故対応に必要な情報（パラメータ，常設設備の状況・可搬型設備の準
備状況等）の収集，プラント状態の進展予測・評価，プラント状態の進
展予測・評価結果の事故対応方針への反映，アクシデントマネジメント
の専門知識に関する計画・情報統括のサポート

保安班：発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価，被ばく管理，
汚染拡大防止措置に関する緊急時対策要員への指示，影響範囲の評価に
基づく対応方針に関する計画・情報統括への助言，放射線の影響の専門
知識に関する計画・情報統括のサポート

<運営支援組織>

対外対応統括：対外対応活動の統括，対外対応情報の収集，本部長へインプット

通報班：対外関係機関へ通報連絡

立地・広報班：自治体派遣者の活動状況把握とサポート，マスコミ対応者への支援

総務統括：発電所対策本部の運営支援の統括

資材班：資材の調達及び輸送に関する一元管理，原子力緊急事態支援組織からの
資機材受入調整

総務班：要員の呼集，参集状況の把握，対策本部へインプット，食料・被服の調
達，宿泊関係の手配，医療活動，所内の警備指示，一般入所者の避難指
示，物的防護施設の運用指示等

柏崎刈羽原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れにつ
いて別紙2に記す。また，発電所原子力防災組織（緊急時対策要員，運転員及び自衛
消防隊）の体制について図1～図3に，中央制御室の運転員の体制を図4～図6に，

自衛消防隊の体制について別紙3に記す。

(b) 発電所対策本部設置までの流れ

発電所において、警戒事象（その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく特定事象に至るおそれがある事象）が発生した場合、所長はただちに原子力警戒態勢を、特定事象又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生した場合、所長はただちに緊急時態勢を発令するとともに本社原子力運営管理部長へ報告する。

発電所総務班長は、発電所対策本部を設置するため、発電所緊急時対策要員を非常召集する。（図7）

所長は、発電所における緊急時態勢を発令した場合、速やかに発電所対策本部を設置する。

c. 緊急時対策要員が活動する施設

重大事故等が発生した場合において、発電所対策本部における実施組織及び支援組織が関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施するために、以下の施設及び設備を整備する。これらは、重大事故等発生時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設又は設備を使用することによって発電用原子炉の状態を確認し、必要な所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等対処のため夜間においても速やかに現場へ移動する。なお、これらは重大事故等への対応における各班、要員数を踏まえ数量を決定し、原子力防災訓練において、適切に活動を実施できる数量であることを確認している。（別紙4、5）

(a) 支援組織の活動に必要な施設及び設備

重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（SPDS）、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、衛星電話設備及び無線連絡設備等を備えた免震重要棟内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を整備する。

(b) 実施組織の活動に必要な施設及び設備

中央制御室、免震重要棟内緊急時対策所又は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型音声呼出電話設備、無線通話設備及び衛星電話設備等を整備する。また、電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施で

きるよう可搬型照明設備を整備する。

(2) 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。柏崎刈羽原子力発電所では、中長期的な対応も交替できるよう運転員以外の発電所職員についてもほぼ全員（約850名）が緊急時対策要員であることから、平日の勤務時間中での要員確保は可能である。

夜間及び休日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構築され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。

以下、発電所構内の要員数が少なくなる夜間及び休日における緊急時態勢発令時の体制について記載する。

a. 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。（図4）

1プラント運転中、1プラント運転停止中^{*}については、運転員を13名（図5）とし、また2プラント運転停止中については、運転員を10名（図6）とする。

^{*} 原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間

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に、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。

b. 発電所内に常駐している緊急時対策要員

夜間及び休日には、発電所内に常駐している緊急時対策所にて6号及び7号炉の対応を行う要員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（1～7号炉の対応を行う必要な要員は合計50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。（図2）

なお、6号及び7号炉の対応を行う緊急時対策要員合計44名（1～7号炉の対応を行う必要な要員は合計50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に、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。

c. 発電所外から発電所に参集する緊急時対策要員

(a) 非常召集の流れ

夜間及び休日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。（図9）

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（免震重要棟内緊急時対策所，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

発電所への参集者に対しては，発電所正門に参集場所となる緊急時対策所を掲示することにより，免震重要棟内緊急時対策所若しくは5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のどちらの施設で活動を実施しているかについて周知する。（図10）

(b) 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。（別紙8）

なお，夜間及び休日において，重大事故等が発生した場合の緊急時対策要員の参集動向（所在場所（準備時間を含む）～集合場所（情報収集時間を含む）～発電所までの参集に要する時間）を評価した結果，要員の参集手段が徒歩移動のみを想定した場合かつ，シルバーウィーク等の特異日であっても，5時間30分以内に参集可能な要員は半数以上（350名以上）と考えられることから，10時間以内に外部から発電所へ参集する6号及び7号炉の対応を行うために必要な要員（106名（発電所全体で114名））は確保可能であることを確認した。

非常召集により参集した要員の中から状況に応じて必要要員を確保し，夜間及び休日の体制から緊急時態勢の体制に移行する。なお，残りの要員については交替要員として待機させる。

(3) 通報連絡

原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合の通報連絡は通報班が行うが，夜間及び休日の場合，発電所に常駐している緊急時対策要員のうち5名（対外対応統括，通報班，立地・広報班，総務統括）並びに本社通報対応者3名で行うものとし，内閣総理大臣，原子力規制委員会，新潟県知事，柏崎市長，刈羽村長及びその他定められた通報連絡先に，所定の様式によりFAXを用いて一斉送信することにより，複数地点への連絡を迅速に行う体制とする。（別紙6）

- a. 内閣総理大臣，原子力規制委員会，新潟県知事，柏崎市長及び刈羽村長に対しては，電話でFAXの着信の確認を行うとともに，その他通報連絡先へもFAXを送信した旨を連絡する。
- b. その後，緊急時対策要員の召集で，参集した通報班の要員確保により，更なる時間短縮を図る。

(4) 発電所対策本部内における各機能班との情報共有について

発電所対策本部内における各機能班，本社対策本部間との基本的な情報共有方法は以下のとおりである。今後の訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。(図11)

a. プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有

- ①号機班がSPDS表示装置や通信連絡設備を用い，当直長又は当直副長からプラント状況を逐次入手し，ホワイトボード等に記載するとともに，主要な情報について発電所対策本部全体に共有するため発話する。
- ②計画班は，情報共有記録をもとにプラントパラメータを監視し，状況把握，今後の進展予測，中期的な対応・戦略を検討する。
- ③各機能班は，適宜，入手したプラント状況，周辺状況，重大事故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに，適宜OA機器（パーソナルコンピュータ等）内の共通様式に入力することで，対策本部内の全要員，本社対策本部との情報共有を図る。
- ④号機統括は，配下の各機能班の発話，情報共有記録を下に全体の状況把握，今後の進展予測・戦略検討に努めるとともに，定期的に配下の各機能班長を召集して，プラント状況，今後の対応方針について説明し，状況認識，対応方針の共有化を図る。
- ⑤本部長は定期的に各統括と対外対応を含む対応戦略等を協議し，その結果を本部室から対策本部内の全要員に向けて発話し，全体の共有を図る。
- ⑥号機班を中心に，本部長，各統括の発話内容をOA機器内の共通様式に入力し，発信情報，意思決定，指示事項等の情報を記録・保存し，情報共有を図る。

b. 指示・命令，報告

- ①各機能班は各々の責任と権限があらかじめ定められており，本部室での発話や他の機能班から直接聴取，OA機器内の共通様式からの情報に基づき，自律的に自班の業務に関する検討・対応を行うとともに，その対応状況をホワイトボード等への記載，並びにOA機器内の共通様式に入力することで，対策本部内の情報共有を図る。また，重要な情報について上司である統括へ報告するが，無用な発話，

統括への報告・連絡・相談で対策本部内の情報共有を阻害しないように配慮している。

- ②各統括は、配下の各機能班長から報告を受け、各班長に指示・命令を行うとともに、重要な情報について、適宜本部室で発話することで情報共有する。
- ②本部長は、各統括からの発話、報告を受け、適宜指示・命令を出す。
- ③号機班を中心に、本部長、各統括の指示・命令、報告、発話内容をOA機器内の共通様式に入力することで、本部対策内の全要員、本社対策本部との情報共有を図る。

c. 本社対策本部間との情報共有

緊急時対策所対策本部と本社対策本部間の情報共有は通信連絡設備、OA機器内の共有様式を用いて行う。

(5) 交替要員の考え方

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及び原子炉主任技術者に対して非常召集を行う。

夜間及び休日の場合、発電所内に宿直している運転員18名及び緊急時対策要員の初動要員44名（主要な統括・班長を含む。）にて初期対応を実施する（図2）。それ以外の緊急時対策要員は、自動呼出・安否確認システムにより非常召集される（図9）。（(2) 発電所対策本部の要員参集 c. 発電所外から発電所に参集する緊急時対策要員 参照）

6号及び7号炉の発電用原子炉主任技術者については、重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに発電所対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常召集が可能なエリア（柏崎市若しくは刈羽村）にそれぞれ1名待機させる。

発電用原子炉主任技術者は、非常召集中であっても通信連絡設備（衛星電話設備（可搬型）等）を携行することにより、発電所対策本部からプラントの状況、対策の状況等の情報連絡が受けられるとともに自ら確認することができる。

また、初動後の交替についても考慮し、主要な統括・班長、6号及び7号炉の発電用原子炉主任技術者の交替要員についても、発電所への参集が可能となるよう配慮する。

平日の勤務時間帯、夜間及び休日の場合いずれの場合も、時間の経過とともに必要とする人員（106名：図1）以上が集まることから、長期的対応に備え、対応者と待機者を人選する（図8、別紙8）。

必要人数を発電所に残し、残りは発電所外（原子力事業所災害対策支援拠点、自宅等）で待機し、基本的に12時間（目途）ごとに発電所外で待機している要員と交替す

ることで長期的な対応にも対処可能な体制を構築する。

なお、プルーム通過時においても対応する必要がある活動に対し、緊急時対策所に交替要員を確保した必要最小限の体制（主要な統括・班長、6号及び7号炉の発電用原子炉主任技術者をそれぞれ2名確保）を構築する（図3）。

3. 発電所外における重大事故等対策に係る体制について

発電所において原子力警戒態勢又は緊急時態勢の発令を受けた場合、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する体制を構築する。（図12）

以下に発電所外における体制について示す。

(1) 本社対策本部

a. 本社対策本部の体制概要

(a) 社長の役割

社長は、本社対策本部の本部長として統括管理を行い、全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため本社対策本部長としてその職務を行う。なお、社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、本社対策本部の副本部長がその職務を代行する。

(b) 本社対策本部の構成

本社対策本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて、重大事故等の拡大防止を図り、事故により放射性物質を環境に放出することを防止するために、特に中長期の対応について発電所対策本部の活動を支援することとし、事故進展評価及び放射線管理に関する支援事項の他、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう発電所対策本部が必要とする資機材や人員の手配・輸送、社内外の情報収集及び災害状況の把握、報道機関への情報発信、原子力緊急事態支援組織等関係機関への連絡、原子力事業所災害対策支援拠点の選定・運営、他の原子力事業者等への応援要請やプラントメーカー等からの対策支援対応等、技術面・運用面で支援する体制を整備する。（図13）

復旧統括：発電所事故対応作業の支援統括

復旧班：発電所の復旧方法の検討、立案及び発電所への助言等

計画・情報統括：プラント情報や放射線に関する情報、事故進展評価等の統括

情報班：事故状況、対応状況の把握及び本社対策本部内での情報共有、一元管理等

計画班：事故状況の把握、進展評価、環境への影響評価、発電所の復旧計画の策定支援等

保安班：放射性物質の放出量評価，周辺環境への影響の予測・評価，放射線管理
用資機材の配備，発電所関係者の線量管理等の支援等

対外対応統括：対外対応活動の統括

官庁連絡班：原子力規制庁等の関係官庁への通報連絡及び官庁への情報提供と質
問対応等

広報班：広報活動における全店統一方針と戦略の策定及びプレス対応（プレス文，
QA作成含む）等

立地班：発電所の立地地域対応の支援，自治体・防災センターへの情報提供，自
治体・防災センターからの要望対応等

総務統括：発電所復旧要員が的確に復旧活動を行うための支援の統括

通信班：社内外関係各所との通信連絡設備について復旧・確保の支援等

総務班：本社対策要員の非常召集，発電所対策要員の職場環境の整備，人員輸送
手段の確保等

厚生班：本社対策本部における食料・被服の調達及び宿泊関係の手配，発電所対
策要員の食料・被服の調達支援，現地医療体制整備支援等

資材班：発電所の復旧活動に必要な資機材の調達，適切な箇所への搬送等

支援統括：発電所の復旧に向けた支援拠点や支援の受入の統括

後方支援拠点班：原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ・運営，同拠点にお
ける社外関係機関（自衛隊，消防，警察等）との情報連絡等

支援受入調整班：官庁（自衛隊，消防，警察等）への支援要請・調整の窓口等

電力支援受入班：事業者間協力協定に基づく他原子力事業者からの支援受入調整，
原子力緊急事態支援組織からの支援受入調整等

b. 本社対策本部設置までの流れ

発電所において，警戒事象が発生した場合，所長はただちに原子力警戒態勢を，
特定事象又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生した場
合，所長はただちに緊急時態勢を発令するとともに本社原子力運営管理部長へ報告
する。

報告を受けた本社原子力運営管理部長はただちに社長に報告し，社長は本社にお
ける原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令する。

本社原子力運営管理部長から連絡を受けた本社総務班長は，本社対策本部を設置
するため，本社緊急時対策要員を非常召集する。（図14）

社長は，本社における原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令した場合，速やかに
原子力施設事態即応センターに本社対策本部を設置する。

なお，夜間及び休日において，本社対策本部体制が構築されるまでの間について
は，本社近傍で待機している原子力部門の宿直者3名にて初期対応を行うが，事象

の規模に応じて、他部門の宿直者（10名程度）の応援を含めた体制で初動対応を行う。

c. 広報活動

原子力災害発生時における広報活動については、原子力災害対策特別措置法第16条第1項に基づき設置される原子力災害対策本部（全面緊急事態発生時の場合）と連携することとしており、原子力規制庁緊急時対応センター（ERC）及び緊急事態応急対策等拠点施設（オフサイトセンター）との情報発信体制を構築し、本社対策本部にて対応を行う。（図15）

また、近隣住民を含めた広範囲の住民からの問い合わせについては、相談窓口等で対応を行い、記者会見情報等についてはホームページ等を活用し、情報発信する。

(2) 原子力事業所災害対策支援拠点

発電所構内には、7日間外部支援なしに災害対応が可能な資機材として、必要な量の食料、飲料水、防護具類（不織布カバーオール、ゴム手袋、全面マスク等）、燃料を配備している。

また、発電所において緊急事態勢が発令された場合、発電所外からの支援体制として、以下のとおり原子力事業所災害対策支援拠点を整備している。

社長は、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援するために、原子力災害対策特別措置法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を本社支援統括に指示する。

本社支援統括は、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。（別紙7）

後方支援拠点班長は、原子力事業所災害対策支援拠点へ必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点を運営し、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する。

原子力事業所災害対策支援拠点へ派遣された要員は、現場責任者の指揮の下、各チームの役割に基づき活動を行う。（図16）

また、事態の長期化による作業員等の増員に伴って増加する放射線管理業務等を行うための追加要員（24時間対応及び交替要員含む）については、全社大からの支援要員で対応することを基本とする。

(3) 中長期的な体制

重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本社対策本部が中心となって社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

具体的には、プラントメーカー（株式会社東芝、日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等発生時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び要員の派遣等について、協議・合意の上、「柏崎刈羽原子力発電所における原子力防災組織の発足時の事態收拾活動への協力」に係る覚書等を締結し、重大事故等発生時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

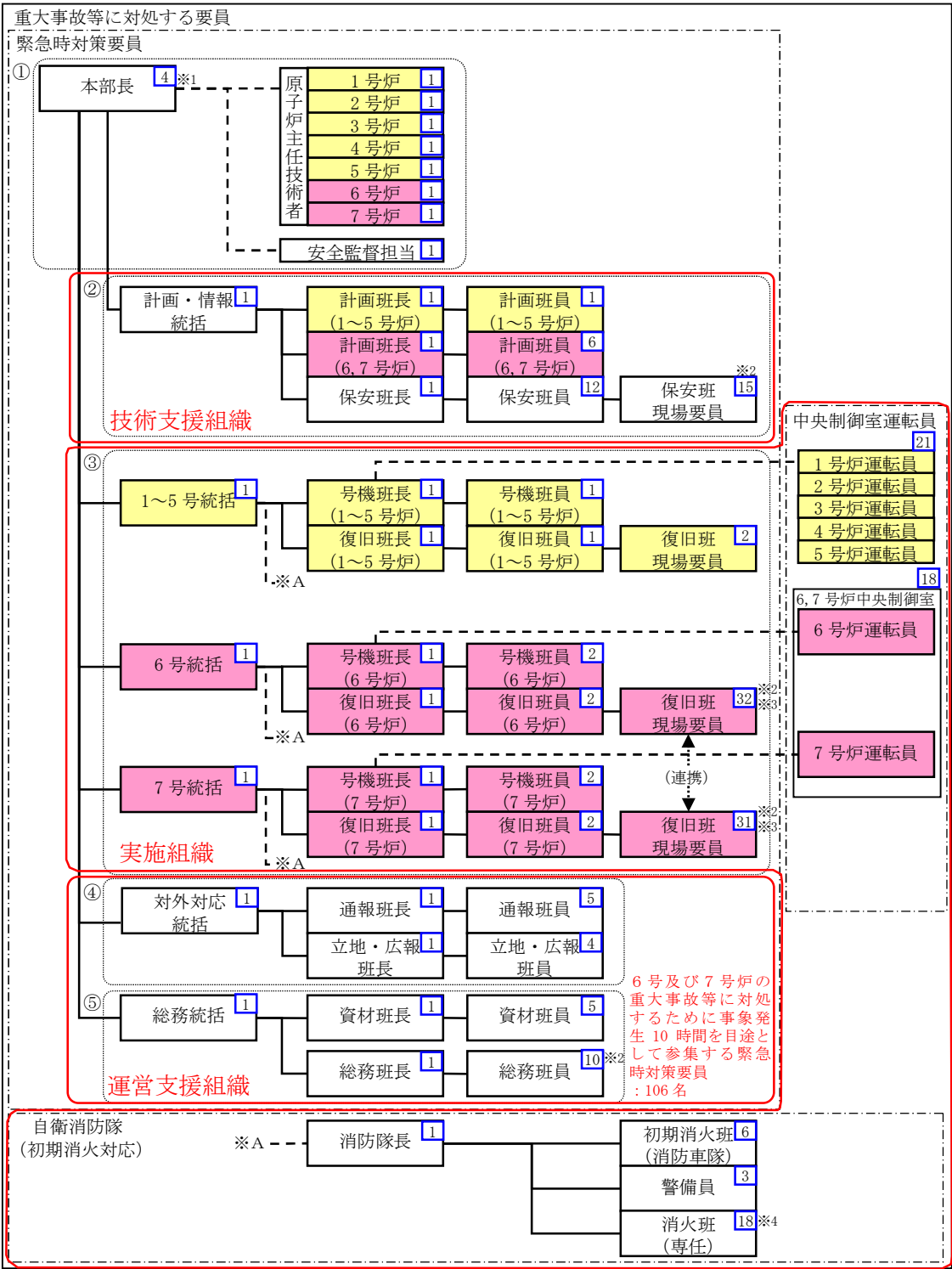
表1 態勢の区分と緊急時活動レベル (EAL)

態勢	緊急事態区分	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の種類
原子力警戒態勢	警戒事態	<ul style="list-style-type: none"> ○ 原子力防災管理者（所長）が、警戒事象（右の事象の種類参照）の発生について連絡を受け、又は自ら発見したとき。 ○ 原子力規制委員会から、警戒事態とする旨の連絡があったとき。 ○ 新潟県、柏崎市又は刈羽村から災害警戒本部又は災害対策本部（対策本部体制）を設置する旨の連絡があったとき。 	その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力施設における異常事象の発生又は、そのおそれがある状態が発生	(AL11)原子炉停止機能の異常のおそれ (AL21)原子炉冷却材の漏えい (AL22)原子炉給水機能の喪失 (AL23)原子炉除熱機能の一部喪失 (AL25)全交流電源喪失のおそれ (AL29)停止中の原子炉冷却機能の一部喪失 (AL30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ (AL42)単一障壁の喪失又は喪失可能性 (AL51)原子炉制御室他の機能喪失のおそれ (AL52)所内外通信連絡機能の一部喪失 (AL53)重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ ○外的事象（自然災害） ・大地震の発生、大津波警報の発令、竜巻等の発生 ○外的事象 ・原子力規制委員会の警戒本部設置 ○その他原子力施設の重要な故障等 ・原子力防災管理者が警戒を必要と認める原子炉施設の重要な故障等
第1次緊急時態勢	施設敷地緊急事態（原災法第10条事象）	<ul style="list-style-type: none"> ○ 原子力防災管理者（所長）が、特定事象（右の事象の種類参照）の発生について通報を受け、又は自ら発見したとき。 	原子力施設において、公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が発生	(SE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (SE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (SE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (SE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の放出 (SE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出 (SE06)施設内（原子炉外）臨界事故のおそれ (SE21)原子炉冷却材漏えいによる非常用炉心冷却装置作動 (SE22)原子炉注水機能喪失のおそれ (SE23)残留熱除去機能の喪失 (SE25)全交流電源の30分以上喪失 (SE27)直流電源の部分喪失 (SE29)停止中の原子炉冷却機能の喪失 (SE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失 (SE41)格納容器健全性喪失のおそれ (SE42)2つの障壁の喪失又は喪失可能性 (SE43)原子炉格納容器圧力逃し装置の使用 (SE51)原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失 (SE52)所内外通信連絡機能のすべての喪失 (SE53)火災・溢水による安全機能の一部喪失 (SE55)防護措置の準備及び一部実施が必要な事象の発生
第2次緊急時態勢	全面緊急事態（原災法第15条事象）	<ul style="list-style-type: none"> ○ 原子力防災管理者（所長）が、原災法第15条第1項に該当する事象（右の事象の種類参照）の発生について通報を受け、又は自ら発見したとき、若しくは内閣総理大臣が原災法第15条第2項に基づく原子力緊急事態宣言を行ったとき。 ○ 新潟県、柏崎市又は刈羽村から災害警戒本部又は災害対策本部（緊急時体制）を設置する旨の連絡があったとき。 	原子力施設において、公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が発生	(GE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (GE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (GE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (GE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出 (GE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出 (GE06)施設内（原子炉外）での臨界事故 (GE11)原子炉停止機能の異常 (GE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能 (GE22)原子炉注水機能の喪失 (GE23)残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失 (GE25)全交流電源の1時間以上喪失 (GE27)全直流電源の5分以上喪失 (GE28)炉心損傷の検出 (GE29)停止中の原子炉冷却機能の完全喪失 (GE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出 (GE41)格納容器圧力の異常上昇 (GE42)2つの障壁喪失及び1つの障壁の喪失又は喪失可能性 (GE51)原子炉制御室の機能喪失・警報喪失 (GE55)住民の避難を開始する必要がある事象発生

※EAL: Emergency Action Level AL: Alert SE: Site area Emergency GE: General Emergency

表2 所長（原子力防災管理者）不在時の代行順位

代行順位	役職
1	原子力安全センター所長
2	ユニット所長(5～7号炉)
3	ユニット所長(1～4号炉)
4	副所長(技術系所員)
5	防災安全部長
6	第二運転管理部長
7	第二保全部長
8	第一運転管理部長
9	第一保全部長
10	第二運転管理部運転管理担当
11	第二保全部保全担当
12	第一運転管理部運転管理担当
13	第一保全部保全担当

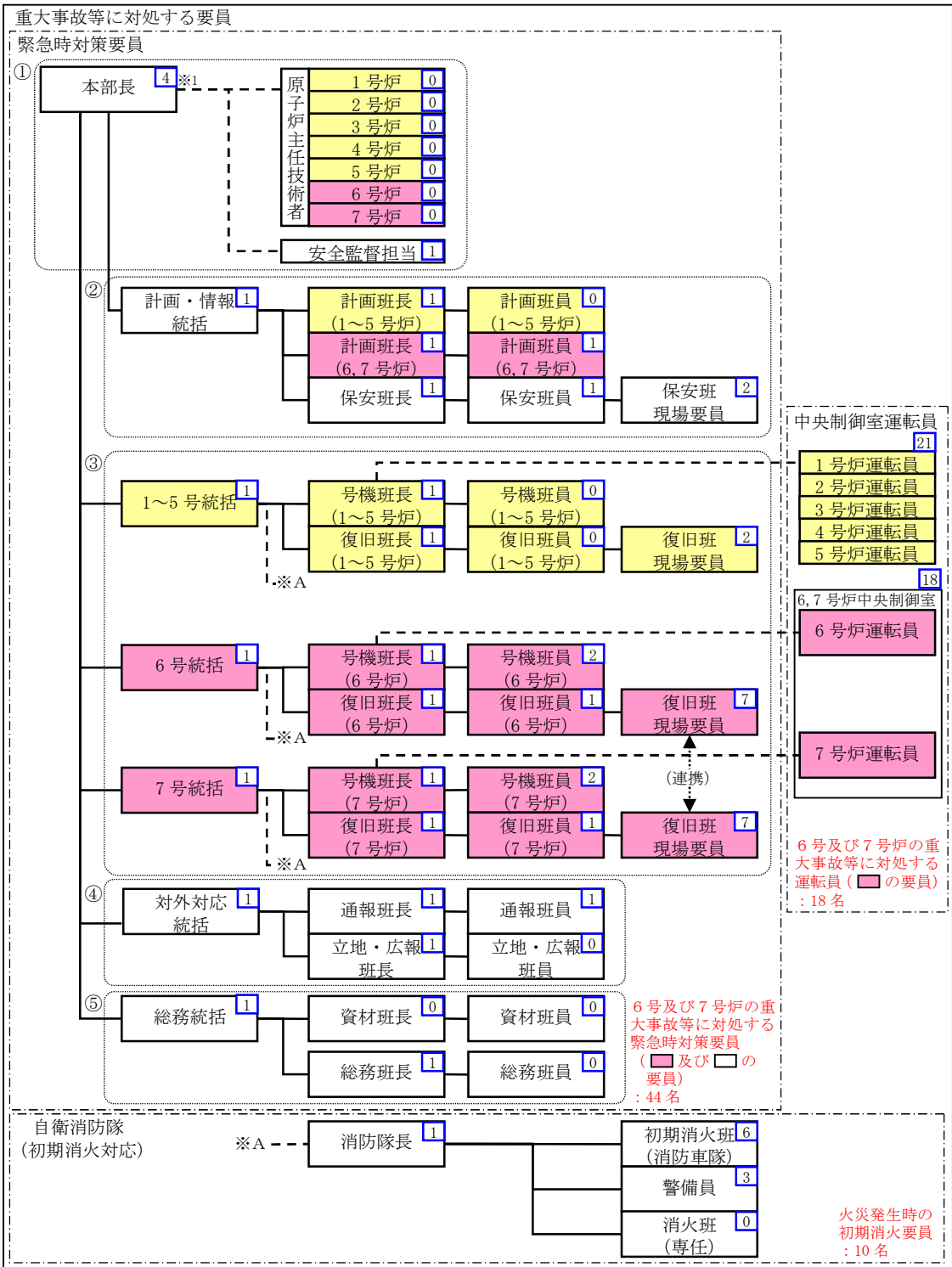


※1 本部付含む。
 ※2 班員については役割に応じたチームを編成する。
 ※3 復旧班現場要員は、6号及び7号炉の共用設備の対応を行う現場対応要員も含まれおり、いずれかに所属させていることから人数が異なっている。
 ※4 消火班は、火災の規模に応じ召集する。

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

■: 1~5号炉対応要員
 ■: 6号又は7号炉対応要員
 ■: 1~7号炉共通対応要員
 □: は人数を示す

図1 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図
(第2次緊急時態勢・参集要員召集後(6号及び7号炉共運転中の場合))

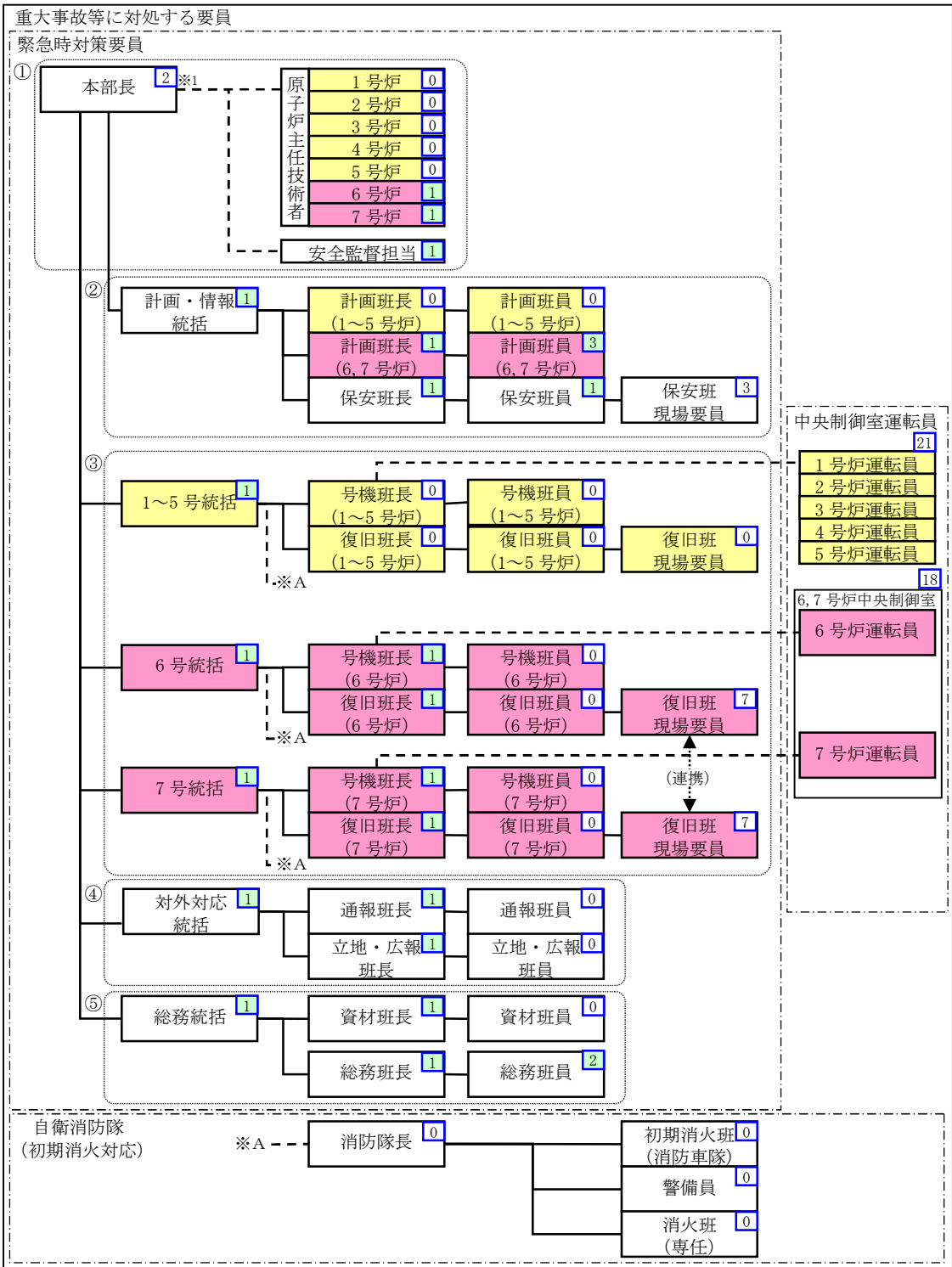


※1 本部付含む。

- : 1~5号炉対応要員
- : 6号又は7号炉対応要員
- : 1~7号炉共通対応要員
- : 人数を示す
- ① : 意思決定・指揮
- ② : 情報収集・計画立案
- ③ : 現場対応
- ④ : 対外対応
- ⑤ : ロジスティック・リソース管理

合計 : 99名
(6号及び7号炉の重大事故等に対処する要員 : 72名)

図2 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 (6号及び7号炉共運転中の場合))



※1 本部付含む。

- : 1~5号炉対応要員
- : 6号又は7号炉対応要員
- : 1~7号炉共通対応要員
- : は人数を示す
- : は交替要員あり
- ① : 意思決定・指揮
- ② : 情報収集・計画立案
- ③ : 現場対応
- ④ : 対外対応
- ⑤ : ロジスティック・リソース管理

合計：110名
(発電所内に留まる人数。
交替要員27名を含む。)

図3 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号炉共運転中の場合))

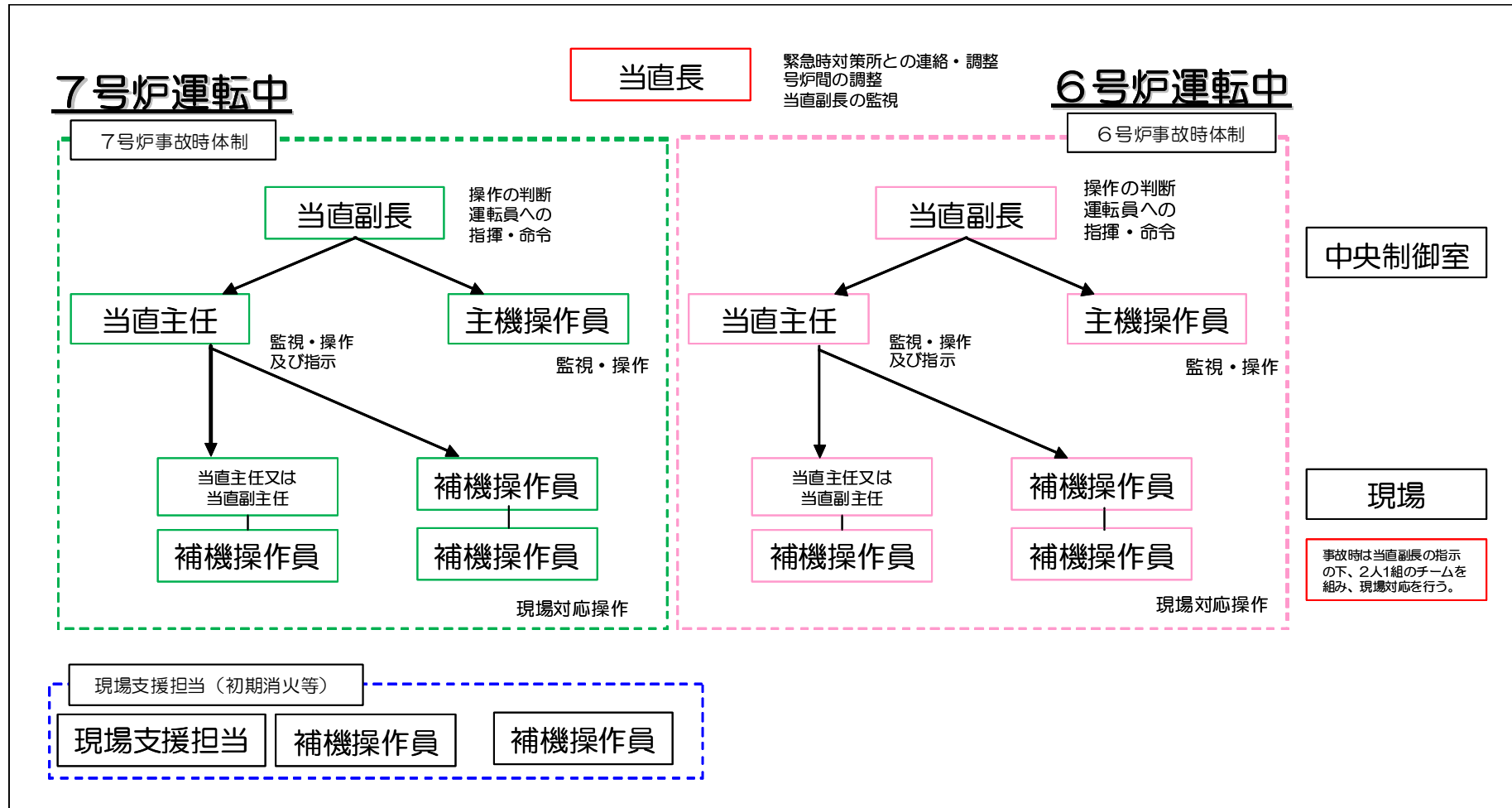


図4 中央制御室運転員の体制（6号及び7号炉運転中の場合）

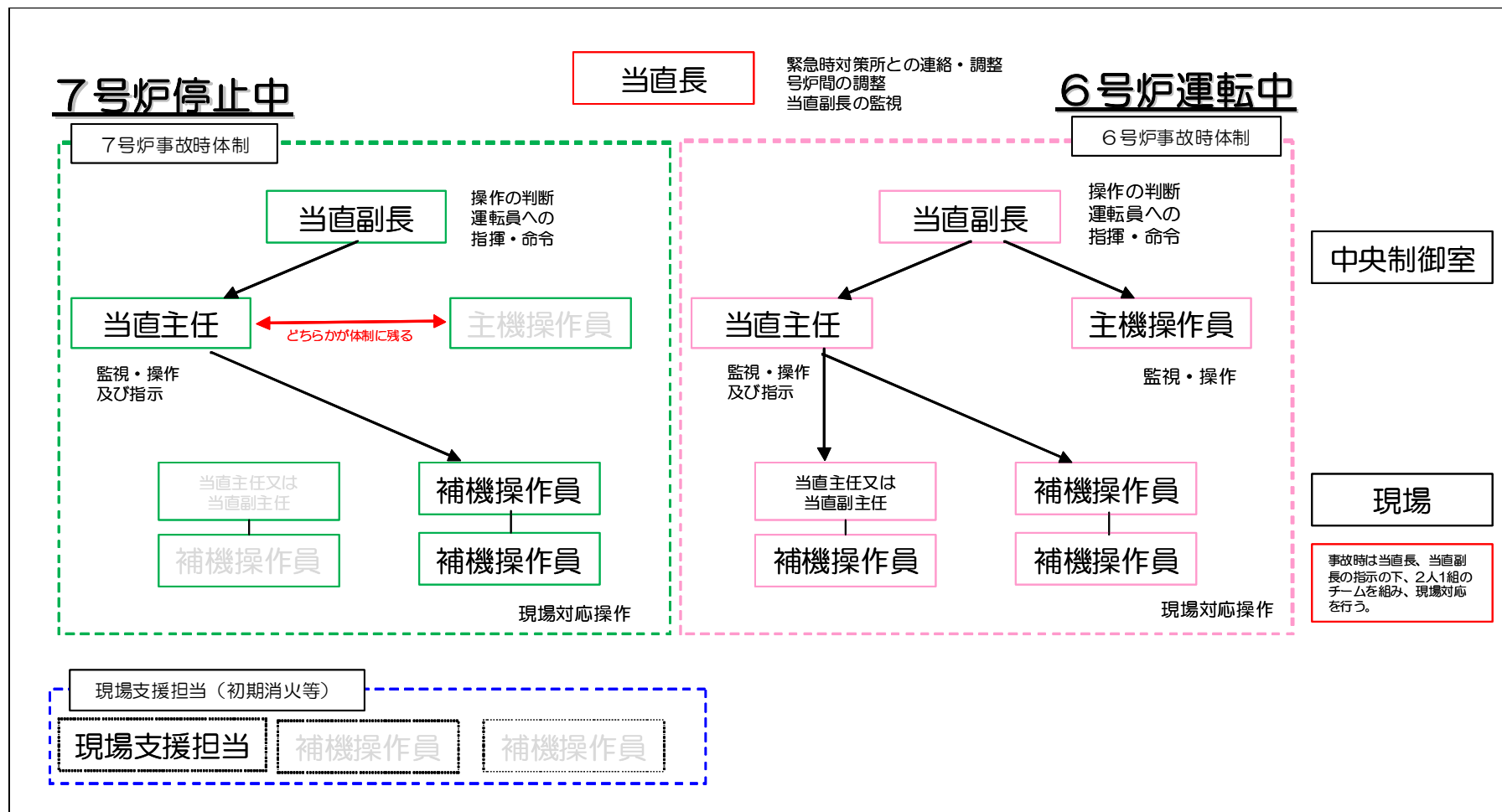


図5 中央制御室運転員の体制（6号炉運転中，7号炉停止中の場合）

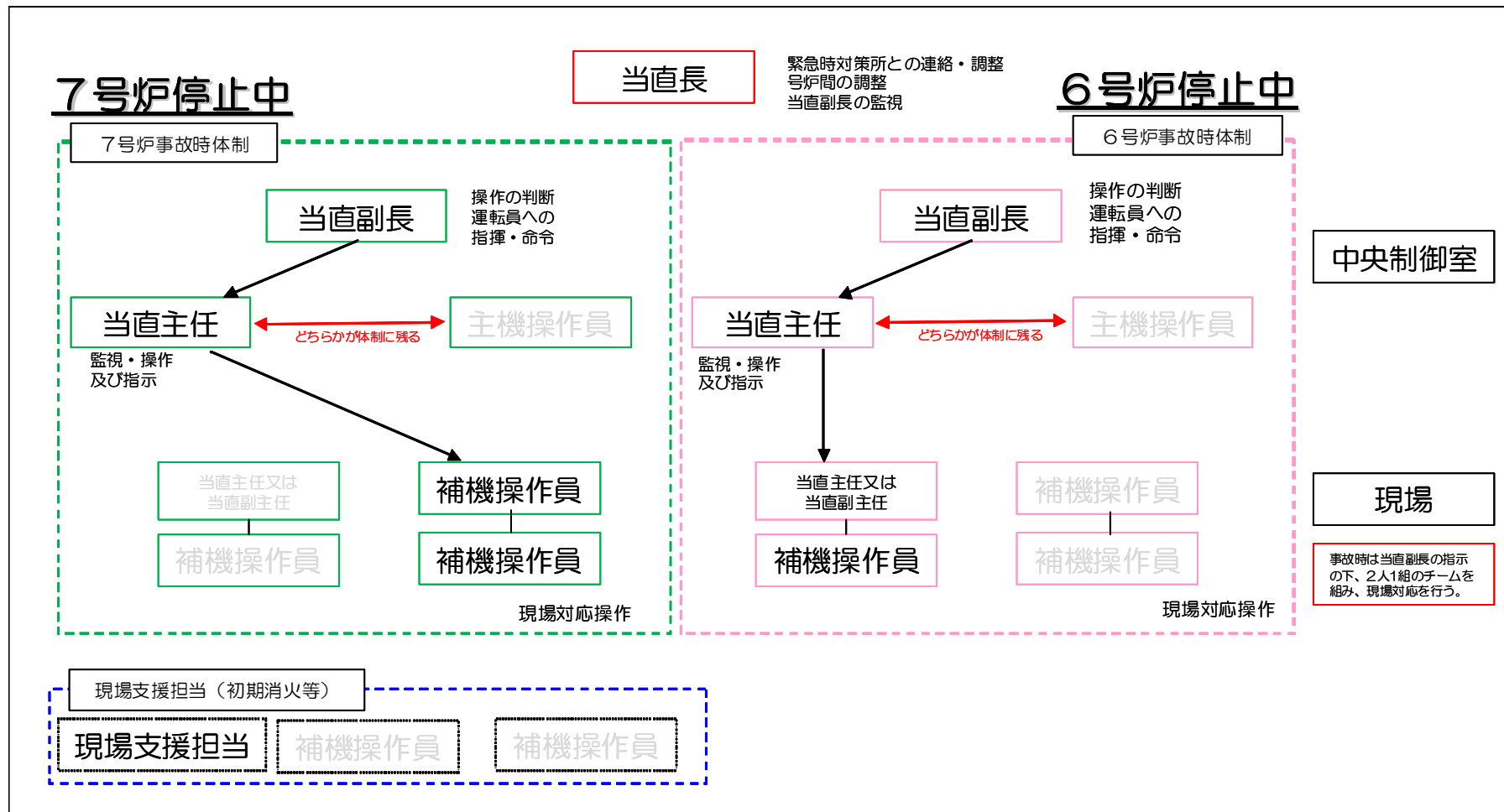
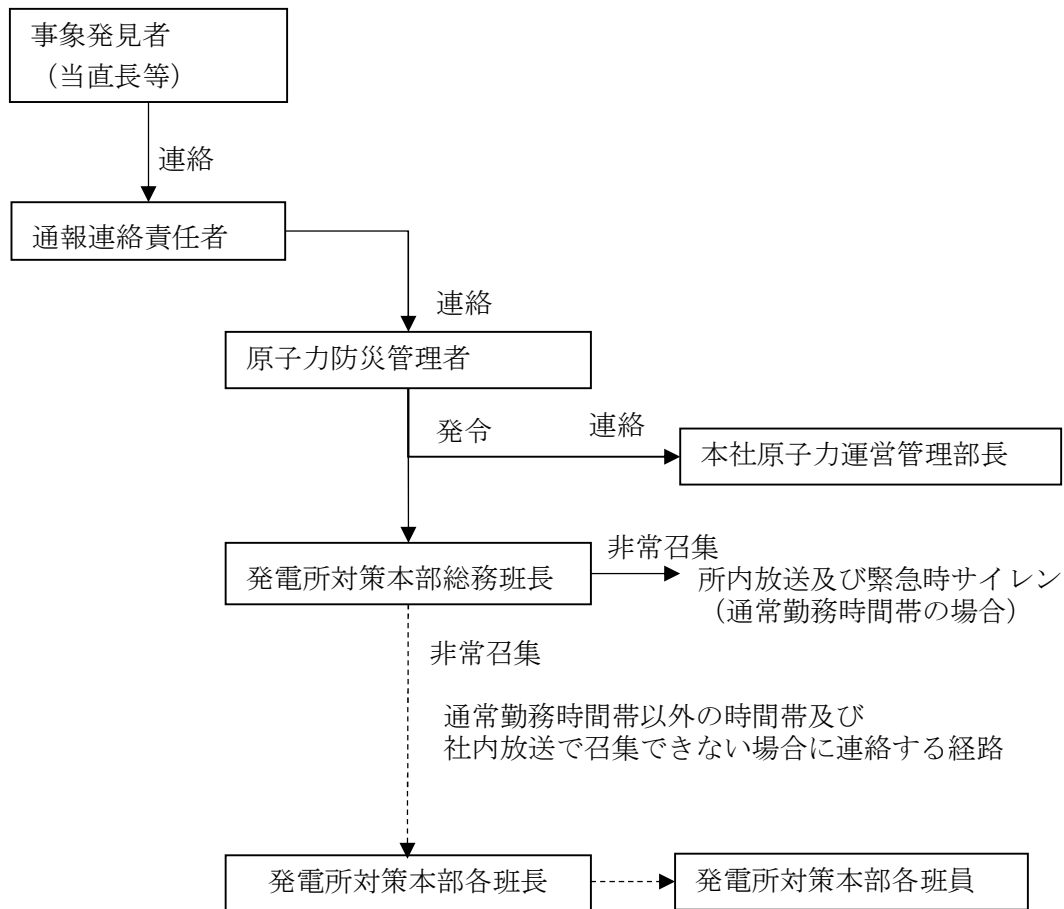
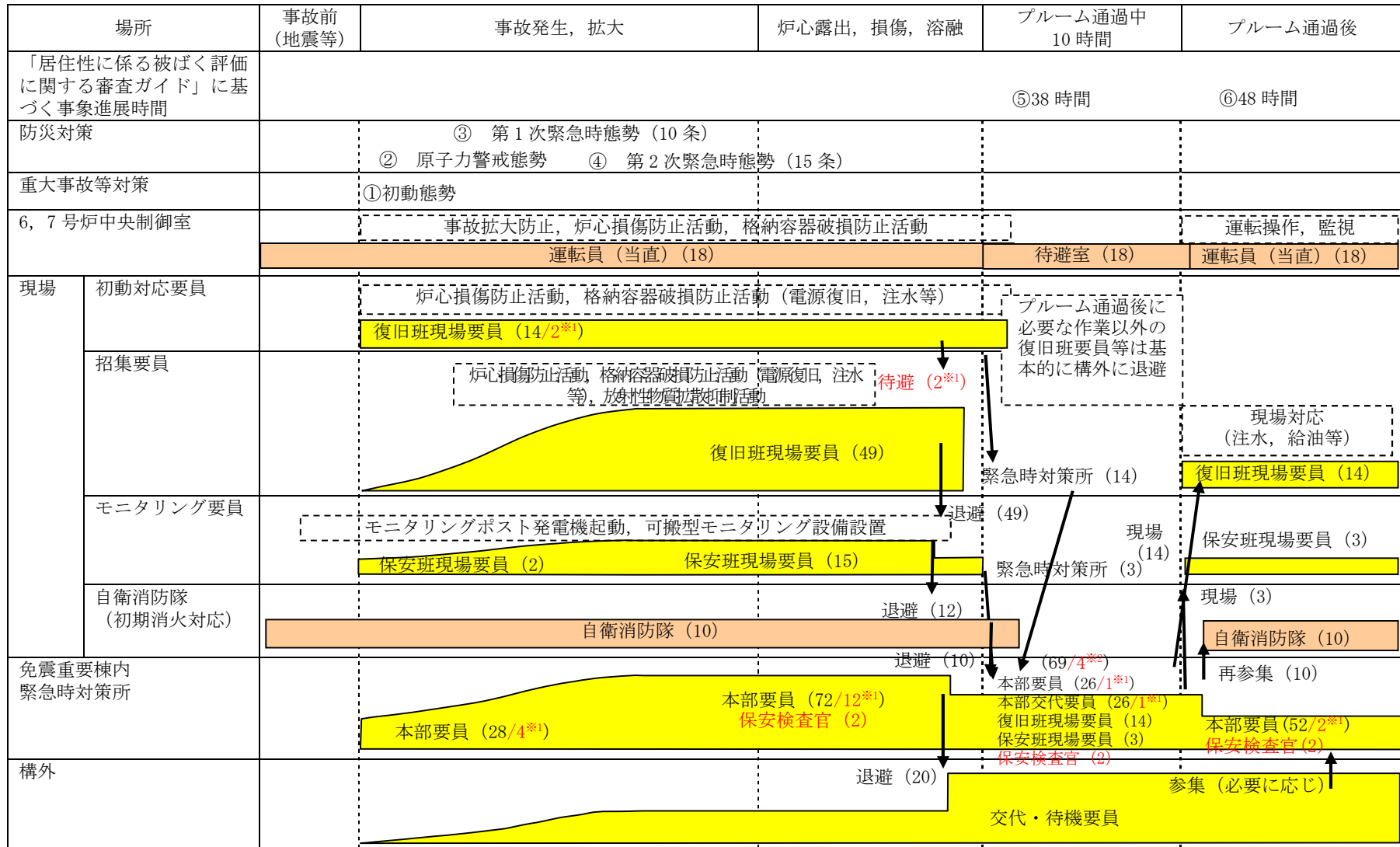


図6 中央制御室運転員の体制 (6号及び7号炉停止中の場合)



※原子力警戒事態発令の場合、「発電所対策本部」は「発電所警戒本部」に読み替える。

図7 発電所における態勢発令と緊急時対策要員の非常召集



※要員数については, 今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

※1: 1~5号炉に係る対応要員, ※2: 1~5号炉に係る対応要員/保安検査官の人数

図8 重大事故等発生からの緊急時対策要員の動き (6, 7号炉対応要員)

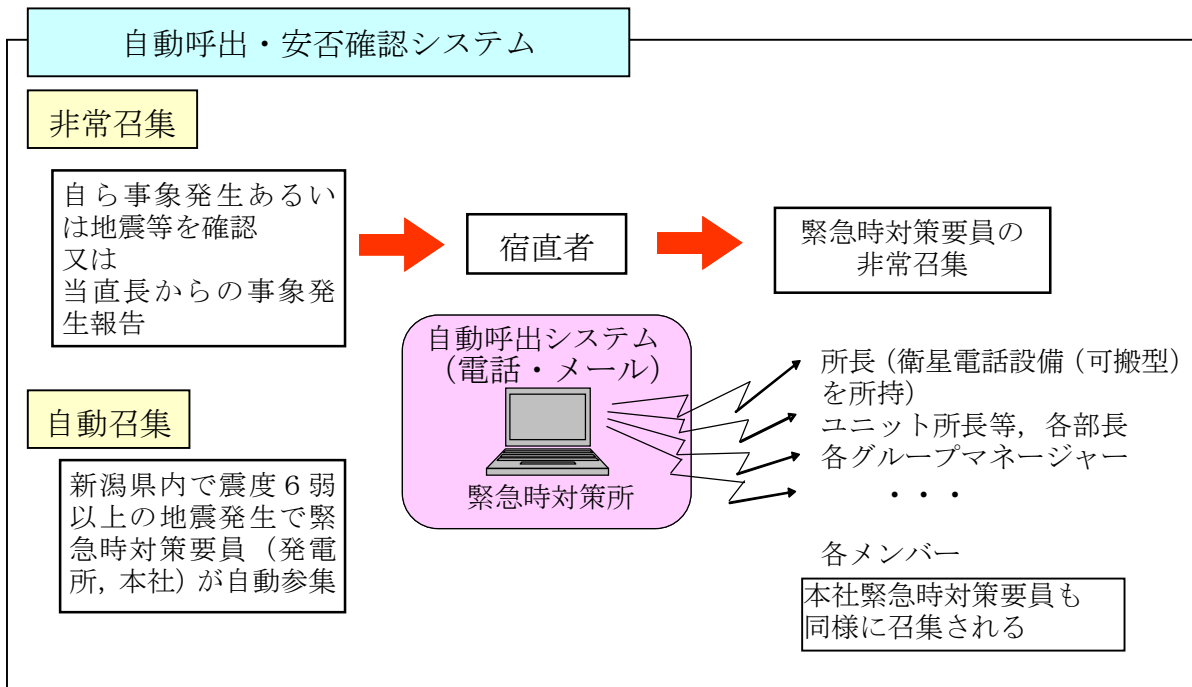


図9 自動呼出・安否確認システムによる非常召集連絡

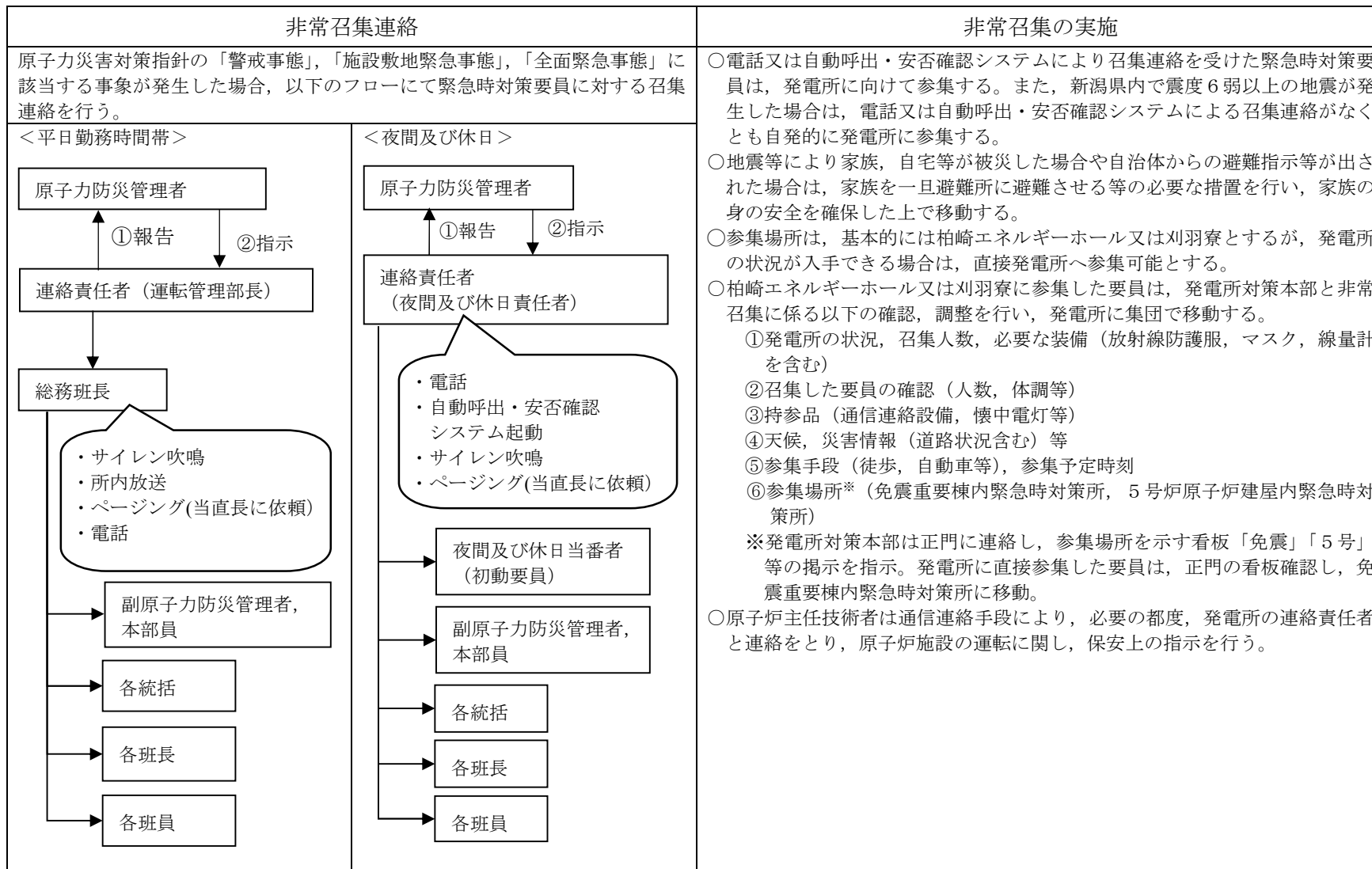


図10 緊急時対策要員の非常召集の流れ

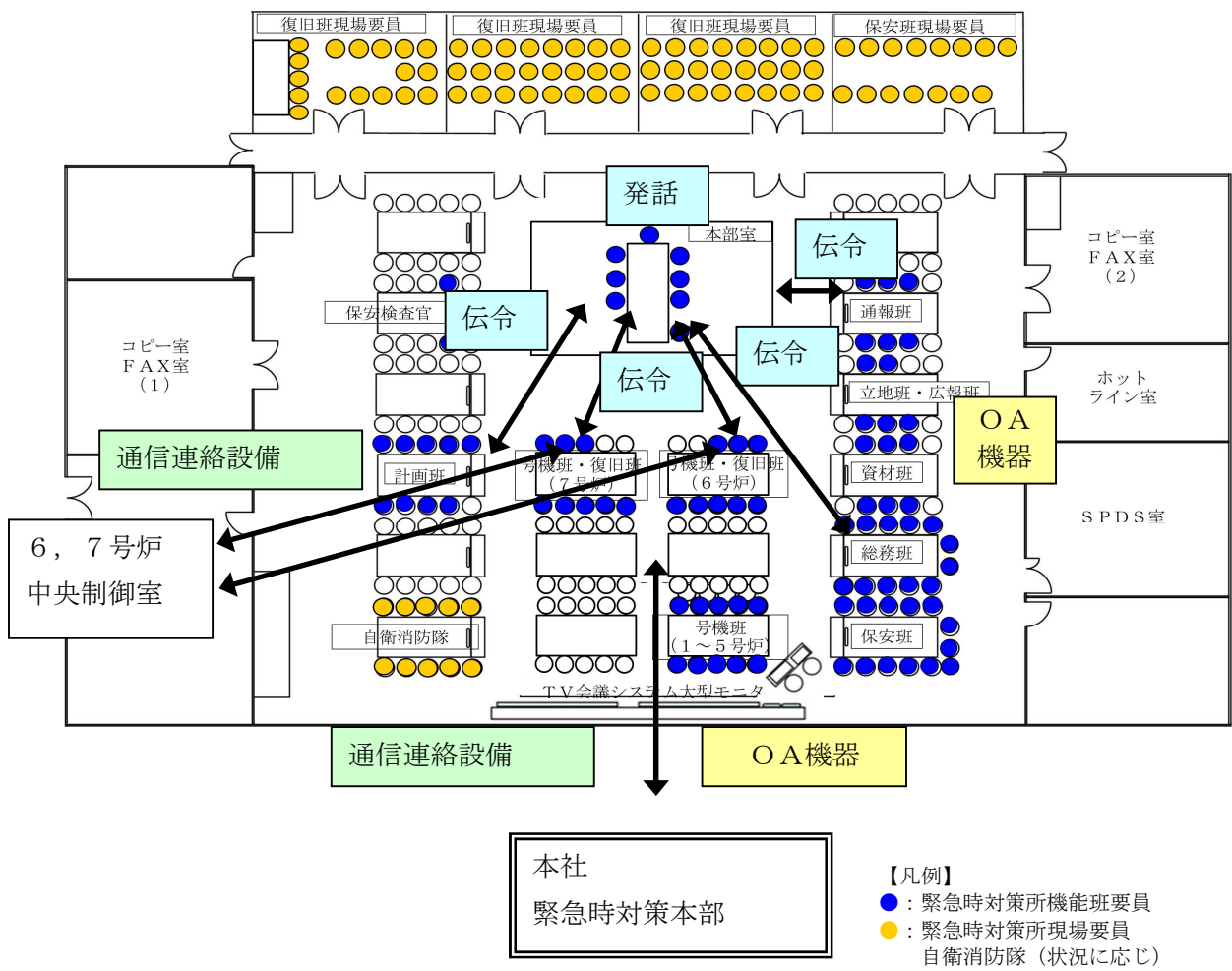


図 1 1 免震重要棟内緊急時対策所 2階対策本部内における各機能班，本社対策本部との
情報共有イメージ

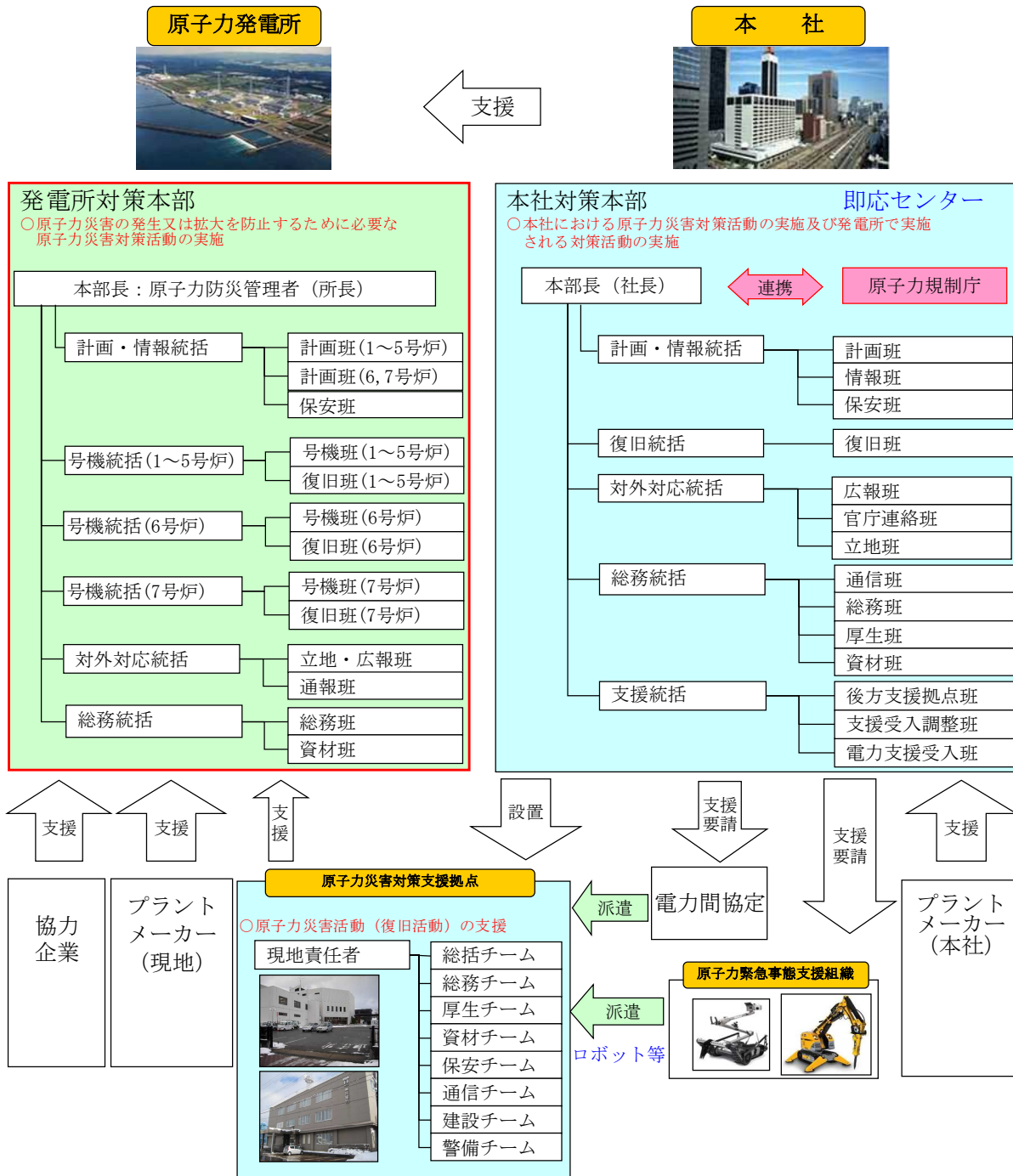
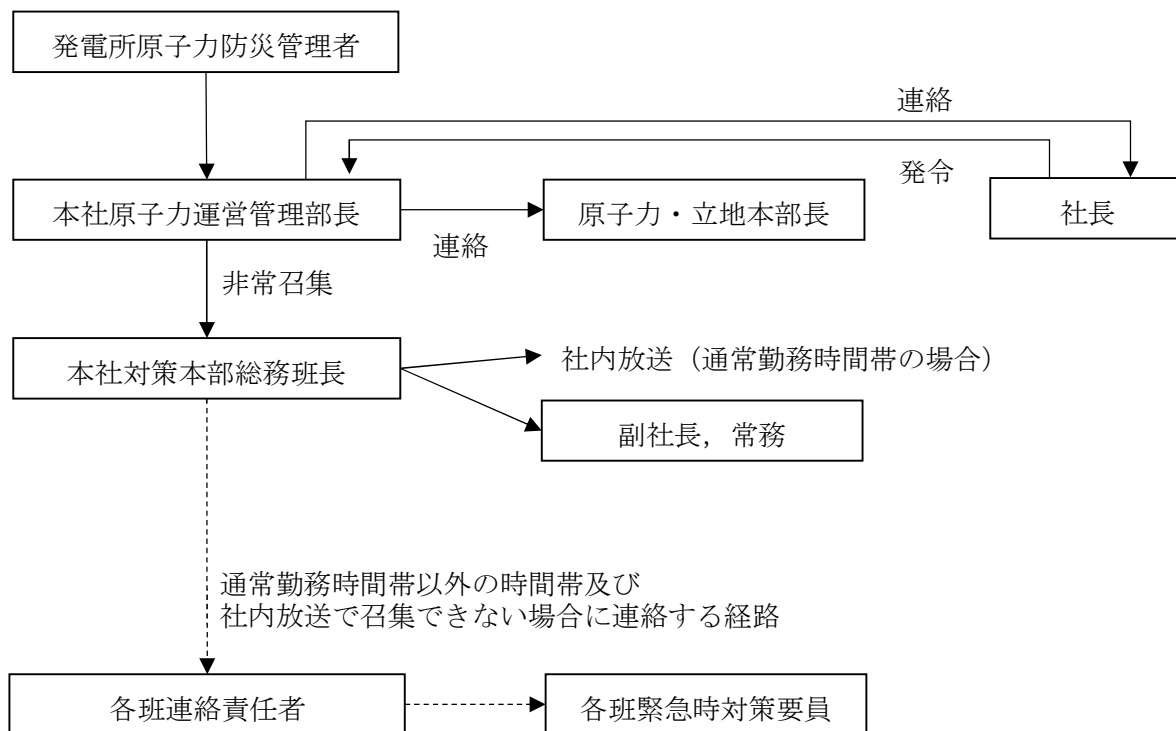


図 1 2 重大事故等発生時の支援体制（概要）



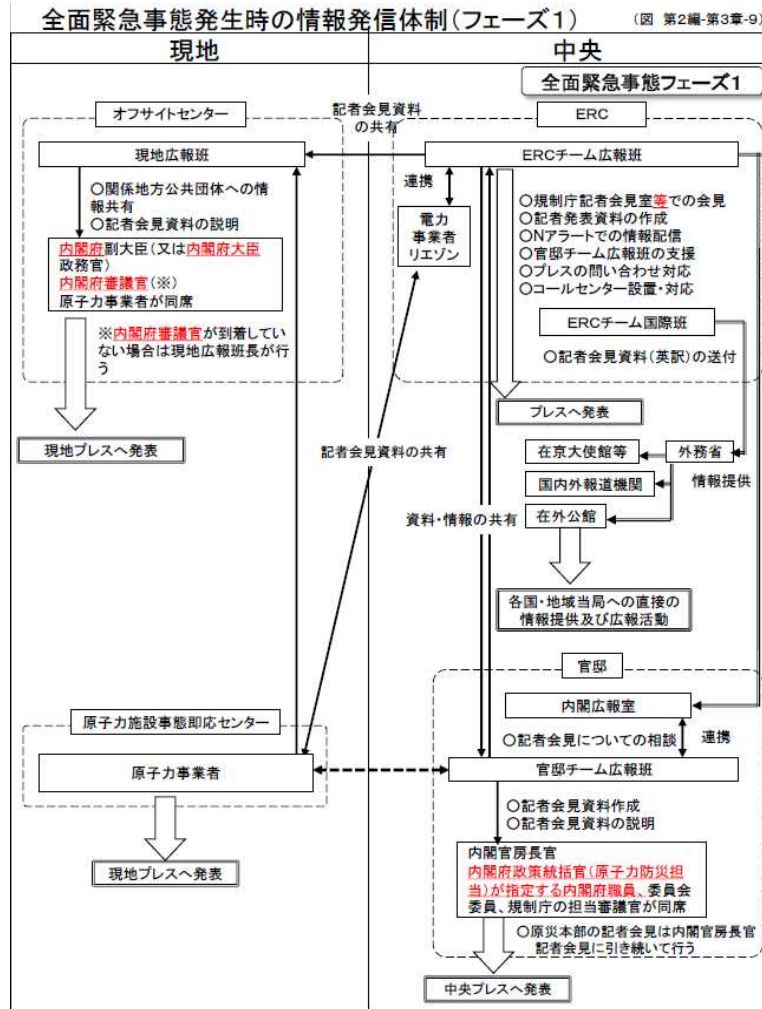
図 1.3 本社対策本部の構成



※原子力警戒事態発令の場合、「本社対策本部」は「本社警戒本部」に読み替える。

図 1 4 本社における態勢発令と緊急時対策要員の非常召集

(例) 全面緊急事態発生時の情報発信体制（フェーズ1：原子力緊急事態宣言後の初期の対応段階）



【中央、現地、原子力事業者の情報発信体制、役割分担】

①迅速かつ適切な広報活動を行うため、初動段階の事故情報等に関する中央での記者会見については原則として官邸に一元化。

官邸での記者会見に向けた情報収集及び記者会見の準備については、内閣府政策統括官（原子力防災担当）が指定する内閣府職員及び規制庁長官が指定する規制庁職員の統括の下、官邸チーム広報班その他の官邸チーム主要機能班（プラント班、放射線班、住民安全班等）、関係省庁、原子力事業者等が連携。

②オフサイトセンターでの情報発信に関しては、内閣府副大臣（又は内閣府大臣政務官）及び内閣府審議官（原子力防災担当）（又は代理の職員）（現地に到着していない場合は、現地広報班長）等が必要に応じて記者会見を行うものとする。その際、事故の詳細等に関する説明のため、原子力事業者に対応を要請。

③原子力事業所における情報発信に関しては、原子力事業者と連携して、特に必要とされるときは、規制庁長官が指定する規制庁職員が、記者会見を行うものとする。その記者会見の情報については、官邸チーム広報班及びERCチーム広報班に共有。

また、フェーズの進展に応じて地方公共団体・住民等とコミュニケーションをとって作業を進める。

(原子力災害対策マニュアル：原子力防災会議幹事会 平成 26 年 10 月 14 日一部改訂から抜粋)

図 1 5 全面緊急事態発生時の情報発信体制

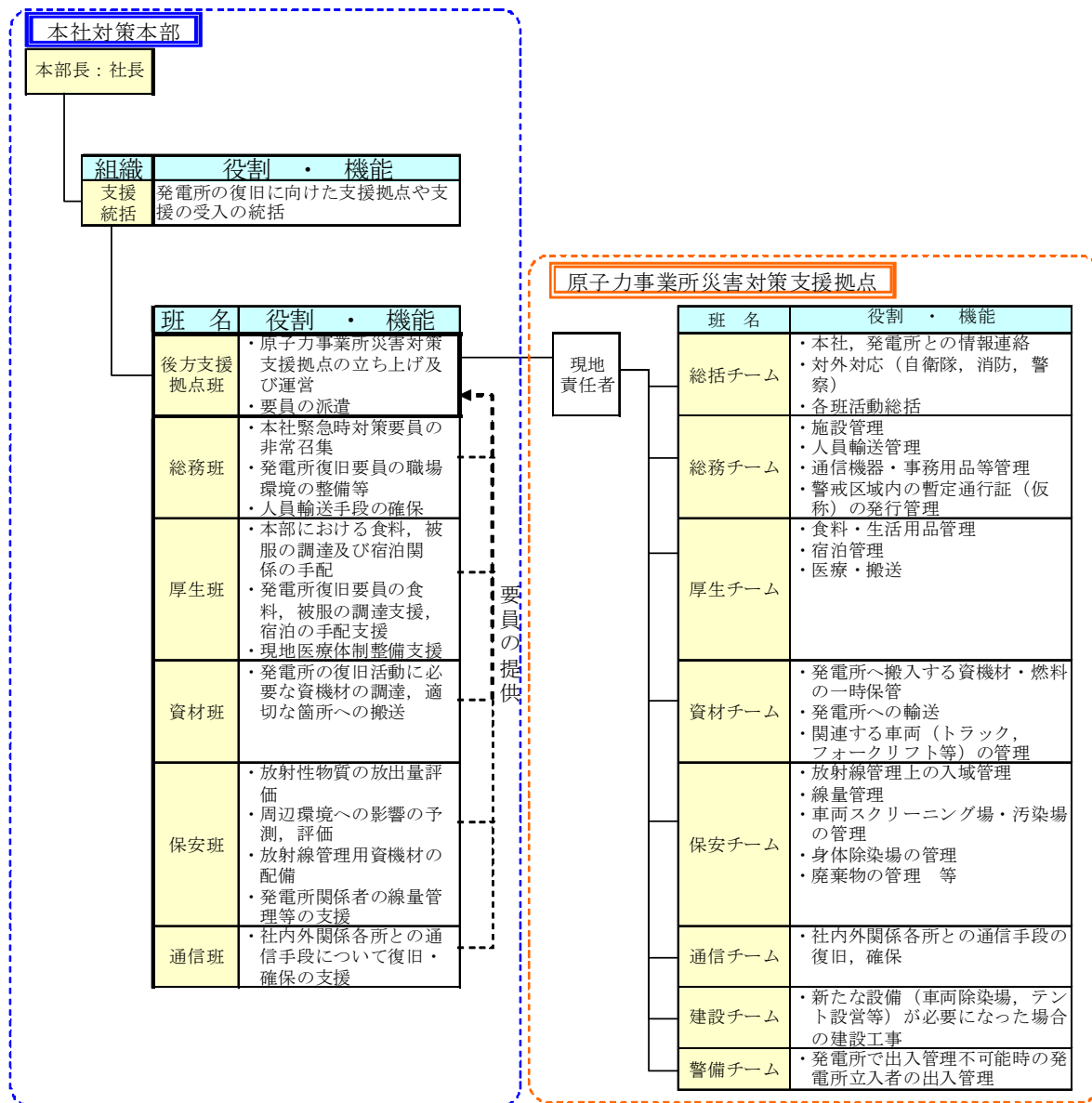


図 1 6 本社対策本部及び原子力事業所災害対策支援拠点の構成

福島第一原子力発電所事故を踏まえた原子力防災組織の見直しについて

(1) 福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要要件

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 1 に示す。

表 1 福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要要件

課 題*	必要要件
自然災害と同時に関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かかわらず、従前の機能班単位で活動した。	②号機班を設け号炉単位に連絡体制を密にする。
中央制御室と発電所対策本部の間、発電所対策本部と本社対策本部間において機器の動作状況を共有し、正しく共有できなかった。	③中央制御室と発電所対策本部間の通信連絡設備を強化する。
	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
発電所長が全ての班（12 班）を管理するフラットな体制で緊急時対応を行っていたため、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。

課題※	必要要件
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。
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放射線計測器の取扱研修を行い、放射線管理補助員を育成する。

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

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

b. 原子力防災組織に必要な要件の整理

柏崎刈羽原子力発電所及び本社の原子力防災組織は、福島第一原子力発電所での課題を踏まえ、発電所の複数の原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合及び重大事故等の中期的な対応が必要となる場合でも対応できるようにするため、当社の原子力防災組織へ反映すべき必要要件及び要件適用の考え方を表2に整理した。

表2 当社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

必要要件*		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。 ・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。 ・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1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3に示す。また、ICSにおける災害対策本部活動サイクルを図1に示す。

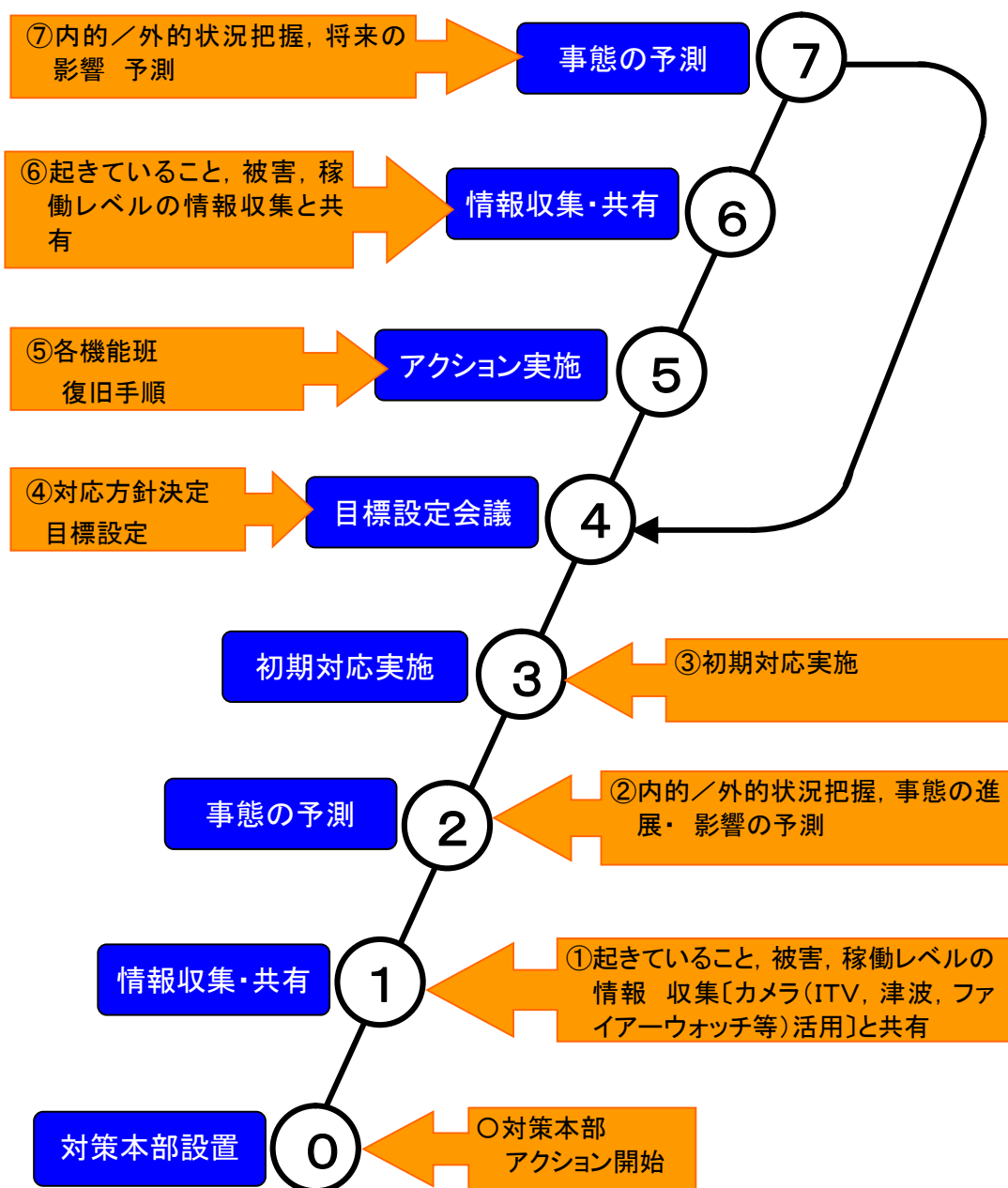
表3 ICSの主な特徴

特 徴	対応する要件※
<p>・災害規模に応じて拡大・縮小可能な組織構造</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、必要に応じて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>・監督限界の設定 (3～7名程度まで)</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>・直属の上司の命令のみに従う指揮命令系統の明確化</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>・決定権を現場指揮官に与える役割分担の明確化</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>	⑥ ⑨
<p>・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</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>・技量や要件の明確化と維持のための教育・訓練の徹底</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>・現場指揮官をサポートする指揮専属スタッフの配置</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



※緊急時統合調整システム Incident Command System(ICS)
基本ガイドブック (日本医師会) 参照

図1 ICSにおける災害対策本部活動サイクル*

ICSは上記の特徴から、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。

(2) 具体的な改善策

当社の原子力防災組織の具体的な改善策について以下に記す。

a. 組織構造上の特徴

- 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（発電所 図2，本社 図3）。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。（図2）
- 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。
- 現場指揮官の意思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確保に関し、各統括・班長に対して是正を促すことができる。

b. 組織運営上の特徴

- 指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くことがないようにする。
- 最終的な対応責任は発電所対策本部にあり、重大事故等発生時における本社対策本部の役割は、事故の収束に向けた発電所対策本部の活動の支援に徹すること、現地の発電所長からの支援要請に基づいて活動することを原則とし、事故対応に対する細かい指示や命令、コメントの発信を行わない。
- 必要な役割や対応について、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4）
- 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、発話内容を制限することで、適切な意思決定、指揮命令を行える環境を整備する。
- 発電所対策本部と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

ールとあわせて、同じミッションを持つ総括、班長間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選定。
- 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。

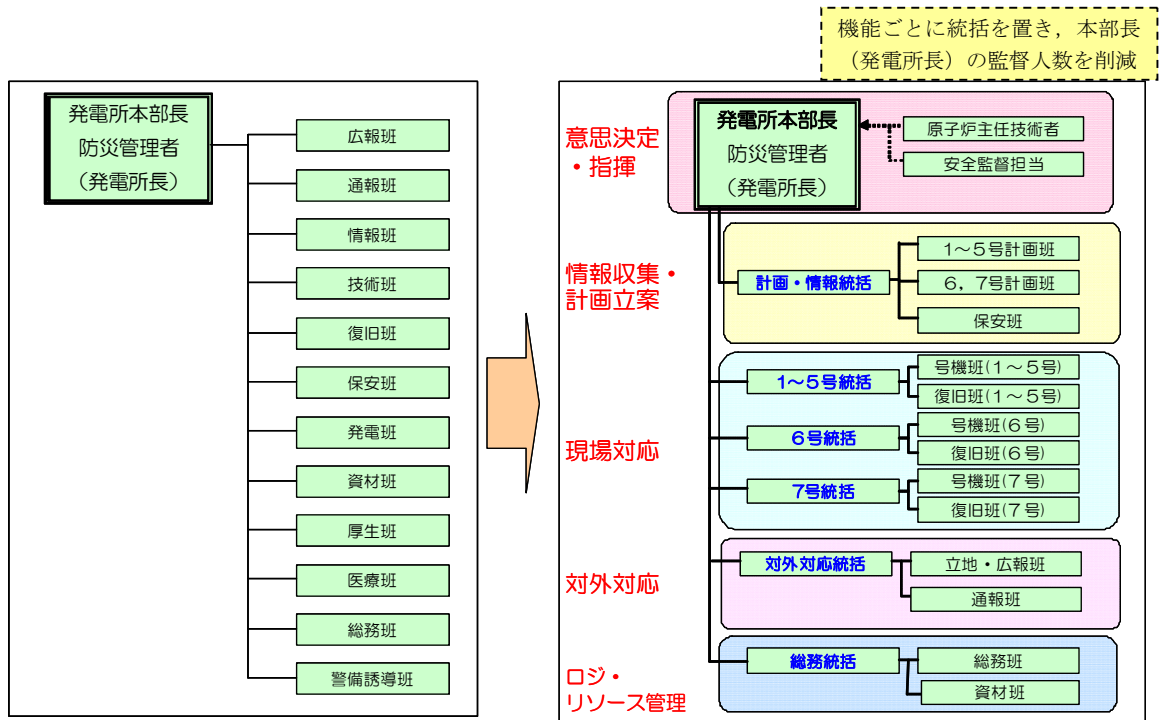


図2 柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織の改善

号機班は，号炉ごとに配置

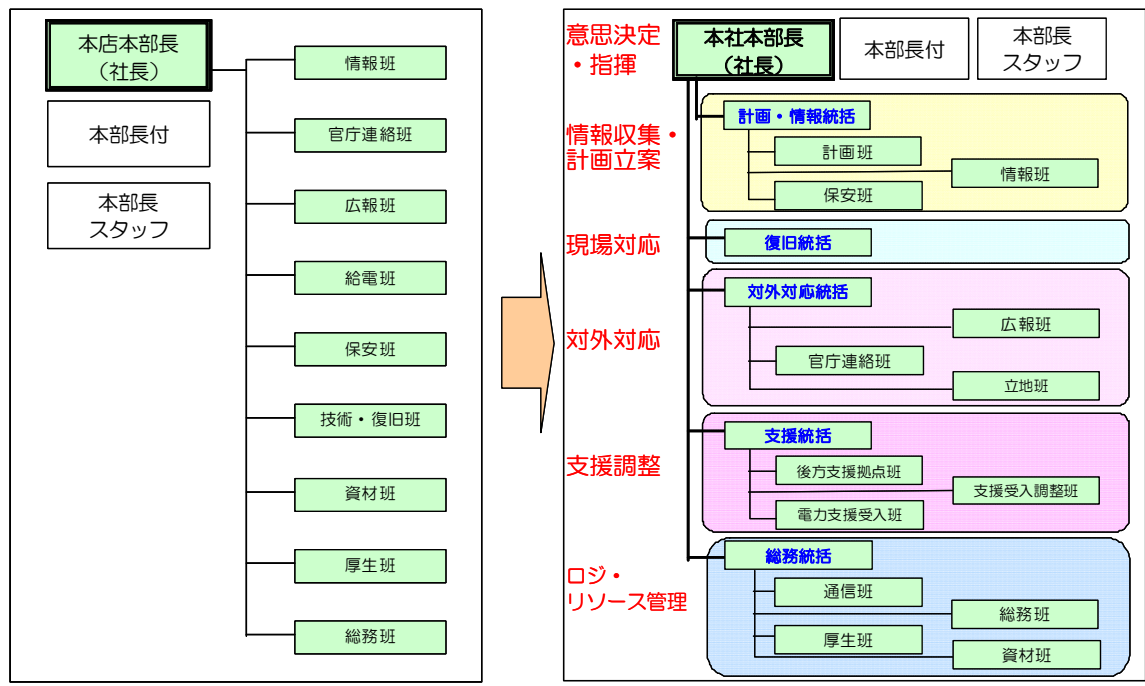
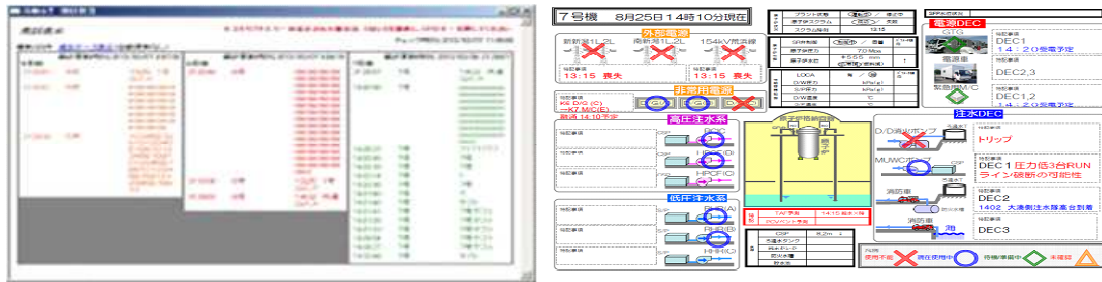


図3 本社の原子力防災組織の改善



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4 社内情報共有ツール

(3) 改善後の効果について

原子力防災組織を改善したことにより、以下の効果があると考えている。

- 指示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）の負担が低減され、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。

訓練シナリオを様々に変えながら訓練を繰り返すことで、技量の維持・向上を図るとともに、原子力災害は初期段階における状況把握と即応性が重要であることから、それらを中心に更なる改善を加えることにより、実践力を高めることが可能になると考えている。また、複数プラント同時事故に対応するブラインド訓練（訓練員に事前にシナリオを知らせない訓練）を継続することにより、重大事故時のマネジメント力と組織力が向上していくものと考えている。



図5 柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災訓練の様子

柏崎刈羽原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れ

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。

緊急時対策本部の体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

・機能ごとの整理

まず基本的な機能を以下の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。

・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、7号炉と長期停止号炉である1～5号炉に対応する組織を分離する。

・申請号炉の復旧操作対応

申請号炉である6、7号炉については、万一の両プラント同時被災の場合の輻輳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役割を委譲していることから、3名の統括を通じて全号炉の管理をするが、プラントが事前の想定を超えた状況になり、2基を超えるプラントで本部長が統括に対して直接の指示を行う必要が生じた場合には、本部長の判断により、本部長が指名した者と本部長が役割を分割し、それぞれの担当号炉を分けて管理する。(図2)

・発電所全体に亘る活動

発電所全体を所管する自衛消防隊は、火災の発生箇所、状況に応じて、1～5号統括、6号統括、7号統括のいずれかの指揮下で活動する。

また、発電所全体を所管する保安班は、計画・情報統括配下に配置する。

2. 役割・機能（ミッション）

緊急時対策本部における各職位の役割・機能（ミッション）を、表1に示す。

この中で、特に緊急時にプラントの復旧操作を担当する号機班と復旧班、及び号機統括の役割・機能について、以下のとおり補足する。

○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無くても、当直が手順にしたがって自律的に実施し、号機班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一、当直の対応に疑義がある場合には、号機班長は当直に助言する。

○復旧班： 設備や機能の復旧や、可搬型設備を用いた対応を実施する。

これらの対応の実施については、復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧班が手順にしたがって自律的に準備し、号機統括へ状況の報告を行う。

○号機統括： 当直及び号機班と復旧班の実施するプラント復旧操作に関する報告を踏まえて、担当号炉における復旧活動の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での復旧操作については当直及び復旧班にその実施権限が委譲されているため、号機統括は万一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。

3. 指揮命令及び情報の流れについて

緊急時対策本部において、指揮命令は基本的に本部長を頭に、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。これとは別に、常に横方向の情報共有が行われ、例えば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。

以上のような指揮命令及び情報の流れについて、具合例として以下の2つのケースの場合を示す。

(ケース1) 可搬型代替注水ポンプによる6号炉への注水(定められた手順で対応が可能な場合の例: 図3)

- ・復旧班長(6号炉)の指示の下、6号復旧班が自律的に可搬型代替注水ポンプによる送水を準備、開始する。
- ・復旧班長(6号炉)は、6号統括に状況を報告するとともに号機班(6号炉)にも情報を共有する。
- ・6号炉当直副長の指示の下、運転員が自律的に原子炉への注水ラインを構成する。
- ・号機班長(6号炉)は、6号統括に状況を報告するとともに復旧班(6号炉)にも情報を共有する。
- ・号機班長(6号炉)は復旧班から共有された情報をもとに、原子炉注水の準備ができたことを運転員に連絡する。
- ・運転員は原子炉への注水を開始する。
- ・号機班長(6号炉)は6号統括に、原子炉への注水開始を報告する。

(ケース2) 複数個所の火災発生(自衛消防隊の指揮権が委譲される場合の例: 図4)

- ・6号炉での火災消火のため、6号統括が自分の指揮下に入るよう自衛消防隊に命じ出動を指示する。
- ・自衛消防隊が6号炉で活動中に1号炉で火災発生。1号炉当直副長は初期消火班にて対応する。
- ・両火災の対応の優先度について1～5号統括と6号統括を中心に本部にて協議し、本部長の判断にて「6号炉での消火活動の継続」を決定する。
- ・6号炉消火後、6号統括は、自衛消防隊に1号炉へ移動するよう指示し、自衛消防隊の指揮権を1～5号統括に委譲する。
- ・自衛消防隊は1～5号統括の指揮の下、1号炉の消火活動を実施する。

3. その他

(1) 夜間及び休日の体制

夜間及び休日については、上述した体制をベースに、特に初動対応に必要な要員を中心に宿直体制をとり、常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していくこととなる。

(2) 要員が負傷した際の代行の考え方

特に夜間及び休日において万一何らかの理由で要員が負傷する等により役割が実行できなくなった場合には、平日の勤務時間帯のように十分なバックアップ要員がないことが考えられる。こうした場合には、同じ機能を担務する下位の職位の要員が代行するか、又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務する（例：復旧班長が負傷した場合は復旧班副班長が代行するか、又は統括が兼務する）。

具体的な代行者の選定については、上位職の者（例えば班長の代行者については統括）が決定する。

表1 各職位のミッション

職 位	ミ ッ シ ョ ン
本部長	<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・情報統括へのサポート
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・情報統括へのサポート
号機統括	<ul style="list-style-type: none"> ・対象号炉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 ・当直からの支援要請に関する号機統括への助言
当 直（運転員）	<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

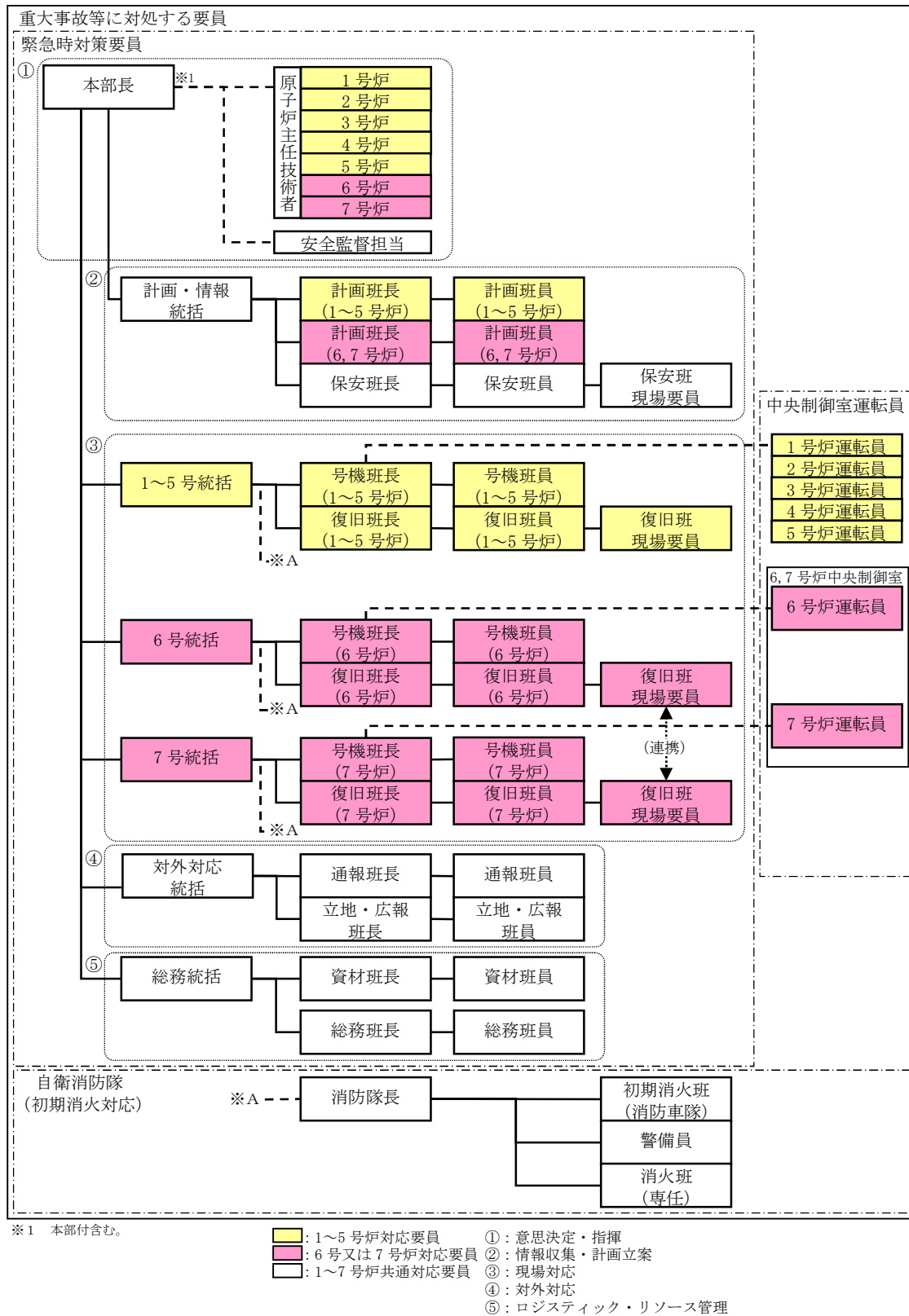
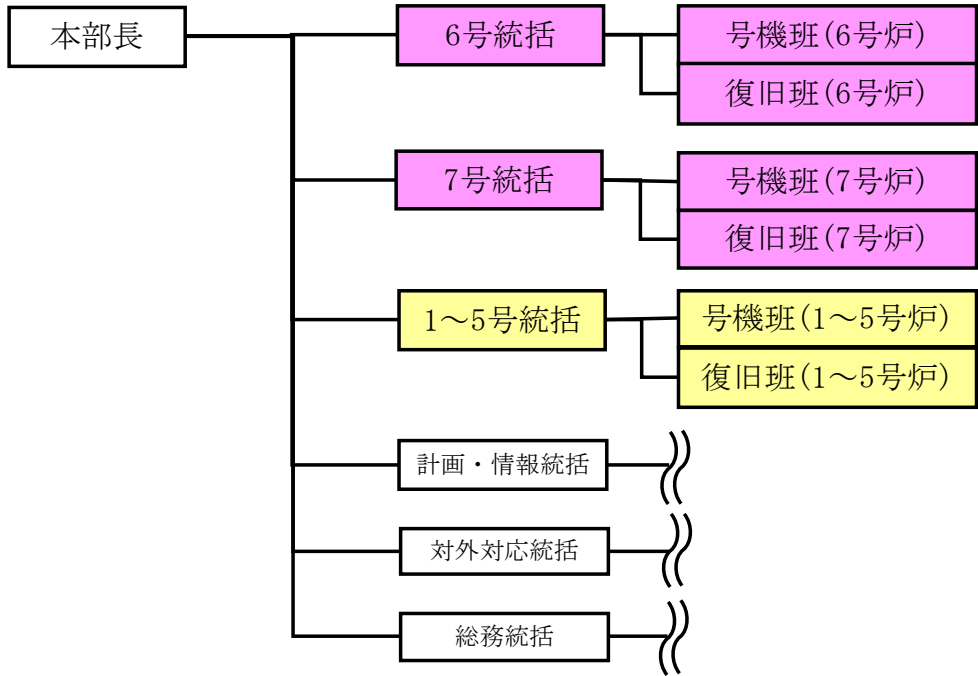


図1 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図

基本的な緊急時対策本部の体制



プラントが事前の想定を超え、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の体制

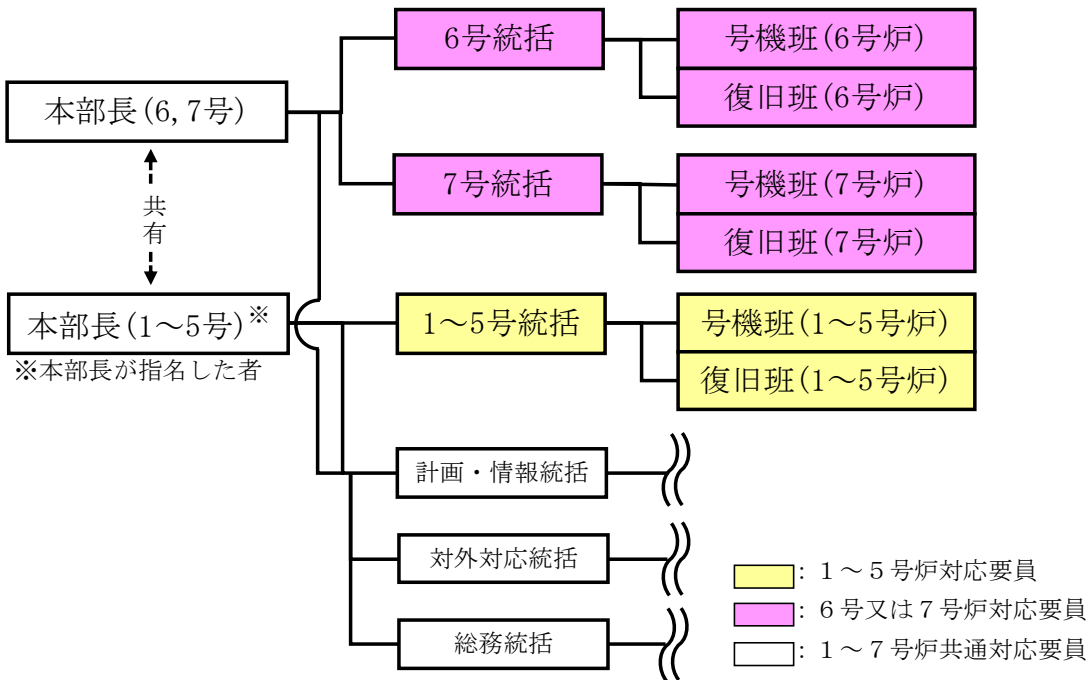
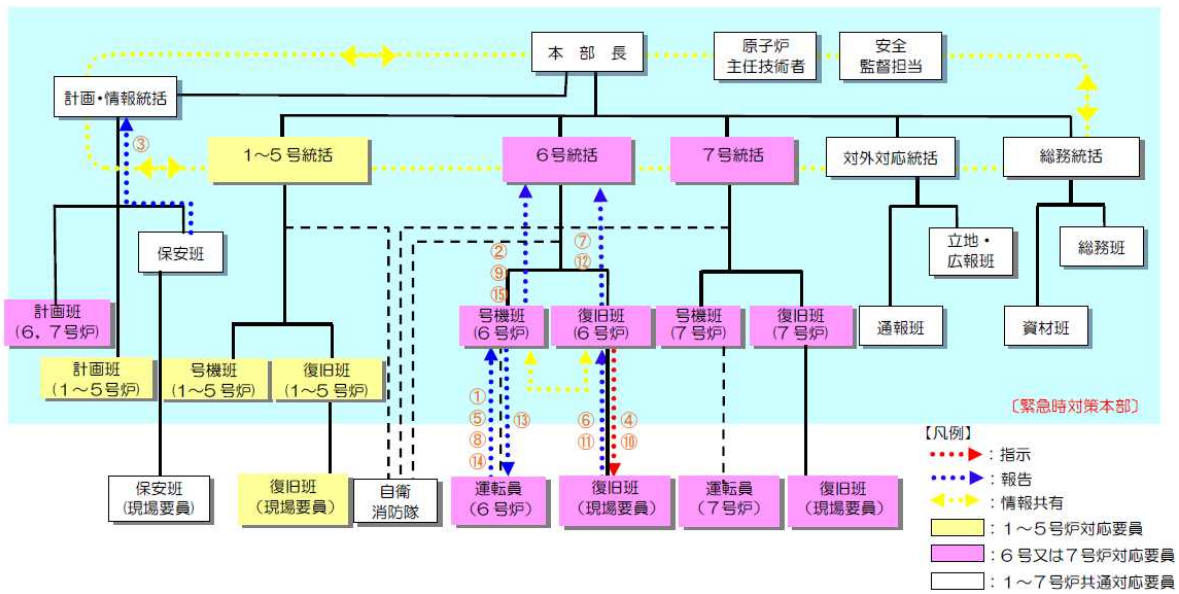


図2 柏崎刈羽原子力発電所 緊急時対策本部体制 (概要)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



指示・命令の流れ (例：可搬型代替注水ポンプによる6号炉への注水が必要となった場合)

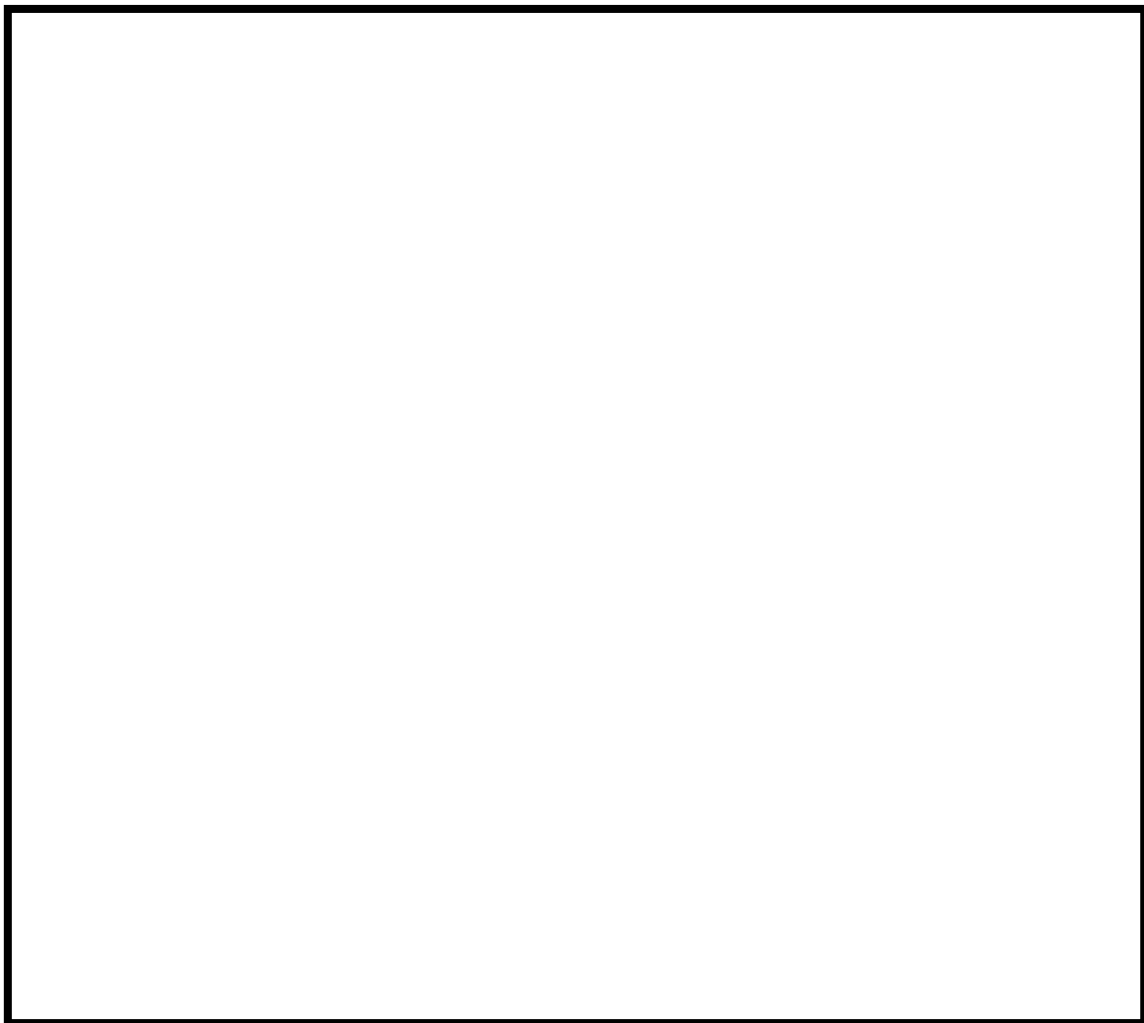
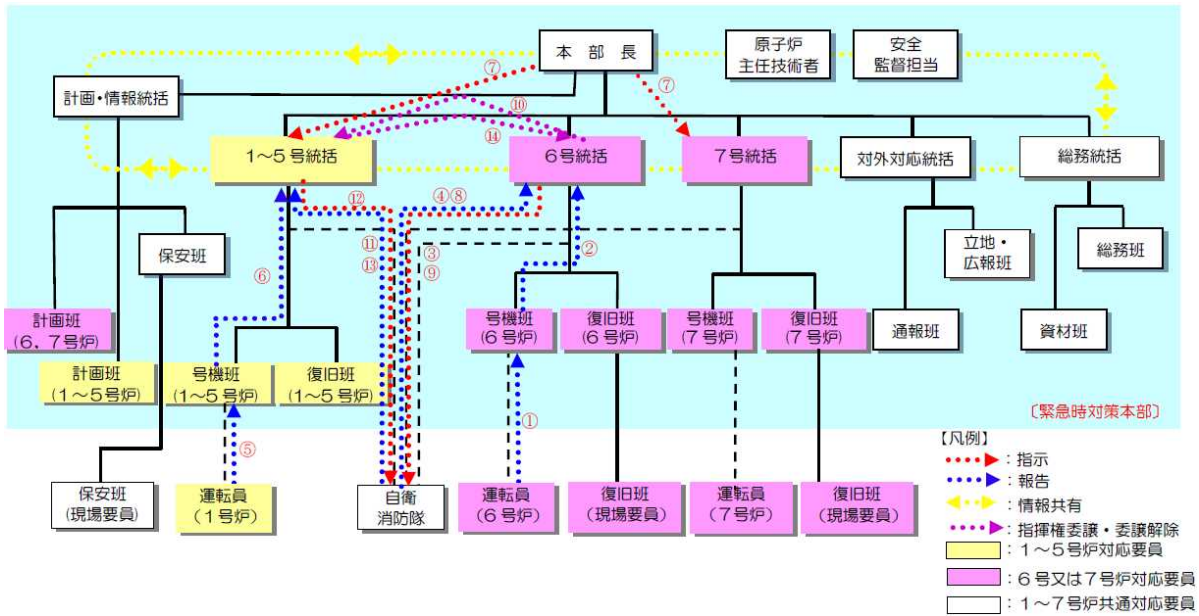


図3 可搬型代替注水ポンプによる6号炉への注水が必要になった場合の情報の流れ(例)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



指示・命令の流れ (例：6号炉で火災が発生し、その後1号炉で火災が発生した場合)

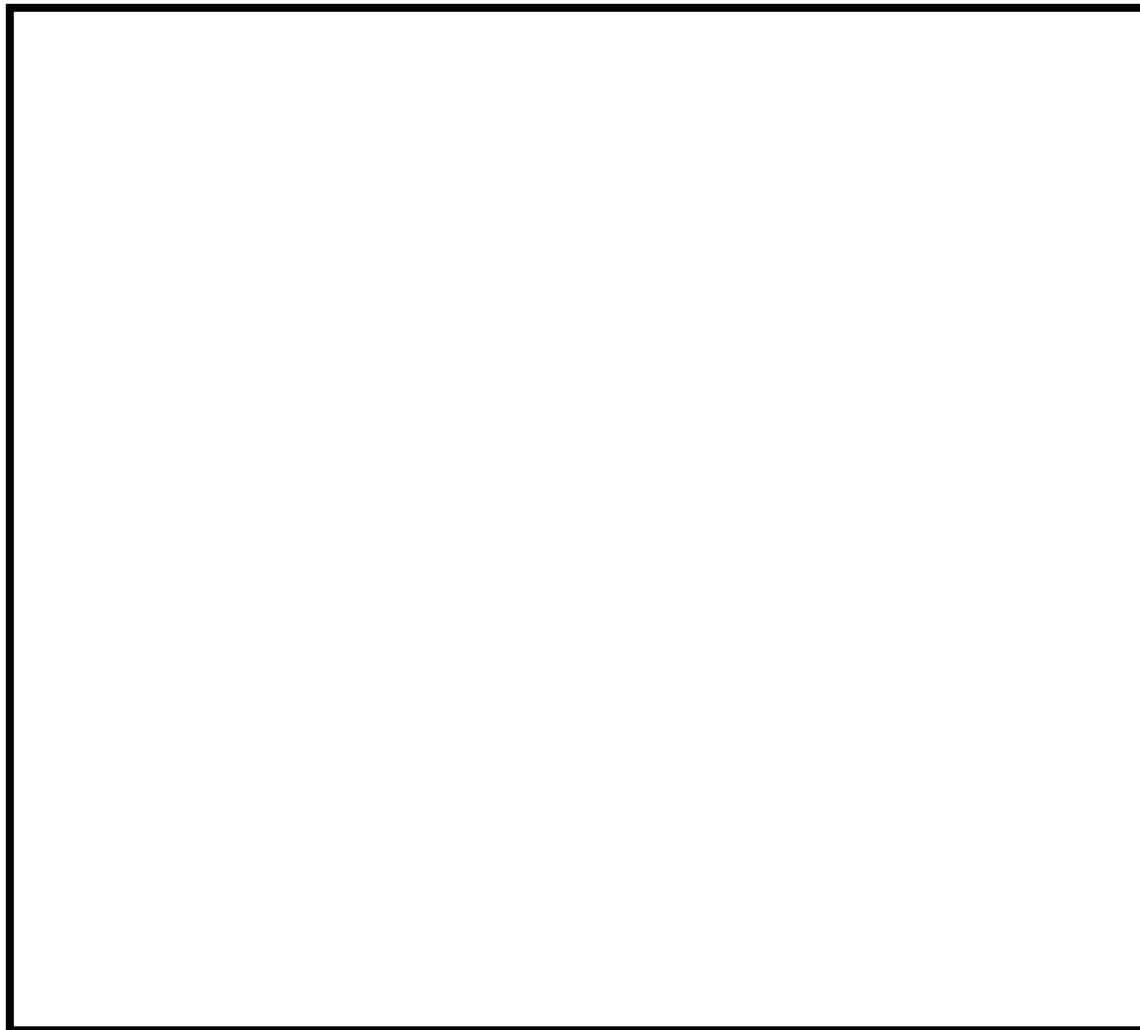


図4 火災発生時（2箇所の場合）の対応と情報の流れ(例)

自衛消防隊の体制について

1. 自衛消防隊の体制

自衛消防隊の体制を表 1 に記す。

火災が発生した際、発電所内に常駐している消防隊長及び初期消火班による初期消火活動が行われる。その後、参集した消火班も加わった自衛消防体制が構築される。

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)	平日の勤務時間帯：①防災安全GM ②防災安全担当 ③運転管理担当 夜間及び休日：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当該現場での消火戦略検討・指揮（現場支援担当又は当直主任） ③火災発生場所での消火活動の指揮（現場支援担当又は当直主任） ④火災発生現場（建屋内）への公設消防誘導・説明
	正門警備員(2)		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	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 屋内・屋外での消火活動
消火班 (30)	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号炉初期消火要員1名を補充

※4：単独火災発生時は6,7号炉初期消火要員1名を補充

※5：6,7号炉の何れか一方の号炉の火災では3名で活動。6,7号炉同時火災では運転員1名を補充し4名で活動。

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。

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

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号炉のそれぞれの建屋本館内部（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。

2-1. 内部火災の場合

（1）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。

（2）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1に、初期消火要員の体制を図2に、運転員の体制を図3～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, 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。

本運用については、火災防護計画の関連文書に定める。

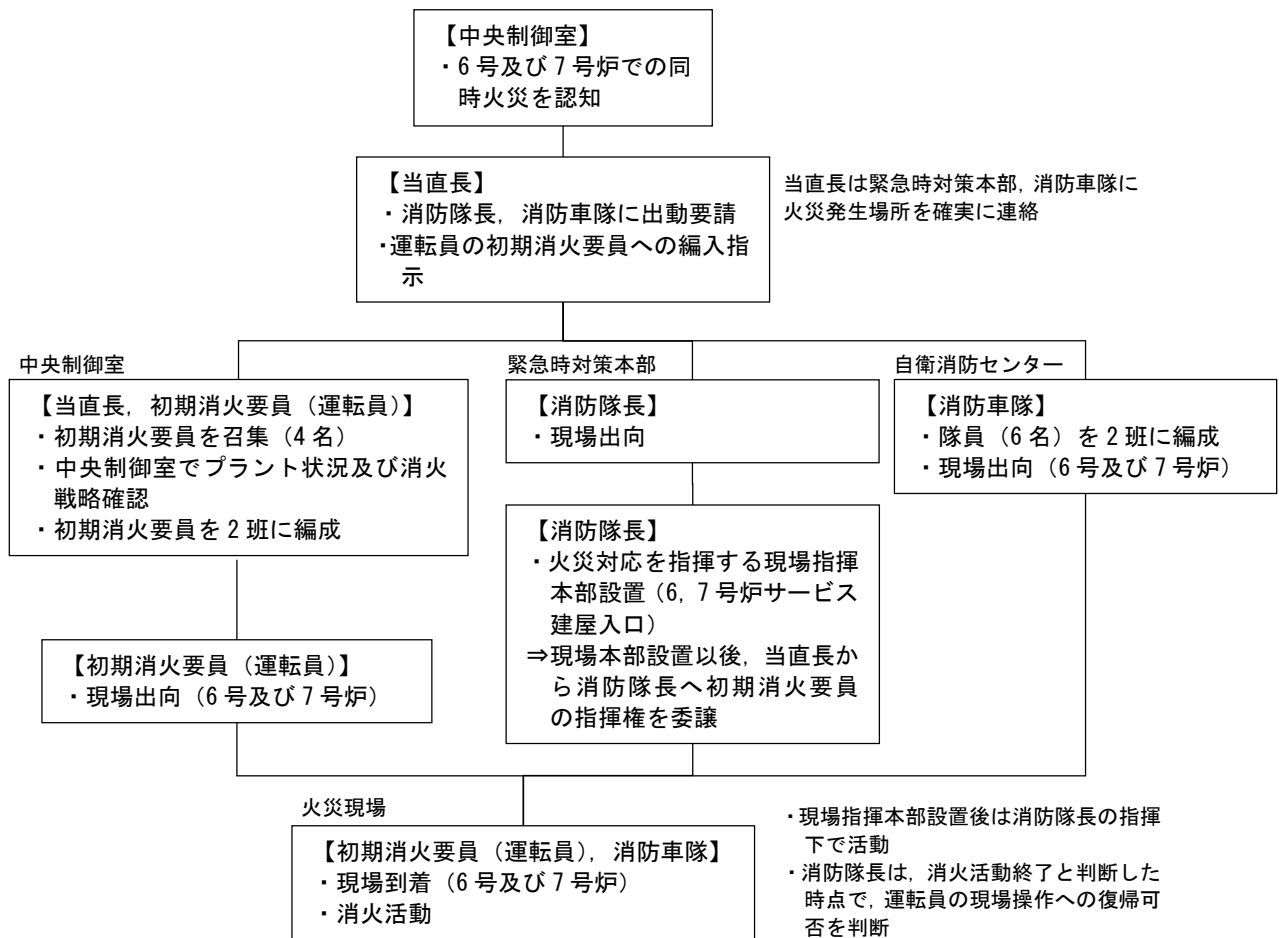


図1 建屋内部での同時火災に対する対応フロー

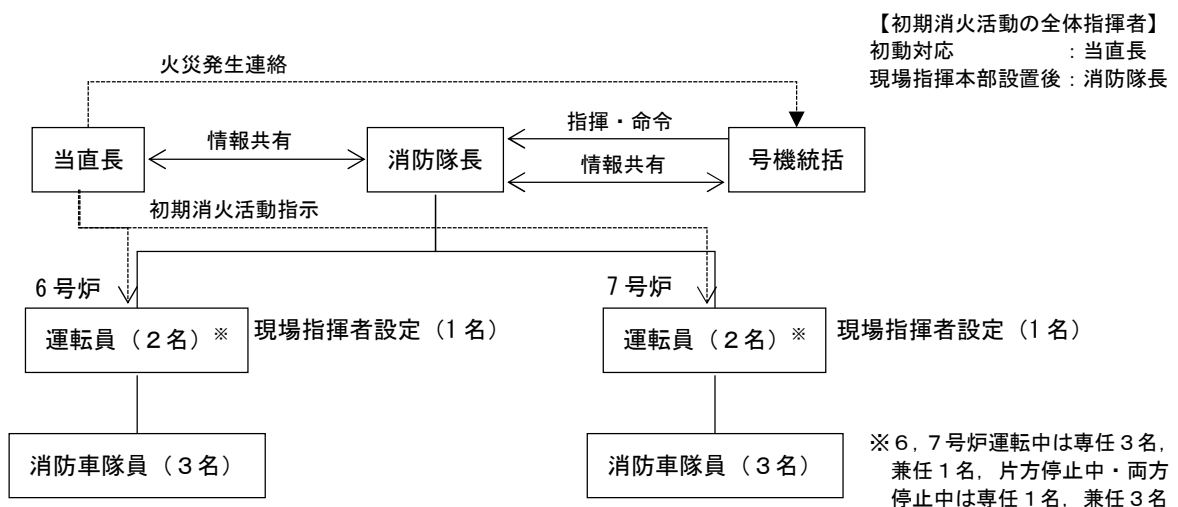


図2 6号及び7号炉同時火災（内部火災）発生時の初期消火体制

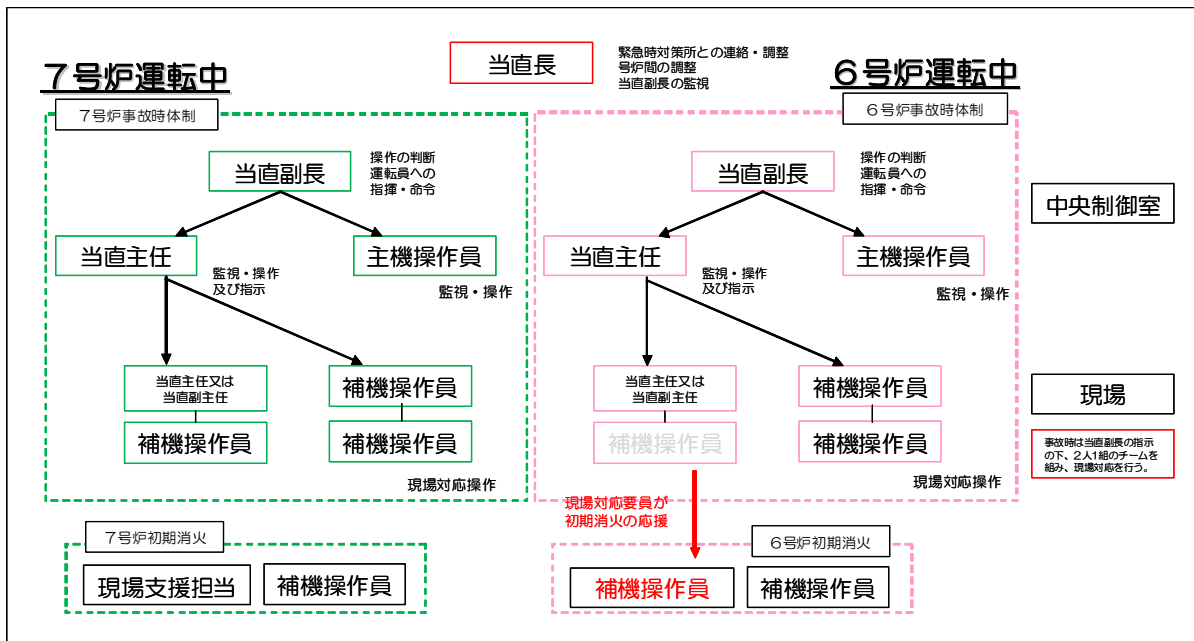


図3 6号及び7号炉事故及び火災対応時の運転体制について
(6号及び7号炉共運転中の場合)

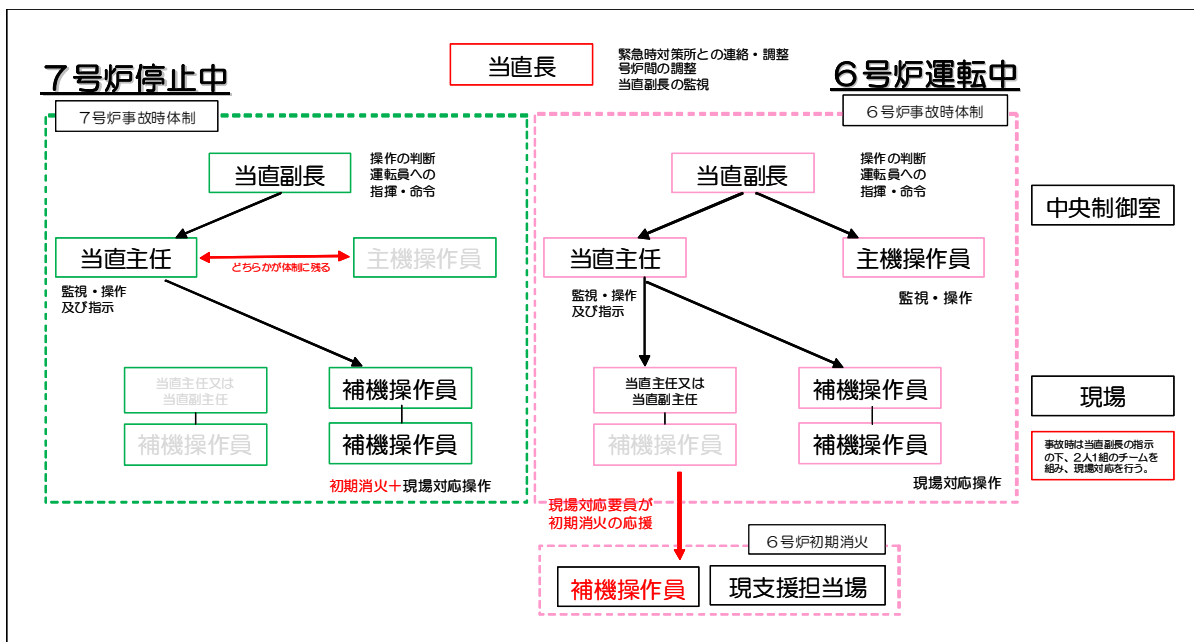


図4 6号及び7号炉事故及び火災対応時の運転体制について
(6号炉運転中、7号炉停止中の場合)

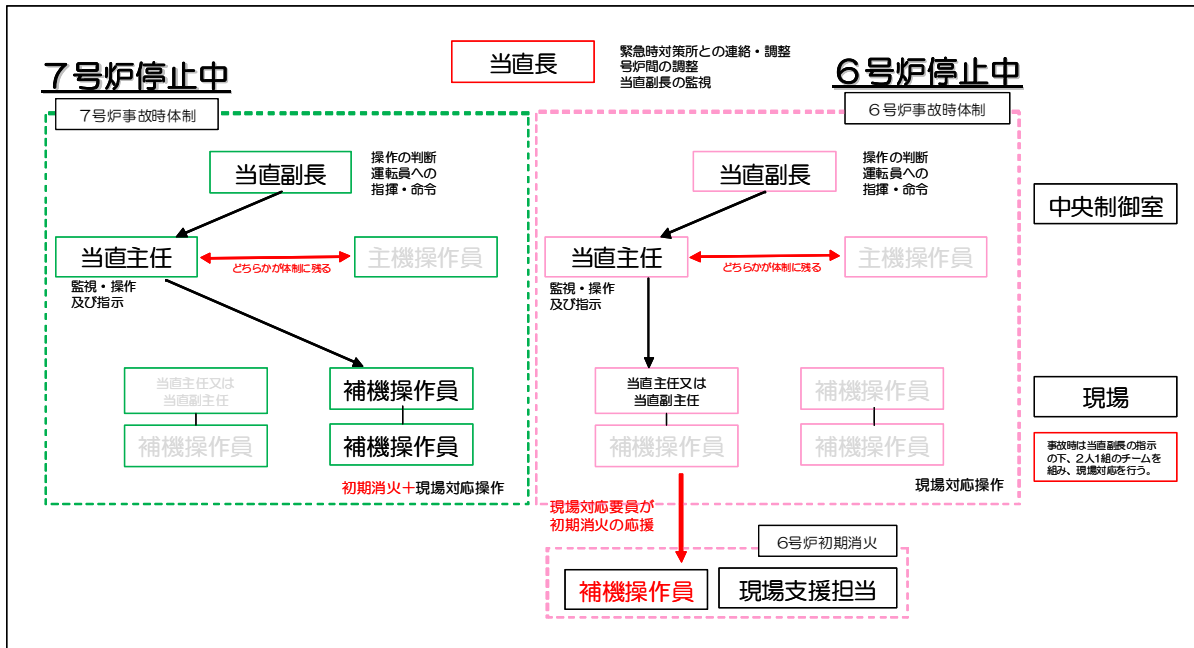


図5 6号及び7号炉事故及び火災対応時の運転体制について
(6号及び7号炉いずれも停止中の場合)

2-2. 外部火災の場合

(1) 前提条件

- ・外部火災として、緊急時対応中に発電所敷地内で現場操作を妨げるような火災が同時に2箇所で発生することを想定する。
- ・消火活動は化学消防車、ポンプ車の組合せにより、消火活動を行う。
- ・化学消防車の操作は、消防車隊が行う。
- ・復旧班の現場操作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。

(2) 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、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、消火活動が終了とした時点で、消防隊長の判断により速やかに原子炉注水作業に戻ることをす

る。

本運用については、火災防護計画の関連文書に定める。

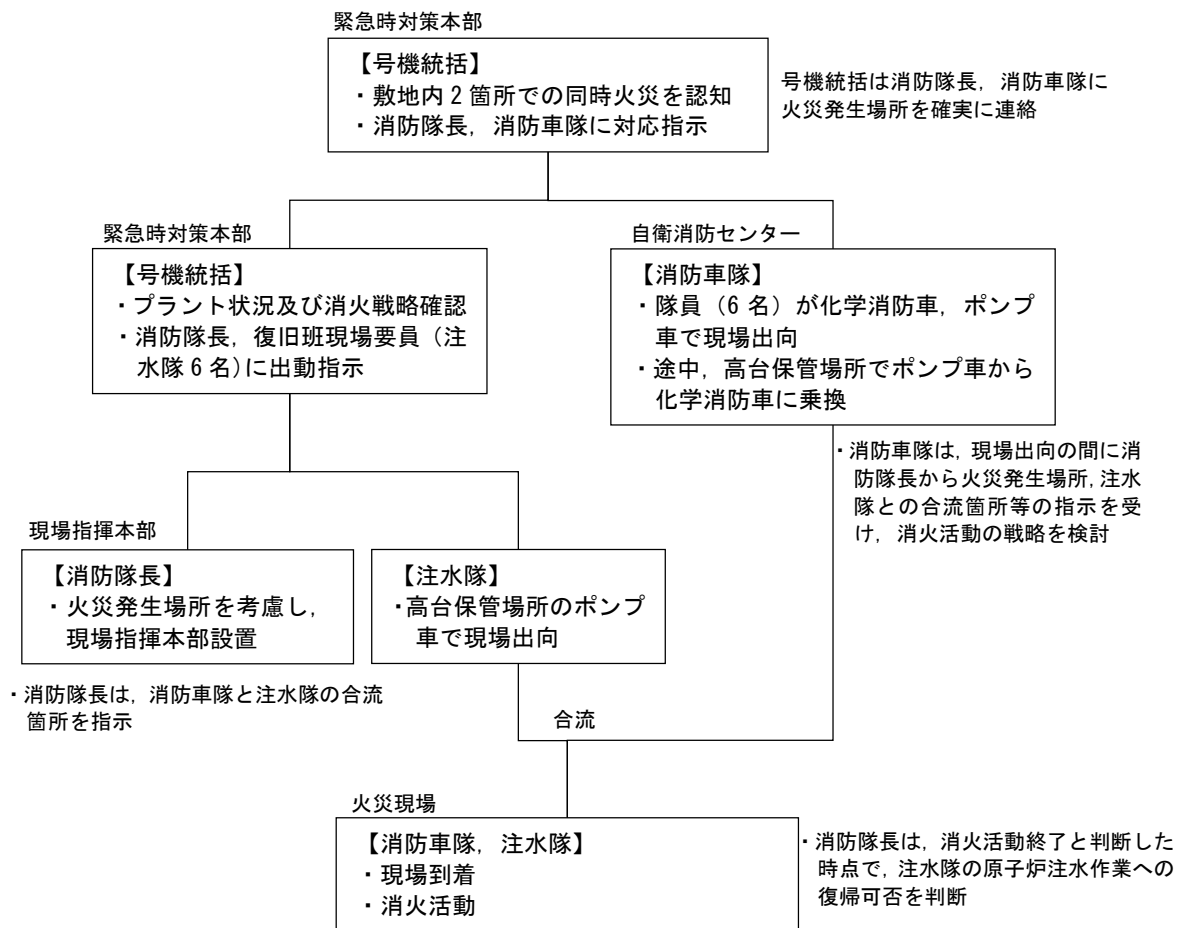


図 6 発電所敷地内での同時火災に対する対応フロー

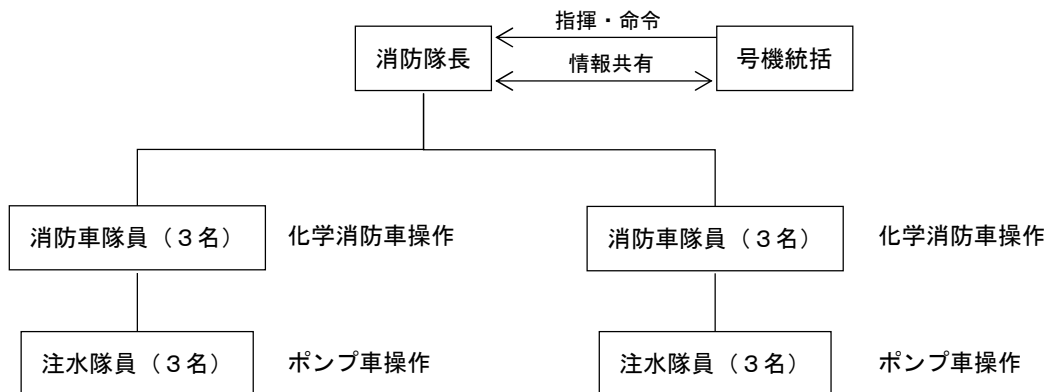


図 7 緊急時における敷地内の同時火災発生時の初期消火体制

重大事故等発生時における緊急時対策要員の動き

重大事故等発生時における緊急時対策要員の動きについては以下のとおり。

- ・平日勤務時間中においては、緊急時対策要員のほとんどは事務本館で執務しており、召集連絡を受けた場合は、速やかに免震重要棟内緊急時対策所に集合する。
- ・夜間及び休日は、初動対応要員（本部要員、現場要員）が事務本館等での執務若しくは免震重要棟に隣接した建物に宿泊しており、召集連絡を受けた場合は、速やかに徒歩で免震重要棟内緊急時対策所に集合する。
- ・震度6弱以上の地震発生後、初動対応要員が免震重要棟に参集の後、免震重要棟内緊急時対策所の健全性（居住性確保、通信連絡機能等）が確認できない場合は、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動する。



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。

緊急時対策所における主要な資機材一覧

緊急時対策所に配備している主要な資機材については以下のとおり。

1. 免震重要棟内緊急時対策所

○通信連絡設備

通信種別	主要設備		容量※ ²
発電所内外	電力保安通信用電話設備※ ¹	固定電話機	18台
		PHS 端末	30台
		FAX	1台
	衛星電話設備	常設	12台
		可搬型	19台
	テレビ会議システム	テレビ会議システム（社内向）	1式
発電所内	送受信器 （ページング）	ハンドセット	1台
		スピーカー	1台
	無線連絡設備	常設	9台
		可搬型	102台
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	IP-電話機（有線系）	4台
		IP-電話機（衛星系）	2台
		IP-FAX（有線系）	3台
		IP-FAX（衛星系）	1台
		テレビ会議システム （有線系・衛星系 共用）	1式
	専用電話設備（ホットライン）（自治体他向）	7台	

※1：局線加入電話設備に接続されており，発電所外への連絡も可能

※2：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

○必要な情報を把握できる設備

通信種別	主要設備	容量
発電所内外	緊急時対策支援システム伝送装置	1式
発電所内	安全パラメータ表示システム（SPDS）	1式

○可搬型照明設備

品名	数量	備考
ヘッドライト	約1,000個	全所員に配布
三脚タイプLEDライト	135個	

2. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

○通信連絡設備

通信種別	主要設備	容量 ^{※2}	
発電所内外	電力保安通信用電話設備 ^{※1}	固定電話機	15台
		P H S 端末	30台
		F A X	1台
	衛星電話設備	常設	9台
		可搬型	15台
テレビ会議システム	テレビ会議システム (社内向)	1式	
発電所内	送受信器	ハンドセット	2台
		スピーカー	2台
	無線連絡設備	常設	4台
		可搬型	78台
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	I P - 電話機 (有線系)	4台
		I P - 電話機 (衛星系)	2台
		I P - F A X (有線系)	1台
		I P - F A X (衛星系)	1台
		テレビ会議システム (有線系・衛星系 共用)	1式
	専用電話設備 (ホットライン) (自治体他向)	7台	
	衛星電話設備 (社内向)	衛星社内電話機	2台
		F A X (社内向)	1台
テレビ会議システム (社内向)		1式	

※1：局線加入電話設備に接続されており，発電所外への連絡も可能

※2：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

○必要な情報を把握できる設備

通信種別	主要設備	容量
発電所内外	緊急時対策支援システム伝送装置	1式
発電所内	安全パラメータ表示システム (S P D S)	1式

○可搬型照明設備

品名	数量	備考
ヘッドライト	約1,000個	全所員に配布
ランタンタイプLEDライト	36個	

緊急時対策要員による通報連絡について

重大事故等が発生した場合、発電所の通報連絡責任者が、内閣総理大臣、原子力規制委員会、新潟県知事、柏崎市長及び刈羽村長並びにその他定められた通報連絡先への通報連絡をFAXを用いて一斉送信するとともに、通報連絡後の総合原子力防災ネットワークの情報連絡の管理を一括して実施する。

- ① 発電所の通報連絡責任者は、特定事象発見者から事象発生連絡を受けた場合は、原子力防災管理者へ報告するとともに、他の通報対応者と協力し通報連絡を実施する。
- ② 重大事故等（原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報すべき事象等）が発生した場合の通報連絡は、内閣総理大臣、原子力規制委員会、新潟県知事、柏崎市長及び刈羽村長並びにその他定められた通報連絡先に、FAXを用いて一斉送信することで、効率化を図る。
- ③ 内閣総理大臣、原子力規制委員会、新潟県知事、柏崎市長及び刈羽村長に対しては、電話でFAXの着信の確認を行うとともに、その他通報連絡先へもFAXを送信した旨を連絡する。
- ④ これらの連絡は、発電所対策本部の通報連絡者（5名）と本社対策本部の通報連絡者（3名）が分担して行うことにより時間短縮を図る。
- ⑤ その後、緊急時対策要員の召集で、参集した通報班の要員確保により、更なる時間短縮を図る。
- ⑥ 発電所から通報連絡ができない場合は、本社から通報先にFAXを用いて通報連絡を行う。
- ⑦ 原子力規制庁への情報連絡は、統合原子力防災ネットワークを活用する。
- ⑧ 通報連絡後の主要連絡は、本社が内閣府（内閣総理大臣）、原子力規制委員会原子力規制庁の対応を行い、発電所が新潟県、柏崎市、刈羽村の対応等を行う。
- ⑨ 通報連絡の体制、要領については、手順書を整備し運用を行う。

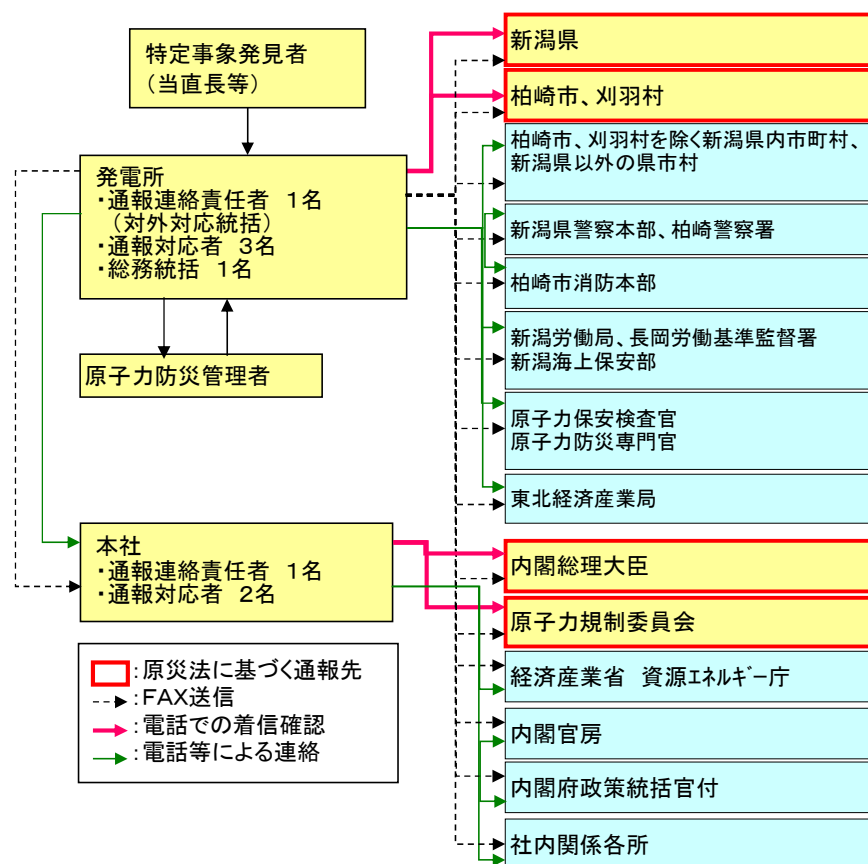


図1 原子力災害対策特別措置法第10条第1項等に基づく通報連絡経路

原子力事業所災害対策支援拠点について

柏崎エネルギーホール

所在地	新潟県柏崎市駅前2丁目2-30
発電所からの方位, 距離	南南西 約8km
敷地面積	約3,000m ²
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機 50kVA
非常用通信機器	・電話(有線系, 衛星系) ・FAX(有線系)
その他	消耗品等(飲料, 飲料水等)は信濃川電力所備蓄品を搬入

信濃川電力所

所在地	新潟県小千谷市千谷川1-5-10
発電所からの方位, 距離	南東 約2.3km
敷地面積	約3,800m ²
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機 75kVA ・備蓄燃料: 2日分を備蓄
非常用通信機器	・電話(有線系, 衛星系) ・FAX(有線系)
その他	消耗品等(飲料, 飲料水等)は備蓄

当間高原リゾート(休憩・仮泊, 資機材置き場機能のみ)

所在地	新潟県十日町市珠川
発電所からの方位, 距離	南南東 約4.4km
敷地面積	約350万m ²
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機 300kVA(本館), 210kVA(新別館)
非常用通信機器	・電話(有線系, 衛星系)
その他	消耗品等(飲料, 飲料水等)は信濃川電力所備蓄品を搬入, その後, 最寄りの小売店から調達

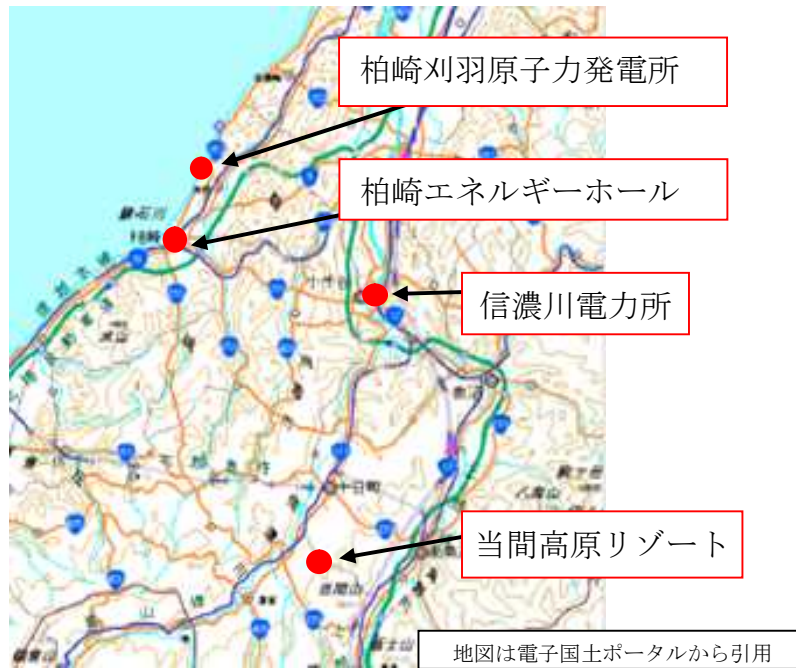


図1 原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

発電所構外からの要員の参集について

1. 要員の召集の流れ

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、要員の非常召集及び情報提供を行う。（図1）

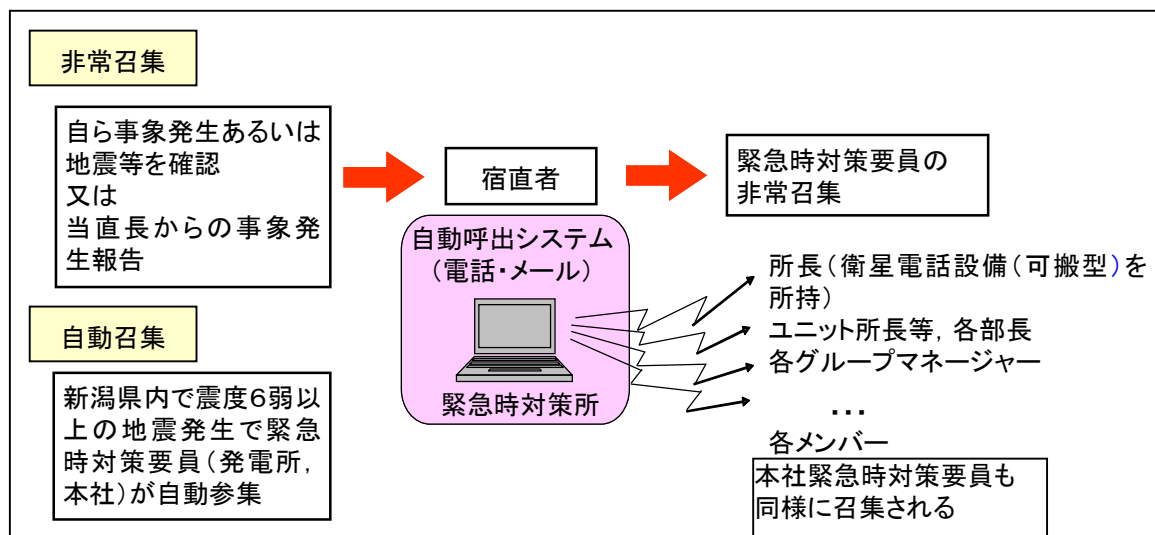


図1 自動呼出システム

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（図2）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、集団で発電所へ移動する。

- 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（免震重要棟内緊急時対策所、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

発電所への参集者に対しては、発電所正門に参集場所となる緊急時対策所を掲示することにより、免震重要棟内緊急時対策所若しくは5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のどちらの施設で活動を実施しているかについて周知する。



図2 柏崎刈羽原子力発電所とその周辺

2. 緊急時対策要員の所在について

柏崎市街地、刈羽村の大半は柏崎刈羽原子力発電所から半径10km圏内(上記図2)であり、発電所員の約8割は柏崎市又は刈羽村に居住している。(表1)

表1 居住地別の発電所員数(平成28年12月時点)

居住地	柏崎市	刈羽村	その他地域
居住者数	804名 (69%)	85名 (7%)	270名 (23%)

3. 発電所構外からの要員の参集ルート

(1) 概要

柏崎市、刈羽村からの要員参集ルートについては、図3に示すとおりであり、要員参集ルートの障害要因としては、比較的平坦な土地であることから土砂災害の影響は少なく、地震による橋の崩壊、津波による参集ルートの浸水が考えられる。

地震による橋梁の崩落については、要員参集ルート上の橋梁が崩落等により通行ができなくなった場合でも、迂回ルートが複数存在することから、参集は可能である。また、木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。なお、地震による参集ルート上の主要な橋梁へ

の影響については、平成 19 年新潟県中越沖地震においても、橋梁本体の損傷による構造安全性に著しい影響のあるような損傷は見られず^(※1)、実際に徒歩による通行に支障はなかった。

新潟県が実施した広域避難シミュレーション^(※2)によれば、大規模な地震が発生し、発電所で重大事故等が発生した場合、住民避難のため発電所の南西の海側ルートに交通渋滞が発生しやすいという結果が得られており、交通集中によるアクセス性への影響回避のため、参集ルートとしては可能な限り避けることとし、複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。

(※1) 参考文献：2007 年新潟県中越沖地震の被害とその特徴／小長井一男（東京大学教授生産技術研究所）
他

国土技術政策研究所資料 No. 439，土木研究所資料 No. 4086，建築研究資料 No. 112「平成 19 年（2007 年）新潟県中越沖地震被害調査報告」

(※2) 参考文献：新潟県殿向け「平成 26 年度新潟県広域避難時間推計業務」～最終報告書～

BGS-BX-140147 平成 26 年 8 月 三菱重工業株式会社

<http://www.pref.niigata.lg.jp/genshiryoku/1356794481823.html>

(2) 津波による影響が考えられる場合の参集ルート

津波浸水時については、アクセス性への影響を未然に回避するため、大津波警報発生時には基準津波が襲来した際に浸水が予想される海側や鯖石川の河口付近のルート（図 3 に図示した海沿いルート）を避けたルートを使用して参集することとする。

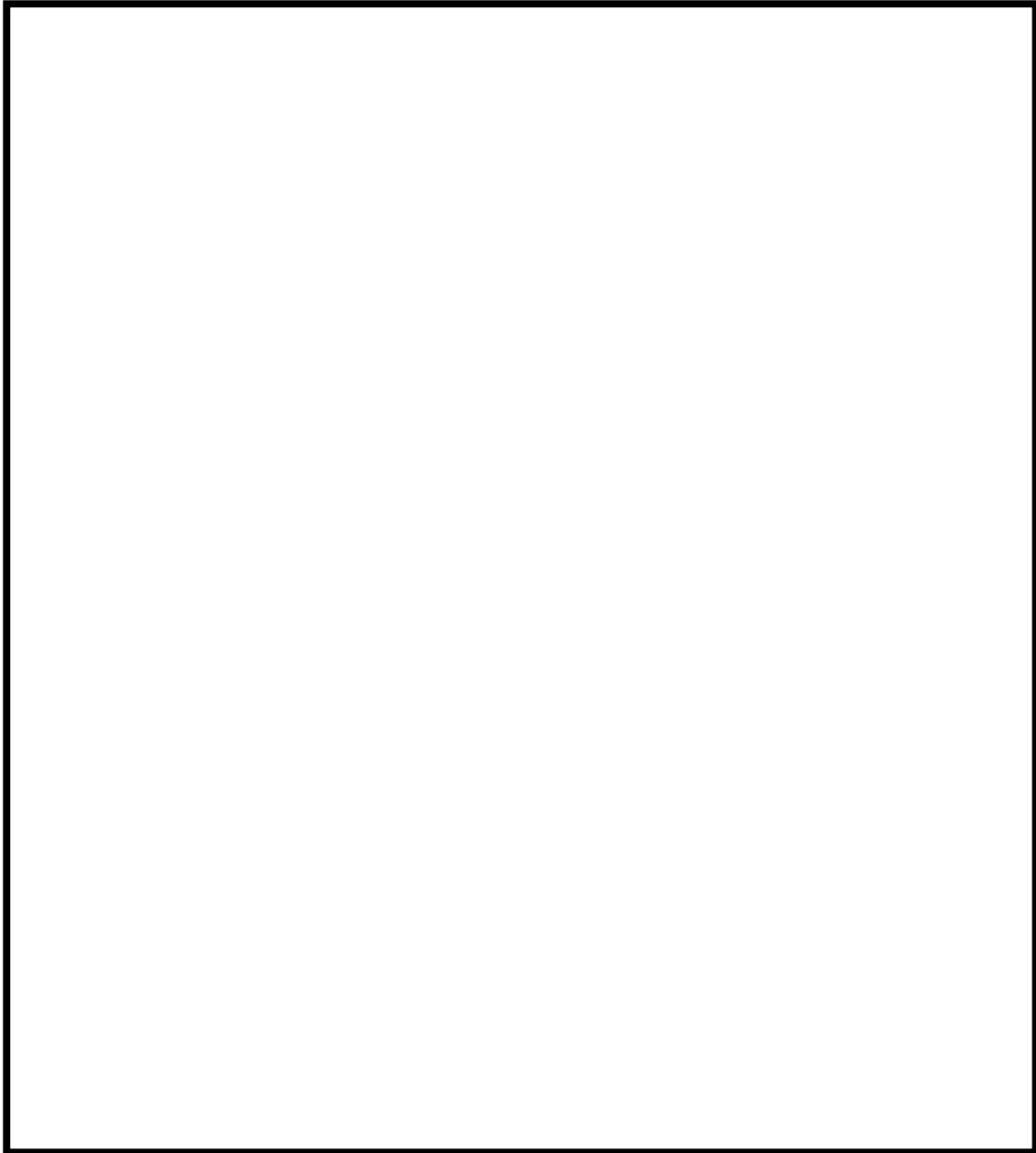


図3 柏崎市，刈羽村からの要員参集ルート

(3) 住民避難がなされている場合の参集について

全面緊急事態に該当する事象が発生し，住民避難が開始している場合，住民の避難方向と逆方向に要員が移動することが想定される。

発電所へ参集する要員は，原則，住民避難に影響のないよう行動し，自動車による参集ができないような場合は，自動車を避難に支障のない場所に停止した上で，徒歩や自転車により参集する。

4. 発電所構内への参集ルート

発電所敷地外から発電所構内への参集ルートは、通常の正門を通過するルートに加え迂回ルートを確認している。(図4)

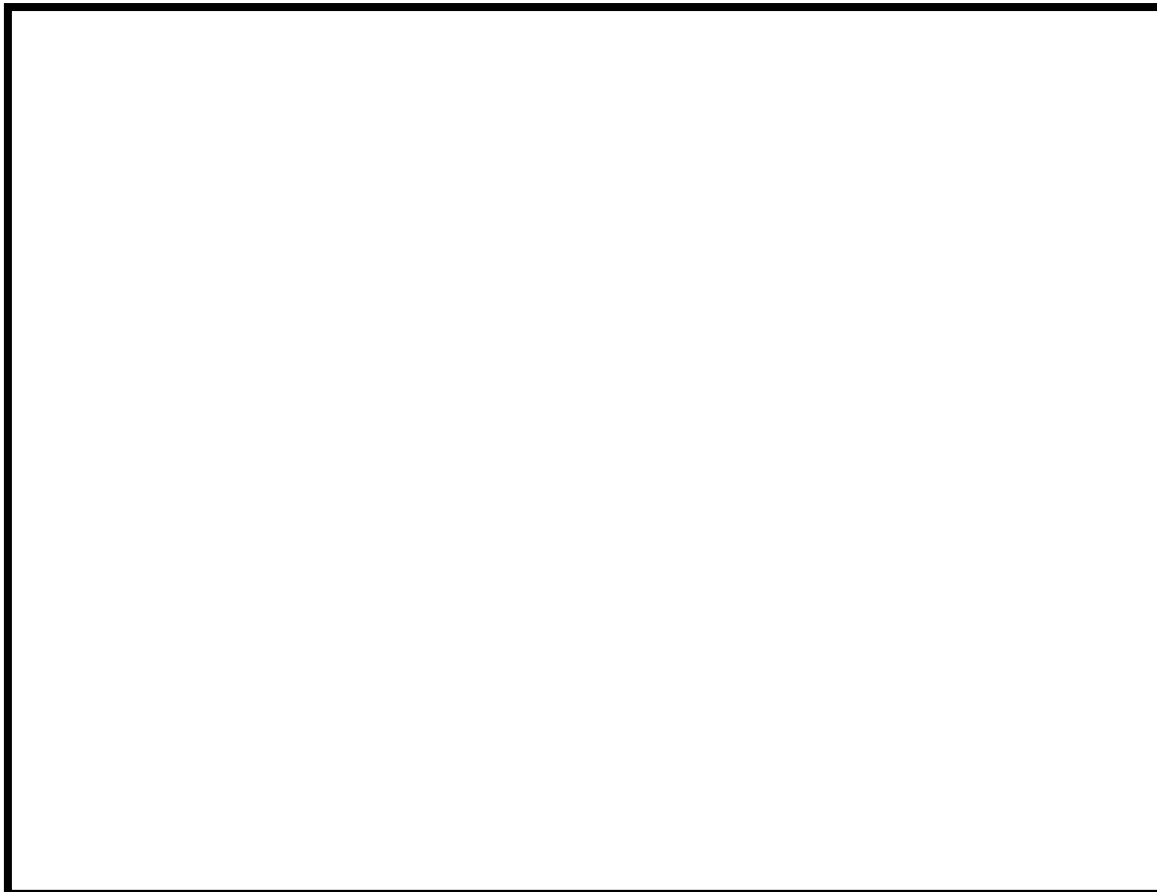


図4 発電所構内への参集ルート

5. 夜間及び休日における要員参集について

夜間及び休日において、重大事故等が発生した場合の緊急時対策要員の参集動向（所在場所（準備時間を含む）～集合場所（情報収集時間を含む）～発電所までの参集に要する時間）を評価した結果、要員の参集手段が徒歩移動のみを想定した場合かつ、シルバーウィーク等の特異日であっても、5時間30分以内に参集可能な要員は半数以上（350名以上）と考えられることから、10時間以内に外部から発電所へ参集する6号及び7号炉の対応を行う必要な要員*（106名（1～7号炉の対応を行う必要な要員は合計114名））は確保可能であることを確認した。

なお、自動車等の移動手段が使用可能な場合は、より多くの要員が早期に参集することが期待できる。

※ 必要な要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

<参考：要員参集調査による評価>

○夜間及び休日において、重大事故等が発生した場合の緊急時対策要員の参集動向をより具体的に把握するため、「平日夜間」「休日日中」「休日夜間」「特異日（シルバーウィーク）日中」「特異日（シルバーウィーク）夜間」の5ケースにおいて緊急呼び出しがかかった場合を想定し、その時々における要員の所在場所（自宅、発電所、それ以外の場所の場合は参集場所までの参集時間を回答）を調査することで、参集状況の評価。

○要員参集場所（柏崎エネルギーホール又は刈羽寮）での情報収集時間30分を考慮。

（図5）



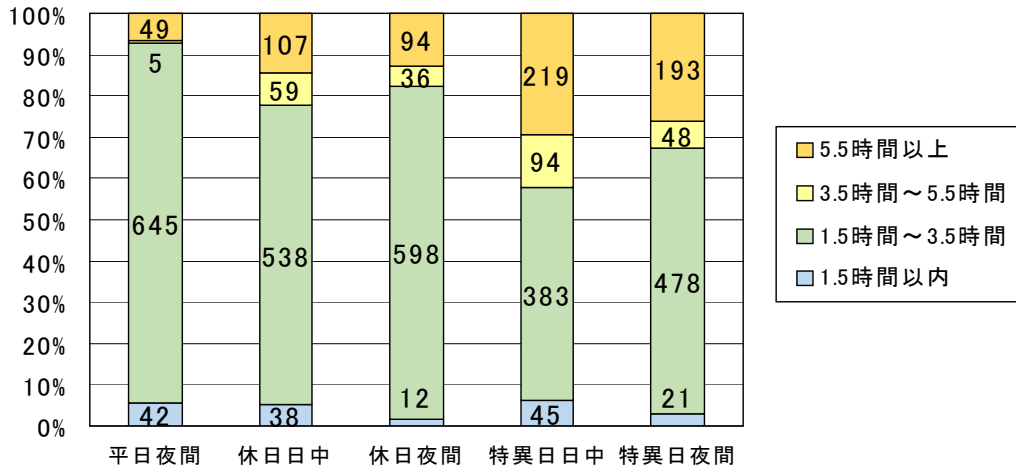
図5 要員参集の流れについて (イメージ)

a. 車が使える場合 (図6)

- 3時間30分以内に約8割の要員が参集可能な場所にいることを確認した。(特異日(シルバーウィーク)は除く)
- シルバーウィーク等の特異日でも、3時間30分以内に約6割の要員が参集可能な場所にいる。

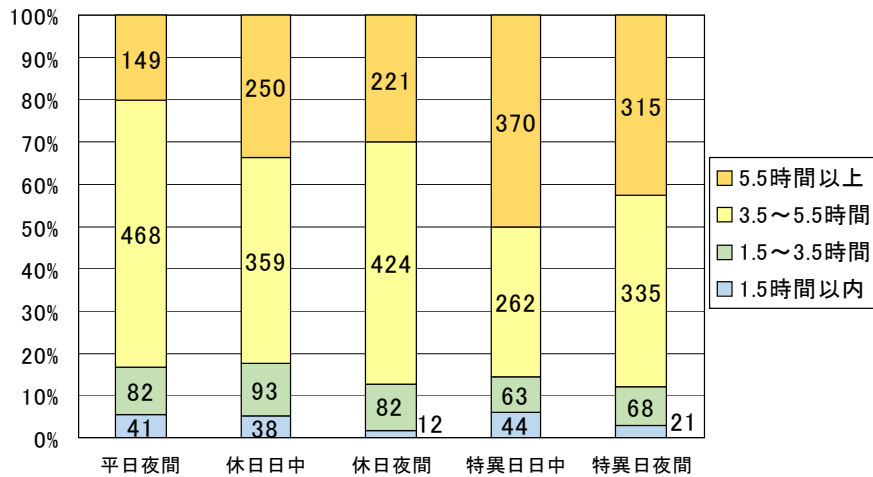
b. 徒歩移動のみの場合 (図7)

- 車を使用した場合に比べ要員参集のタイミングが遅くなるが、7割程度の要員は、5時間30分以内に参集可能な場所にいることを確認した。
- 通常の休日と特異日(シルバーウィーク)を比較すると、特異日には約2割多い要員が柏崎刈羽地域近傍から不在(徒歩5時間30分以上)となるが、5時間30分以内で参集可能な要員は約半数。



- ※ それぞれいた場所から参集場所（柏崎エネルギーホール，刈羽寮）までの移動に要する時間を回答してもらい，その時間に以下の数値を加えて算出。
- ・自宅からの参集の場合，出発までの準備時間：30分
 - ・参集場所での情報収集時間：30分
 - ・参集場所から発電所への移動時間：30分

図6 要員参集シミュレーション結果（車でアクセス可能）



- ※ 出発までの準備時間を考慮の上，天候が良好な状況を想定し，参集場所を経由した場合の発電所（免震重要棟内緊急時対策所）までの移動距離 1時間以内（～3 km），1～3時間（3～10km），3～5時間（10～17km），5時間以上（17km～）により算出。
- ※ 参集場所での情報収集時間の30分を考慮した。
- ※ 自宅以外からの参集の場合，それぞれいた場所から参集に要する時間を回答。

図7 要員参集シミュレーション結果（徒歩移動のみ）

補足 1 有効性評価シナリオと要員参集の整合性について

重大事故等発生時の体制（添付資料 1.0.10）に示すとおり，発電所及び本社では，原子力警戒態勢又は，第 1 次，第 2 次緊急時態勢の発令により，緊急時対策要員を非常召集することとしている。

ここでは，非常召集により発電所外から発電所に参集する要員に期待する有効性評価シナリオを抽出し，緊急時対策要員を非常召集するきっかけとなる事態がどのタイミングで発生するかを確認することで，有効性評価の説明と要員参集のタイミングが整合しているか確認した。

表 1 に示す 7 つのシナリオが該当し，参集要員で対応する現場作業は以下の 2 つが該当する。

- ・代替原子炉補機冷却系準備作業（代替熱交換器車等の資機材配置及びホース布設，起動及び系統水張り作業）
- ・可搬型代替注水系準備操作（代替循環冷却運転への切替えのための復水移送ポンプの一時的な停止に伴う，可搬型代替注水ポンプによる原子炉への注水準備及び注水作業）

いずれの有効性評価シナリオにおいても，事象発生初期（発生と同時に又は 15 分後）に原子力警戒態勢を発令する事態になることを確認した。

有効性評価シナリオ上，要員参集に要する時間は事象発生から 10 時間と想定しているが，この値は保守的に設定したものである。

有効性評価シナリオ「停止中の全交流動力電源喪失」では，事象発生から原子力警戒態勢を発令する事態になるまでの時間が 15 分あるものの，事象発生から 10 時間後の作業開始に支障を及ぼすものではないと考える。

また，停止号炉の影響（添付資料 1.0.16）を考慮した場合，参集要員で対応する現場作業は，以下の 2 つが該当する。

- ・停止号炉への使用済燃料プールや原子炉への可搬型代替注水ポンプによる給水
- ・燃料給油作業（6 号及び 7 号炉に対する燃料給油作業は宿直している緊急時対策要員にて対応）

想定するシナリオは「停止中の全交流動力電源喪失」であり，事象発生から原子力警戒態勢を発令する事態になるまでの時間が 15 分あるものの，事象発生から 10 時間後以降から適宜行う作業に支障を及ぼすものではないと考える。

なお、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の緊急時対策要員の参集動向を評価した結果、要員の参集手段が徒歩移動のみを想定した場合かつ、シルバーク等の特異日であっても、5.5時間以内に参集可能な要員は半数以上（350名以上）と評価している。（添付資料 1.0.10（重大事故等発生時の体制）別紙 8 発電所構外からの要員の参集について 参照）

表 1 有効性評価シナリオと要員参集の整合性確認結果

有効性評価シナリオ	参集要員に期待する作業	要員参集のトリガーとなる有効性シナリオの時間と緊急時活動レベル（EAL）の事象	有効性評価上の時間	
			事象発生～EAL発出	参集要員による作業開始までの時間
全交流動力電源喪失 （外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機喪失）	代替原子炉補機冷却系準備作業 （13名/号炉）	外部電源喪失による原子炉への給水機能の喪失 →EAL AL22（原子炉給水機能の喪失）※2	0分 （同タイミング）	事象発生から10時間後
全交流動力電源喪失（同上）＋原子炉隔離時冷却系失敗				
全交流動力電源喪失（同上）＋直流電源喪失				
全交流動力電源喪失（同上）＋主蒸気逃がし安全弁再開失敗				
崩壊熱除去機能喪失 （取水機能喪失）				
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用する場合）	可搬型代替注水系準備操作※1 （5名/号炉）			事象発生から12時間後
停止中の全交流動力電源喪失	代替原子炉補機冷却系準備作業 （13名/号炉）	全交流動力電源喪失 15分経過 →EAL AL25（全交流電源の15分以上喪失）※2	15分	事象発生から10時間後

※1 有効性評価上考慮しない作業

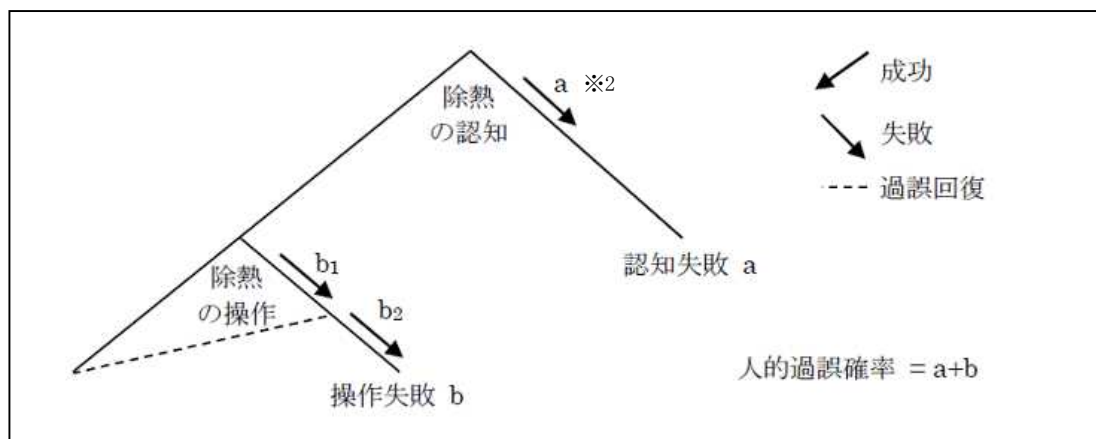
※2 添付資料 1.0.10（重大事故等発生時の体制）図 1 態勢の区分と緊急時活動レベル（EAL）参照

補足 2 当直副長による操作員への操作指示／確認手順について

運転員の事故時における対応は、「当直副長」による「操作員」への操作指示がなされ、「操作員」による操作がなされる。（2人による対応）

一方，確率論的リスク評価^{※1}では，以下のとおり人間信頼性評価（HRA ツリー）にて評価を行っている。

人間信頼性評価（HRA）ツリーを用いた定量評価
（ATWS 収束後の RHR による格納容器除熱の例）



人的過誤確率では，操作員の認知失敗や操作失敗があったとしても，1名の指示者の確認により是正がなされる評価手法を採用している。

以上により，実際の運転員による操作と，確立論的リスク評価で用いた評価手法は，整合が取れている。

※1 第 244 回 審査会合 資料 3-2-1 確率論的リスク評価について（補足説明資料）（指摘事項に対する回答）ピアレビュー推奨事項等を踏まえた PRA の評価条件見直し結果 HRA データシート 参照

※2 認知失敗の過誤回復については，THERP の標準診断曲線時にて既に考慮されているため HRA ツリーとして人的過誤の分岐を設定しない（チームとしての認知の失敗確率が適用される）

補足3 発電所が締結している医療協定について

柏崎刈羽原子力発電所では、自然災害等が複合的に発生した場合等を想定し、より多くの医療機関で汚染傷病者を診療いただけるように体制を整備しておくことが必要であると考えている。

現時点で、柏崎総合医療センター、新潟労災病院の他、新潟県内にある5か所の病院(合計7病院)と放射性物質による汚染を伴う傷病者の診療に関する覚書を締結しており、汚染傷病者の受け入れ体制を確保している。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

福島第一原子力発電所の事故教訓を
踏まえた対応について

< 目 次 >

1. はじめに	1. 0. 12-1
2. 福島第一原子力発電所における事故対応の運用面の問題点及び対策.....	1. 0. 12-1
(1) 手順書の整備.....	1. 0. 12-2
(2) 教育・訓練.....	1. 0. 12-2
a. 訓練内容	1. 0. 12-2
b. 緊急時対応力の強化	1. 0. 12-3
c. 現場力の強化	1. 0. 12-4
(3) 緊急時組織の運用.....	1. 0. 12-7
a. 態勢の混乱と情報の輻輳の改善	1. 0. 12-7
b. 放射線管理上の課題	1. 0. 12-12
c. 資機材調達	1. 0. 12-13
d. 本社緊急時対策本部の役割	1. 0. 12-15
e. 対外情報発信の改善	1. 0. 12-16
(4) 現場の運用面.....	1. 0. 12-17

1. はじめに

当社は、福島第一原子力発電所の事故前後の状況について事実関係を詳細に調査した結果を、「福島原子力事故調査報告書」¹としてとりまとめた。

その後、当社の原子力改革の取り組みについて、国内外の専門家・有識者が外部の視点で監視・監督し、その結果を取締役に報告・提言する役割をもつ、「原子力改革監視委員会」の監督の下、福島原子力事故の技術面での原因分析に加えて事故の背景となった組織的な原因についても分析を進めた。その結果について「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」²としてとりまとめた。

その後も、四半期ごとに原子力安全改革プランの進捗状況としてとりまとめ³しており、福島第一原子力発電所の事故教訓を踏まえ、継続的に改善を図っている。

2. 福島第一原子力発電所における事故対応の運用面の問題点及び対策

当社福島第一原子力発電所事故における問題点や教訓については、事故当事者として様々な知見が得られており、重大事故等対処設備の整備強化等の設備面の対策だけではなく、重大事故等対処設備の活用のための手順書の整備、教育・訓練及び組織、運用の強化等の運用面での対策を講じている。

本資料では、当社福島第一原子力発電所事故における運用面の問題点及び対策の状況について説明する。

なお、当社の「社内事故調報告書（福島原子力事故調査報告書）」や、「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」以外にも、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。以下の報告書に記載された運用面の提言についても網羅されていることを確認している。

- 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）

¹ 平成 24 年 6 月 20 日公表「福島原子力事故調査報告書」

² 平成 25 年 3 月 29 日公表「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」

³ 平成 25 年度から、四半期ごとに原子力安全改革プランの進捗状況を取りまとめ公表している。

平成 25 年度分は平成 25 年 7 月 26 日、平成 25 年 11 月 1 日、平成 26 年 2 月 3 日、平成 26 年 5 月 1 日に公表。

平成 26 年度分は平成 26 年 8 月 1 日、平成 26 年 11 月 5 日、平成 27 年 2 月 3 日、平成 27 年 3 月 30 日に公表。

平成 27 年度分は平成 27 年 8 月 11 日に公表。

また、その後に出された各報告書についても、適宜確認を行い、当社が取り組むべき有益な提言について対応を行うこととしている。

(1) 手順書の整備

表1 手順書の整備に関する課題と対応

	課題	対応
1	○全電源喪失状態となった場合の非常用復水器（IC）の操作，その後の確認作業についてのマニュアルがなく，系統確認や運転操作に対し迅速に対応できていなかった。	○全電源喪失時の手順を整備し，重大事故等にも対応できる手順を整備する。
2	○事故時の運転手順書は電源があることを前提としていたものであり，事故時の徴候ベースの手順書からシビアアクシデント手順書への移行も電源があることを前提とした計器パラメータ管理であったため，全電源喪失等の事態では機能できない実効性に欠いたものであった。	○電源機能が喪失した場合でも，重要なパラメータについては確認できるよう可搬型の計測器を使用したパラメータの確認手順を整備する。

(2) 教育・訓練

a. 訓練内容

表2 訓練内容に関する課題と対応

	課題	対応
1	○運転訓練センターにおけるシビアアクシデント事故対応の教育・訓練は，直流電源が確保され中央制御室の制御盤が使える前提であり，直流電源が喪失した条件でのシビアアクシデント事故は対象としていなかった。また，運転訓練センターでの教育訓練はシビアアクシデント事故対応の内容を「説明できる」ことが目標の机上教育に留まっており，実効性のある訓練となっていなかった。	○直流電源が喪失した状態等を模擬したシビアアクシデント事故対応のシミュレータ訓練及び重大事故等対処設備を使用した実効性のある訓練を行う。

b. 緊急事態応力の強化

表3 緊急事態応力の強化に関する課題と対応

	課題	対応
1	○福島第一原子力発電所事故前は、過酷事故は起こらないとの思い込みから、訓練計画が不十分であり、防災訓練（総合訓練）が1年に1回の形式的なものとなっていた。	○訓練参加者に対して、事前に訓練シナリオを伝えない訓練を実施することにより、実効的な緊急時対応力の向上に努めている。

<主な実績>

・発電所における訓練実績

総合訓練：53回（平成25年1月（新しい組織導入）～平成28年12月の累計）

個別訓練：約11,000回（平成28年12月までの累計）

（以下に記載した訓練を含む）



総合訓練風景（発電所対策本部）

c. 現場力の強化

表4 現場力の強化に関する課題と対応

	課題	対応
1	○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つた。	○緊急時対応を業務の柱の一つとして位置づけ、機器の復旧や重機の操作等の個人の鍛錬から、自治体との総合訓練まで、各階層で日常的に繰り返し、対応力の向上に努力している。 ○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、運転操作を習得している。 ○事故時に要求される特殊技量（重機の操作等）を有した要員を確保するために、大型自動車・けん引及び重機等の免許等について社員の資格取得を進めている。また、資格所有者の管理を実施している。 ○マスク着用等、様々な環境を想定した現場の対応訓練を実施している。

<主な実績>

- ・代替交流電源設備（常設・可搬型）による電源の確保

非常用電源設備が使えない場合に速やかに電源を確保するため、高台保管場所に常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機車）及び可搬型代替交流電源設備（電源車）を配備し、起動操作、電源ケーブル接続訓練を定期的に行っている（訓練実績：約370回（ガスタービン発電機車）、約580回（電源車）（平成28年12月までの累計））。

また、代替交流電源設備に不具合が発生することもあり得ると考え、そのときの故障箇所特定及び修理対応の訓練も行っている。



代替交流電源設備（ガスタービン発電機車、電源車）の接続訓練

- 原子炉及び使用済燃料プールへの注水

全交流動力電源が喪失した場合においても原子炉や使用済燃料プールに注水(放水)ができるよう、可搬型代替注水ポンプ(消防車)を高台に配備し、注水(放水)及びホース接続訓練を定期的に行っている(訓練実績:約1,000回(平成28年12月までの累計))。



注水用ホース接続訓練

- 重機によるがれき撤去

地震や津波により散乱したがれきや積雪が復旧活動の障害となることを想定し、重機によるがれき撤去訓練を定期的に行っている(訓練実績:約4,150回(平成28年12月までの累計))。



重機による障害物の撤去訓練

- 原子炉及び使用済燃料プールの冷却

原子炉や使用済燃料プールの安定冷却に既設冷却設備が使えない場合に備えて、代替の除熱設備を配備し、プラント近接への車両設置、配管接続訓練を定期的に行っている（訓練実績：約 480 回(平成 28 年 12 月末までの累計)）。



代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット等の接続訓練

- 可搬型重大事故等対処設備への給油

可搬型重大事故等対処設備（電源車、可搬型代替注水ポンプ等）の燃料として、高台に約 15 万リットルの軽油を貯蔵、タンクローリーを配備し、タンクローリーへの補給、タンクローリーから可搬型重大事故等対処設備への給油訓練を定期的に行っている（訓練実績：約 680 回（平成 28 年 12 月末までの累計））。



可搬型重大事故等対処設備への給油

(3) 緊急時組織の対策

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改善策について、以下のように行っている。

a. 態勢の混乱と情報の輻輳の改善

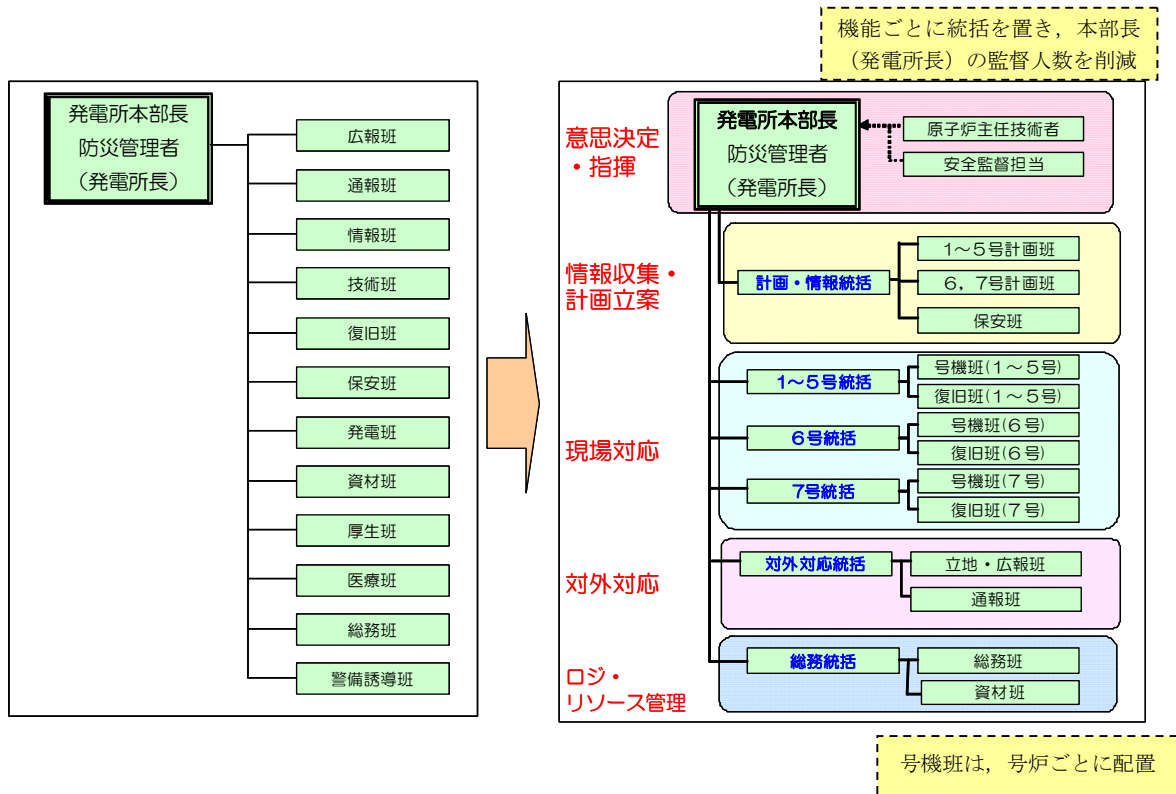
表 5-1 緊急時組織の組織構造上の課題と対応

	課題	対応
1	○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。	○号機班を設け号炉単位に連絡体制を密にする。 ○ロジスティック機能を計画立案, 現場対応機能から分離するとともに, 対外対応に関する責任者として対外対応統括を配置することにより, 作業員が作業に専念できる環境を整備する。
2	○発電所対策本部においては, 過酷事故及び複数号炉の同時被災を処理するには組織上の無理 (監督限界数の超過等) があった。	○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し, 原子力防災組織に必要な機能を以下の 5 つに定義する。 ①意思決定・指揮 ②対外対応 ③情報収集・計画立案 ④現場対応 ⑤ロジスティック・リソース管理 ①の責任者として本部長 (発電所長) が当たり, ②~⑤の機能ごとに責任者として「統括」を配置する。(図 1, 2) ○発電所長が直接監督する人数を減らす。(監督限界の設定)
3	○発電所長が全ての班 (12 班) を管理するフラットな体制で緊急時対応を行なっていたため, あらゆる情報が発電所対策本部の本部長 (発電所長) に報告され, 情報が輻輳し混	○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し, 原子力防災組織に必要な機能を以下の 5 つに定義する。 ①意思決定・指揮 ②対外対応

	課題	対応
	乱した。(図 1)	③情報収集・計画立案 ④現場対応 ⑤ロジスティック・リソース管理 ①の責任者として本部長（発電所長）が当たり、②～⑤の機能ごとに責任者として「統括」を配置する。(図 1, 2) ○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	○従来の体制は、長期間の対応に適したのではなく、人員を交替することができず、長期間の対応を極度の疲労の中で行わざるを得なかった。	○緊急時対策要員人員を増強し、交替で対応できるようにする。 ○本部長、統括、班長について、複数名の人員を配置することで、長期間に及んでも交替で対応することができ、常により最適な判断が下せるようにする。
5	○中央制御室と発電所対策本部の間、発電所対策本部と本社対策本部間において機器の動作状況を共有し、正しく共有できなかった。	○号機班を設け号炉単位に連絡体制を密にする。
6	○事故の状況や進展が個別の号炉ごとに異なるにもかかわらず、従前の機能班単位で活動した。	○号機班を設け号炉単位に連絡体制を密にする。 ○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し、原子力防災組織に必要な機能を以下の 5 つに定義する。 ①意思決定・指揮 ②対外対応 ③情報収集・計画立案 ④現場対応 ⑤ロジスティック・リソース管理 ①の責任者として本部長（発電所長）が当たり、②～⑤の機能ごとに責任者として「統括」を配置する。(図 1, 2)

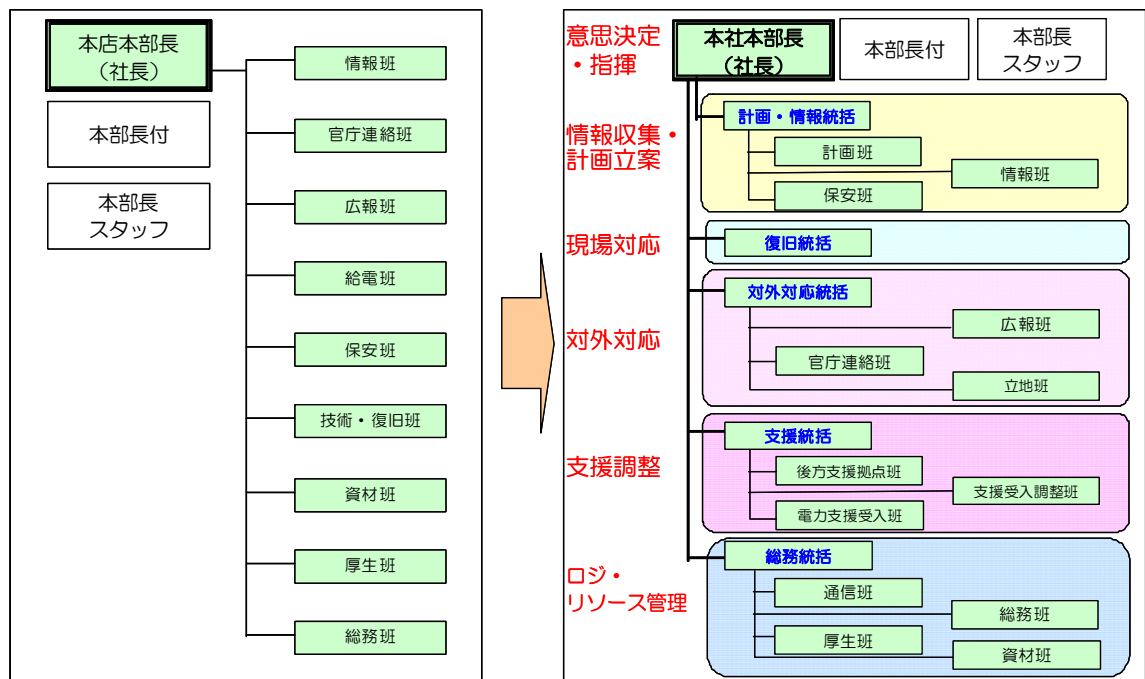
表 5-2 緊急時組織の組織運営上の課題と対応

	課題	対応
1	○発電所緊急時対策本部（以下発電所対策本部）の幹部メンバーは、各号機の必要な復旧活動の計画とその対応状況の把握に追われ、落ち着いて考える余裕がなかった。	○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、発話内容を制限することで、適切な意思決定、指揮命令を行える環境を整備する。 ○発電所の被災状況や、プラントの状況について、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3）
2	○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。	○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、統括や班長が自発的な対応を行えるようにする。
3	○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。	○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ことで、発電所対策本部が事故収束対応に専念できる環境を整備する。



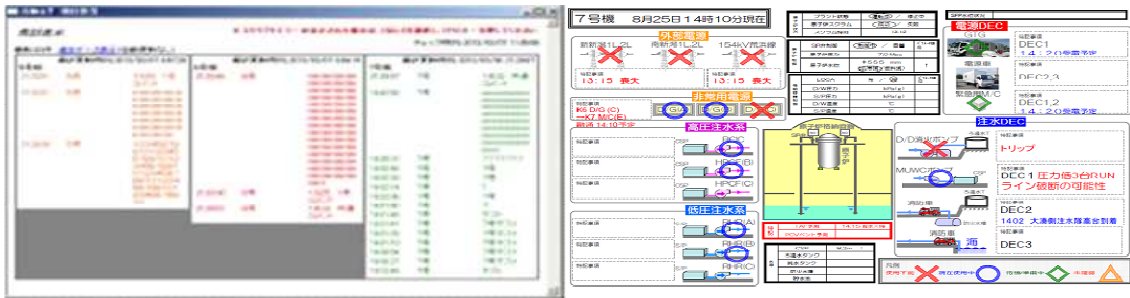
※ 緊急時組織の運用については、訓練を通じて改善を図っていることから、今後変更となる可能性がある。

図1 柏崎刈羽原子力発電所の原子力防災組織の改善



※ 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 本社の原子力防災組織の改善



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3 社内情報共有ツール

[改善後の効果について]

原子力防災組織を改善したことにより、以下の効果があると考えている。

- 指示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）の負担が低減され、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。

訓練シナリオを様々に変えながら訓練を繰り返すことで、技量の維持・向上を図るとともに、原子力災害は初期段階における状況把握と即応性が重要であることから、それらを中心に更なる改善を加えることにより、実践力を高めることが可能になると考えている。また、複数プラント同時事故に対応するブラインド訓練（訓練員に事前にシナリオを知らせない訓練）を継続することにより、重大事故時のマネジメント力と組織力が向上していくものと考えている。

b. 放射線管理上の強化

表6 放射線管理に関する課題と対応

	課題	対応
1	○事故時モニタリング設備の故障により放射線管理に支障をきたした。	○モニタリング設備の増強及び可搬式モニタリングポストの設置に必要な緊急時対策要員を確保する。
2	○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。	○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（モニタリングの要員）を育成する。
3	○津波による影響で、使用できるアラーム付ポケット線量計（APD）が不足した。	○緊急時対策所にアラーム付ポケット線量計（APD）やガラスバッジを配備する。
4	○免震重要棟緊急時対策本部内の放射性物質に対する環境維持に苦勞した。	○緊急時対策所入口にチェンジングプレースを設置し、外部から放射性物質を持ち込まない環境を整備するとともに、総合訓練時に設置訓練を行う。

c. 資機材調達

表 7 資機材調達に関する課題と対応

	課題	対応
1	○過酷事故や複数号炉の同時被災を想定した資機材の準備が不十分であった。	○発電所内における資機材の備蓄を進める。 ○発電所への燃料輸送がスムーズに行えるよう、石油販売会社と協定を締結した。
2	○衣食住の環境に支障を来し、また、トイレが不足した。	○簡易トイレを確保する。 ○飲食料及び生活食品は、発電所で適切な備蓄量を確保するとともに、被災地域外から安定的に物資供給が行われるよう、非常時においても物資を供給できるよう、社外関係企業との連携を強化する。
3	○地震・津波による発電所内外の被害により、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。	○物資や人員の輸送がスムーズに行えるよう、大型自動車・けん引等の免許等について社員の資格取得を進めている。また、資格所有者の管理を実施している。 ○飲食料及び生活食品は、発電所で適切な備蓄量を確保するとともに、被災地域外から安定的に物資供給が行われるよう、非常時においても物資を供給できるよう、社外関係企業との連携を強化する。 ○後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点（柏崎エネルギーホール、信濃川電力所）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ておく（本社、発電所、新潟本部の要員から選任）。 ○実際に原子力事業所災害対策支援拠点（柏崎エネルギーホール、信濃川電力所）を立ち上げる訓練を適宜実施する。 ○外部組織である原子力緊急事態支援組織との連携を図る訓練を行い、同組織からの資機材（ロボット）の迅速な輸送に関する訓練を適宜実施する。
4	○通常の管理区域以上の状態が屋外にまで拡大した	○物流の専門の会社と物資の輸送に関する協定を結ぶとともに、汚染エリアでの輸送にも従事で

	課題	対応
	ため、発電所への必要な物資の輸送に支障を来した。	きるよう、輸送部隊に放射線教育を実施する。
5	○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。	<p>○本社は、発電所の被災状況に応じて、必要となる資機材等の支援物資を円滑に調達、輸送できるよう訓練を行うとともに、必要な対応の手順を作成する。</p> <p>○後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点（柏崎エネルギーホール、信濃川電力所）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ておく（本社、発電所、新潟本部の要員から選任）。</p> <p>○実際に原子力事業所災害対策支援拠点（柏崎エネルギーホール、信濃川電力所）を立ち上げる訓練を適宜実施する。</p>



原子力事業所災害対策支援拠点（柏崎エネルギーホール）での訓練状況<資機材運搬>



原子力事業所災害対策支援拠点（信濃川電力所）での訓練状況<スクリーニング>



物資調達・支援に関する個別訓練の状況（本社）

d. 本社緊急時対策本部の役割

表 8 本社緊急時対策本部に関する課題と対応

	課題	対応
1	○本社緊急時対策本部(本社対策本部)は、外部からの問い合わせや指示を調整できず、発電所対策本部を混乱させた。	○重大事故等発生時における本社対策本部の役割は、事故の収束に向けた発電所対策本部の活動の支援に徹することとする。
2	○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。	○重大事故等発生時における本社対策本部の役割は、事故の収束に向けた発電所対策本部の活動の支援に徹することとする。 ○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。 ○現地の発電所長からの支援要請に基づいて支援活動を行うことを基本とするが、発電所の被災状況に応じて、発電所からの支援要請を待たずに、必要な資機材や人員の輸送をスムーズに行うための手順の整備や訓練を実施する。
3	○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	○福島第一原子力発電所事故対応時のような、外部から直接、発電所長に問合せが入り発電所長が対応を強いられたり、外部からの問い合わせを発電所対策本部が回答準備したりする事態とならないよう、本社対策本部は情報を捌く役割を果たす。



本社対策本部の訓練

e. 対外情報発信の改善

表9 対外情報発信に関する課題と対応

	課題	対応
1	<p>○本来復旧活動を最優先で実施しなくてはならない役割の要員が、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。</p>	<p>○緊急時における情報収集活動と広報・通報対応が、復旧活動の妨げとなることのないよう、発電所から発信された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））や、通報連絡用紙の情報等、迅速に把握・共有できる社内情報を最大限活用し、公表する仕組みとする。（紙や電話等で確認する場合もあるが、復旧活動の妨げにならないよう最大限配慮する。）</p> <p>○緊急時組織に対外対応に関する責任者として発電所、本社ともに対外対応統括を配置する。</p> <p>○通報連絡については、当初は発電所長の責任で発信するが、その権限を発電所の対外対応統括に委譲し、事前に定めた通報連絡のルールにしたがって実施する運用に変更する。（福島第一原子力発電所の事故対応のように、発電所対策本部で発電所長及び各班長の了解を得る作業は実施しない。）</p> <p>○一定規模以上の事故の際には、広報対応は発電所から切り離し、本社対策本部で一元的に対応することとし、発電所対策本部は事故の収束に専念する体制とする。</p>
2	<p>○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。</p>	<p>○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ションを配置し、本社で記者会見等の対応ができるようにする。</p> <p>○ホームページの活用によるプラントパラメータ等の公開、インターネットの積極的活用による記者会見の中継等、迅速な情報公開に努める。</p> <p>○オフサイトセンターや関係自治体の対策本部へ発電所や本社の要員を派遣し、パソコンやスマートフォン、タブレット等のツールを活用した情報提供を行う等、社外への情報発信を改善する。</p> <p>○訓練時にリスクコミュニケーションによる模擬記者会見や対外対応のシナリオを盛り込んだ訓練を実施する。</p>



本社でのリスクコミュニケーターによる模擬記者会見



オフサイトセンターでの社外対応訓練

(4) 現場の運用面

表 10 現場の運用面に関する課題と対応

	課題	対応
1	○電源喪失によって、中央制御室での計装や監視、制御といった中央制御機能、発電所内の照明、ホットライン以外の通信連絡設備を失ったことにより、有効なツールや手順書もない中での現場の運転員たちによる臨機の判断、対応に依拠せざるを得ず、手探りの状態での事故対応となった。	○中央制御室の機能を確保するために、LEDヘッドライト及びランタン等の照明を確保することにより、実効的に活動できるように整備を行う。 ○発電所内における中央制御室や現場間での通信連絡設備として、送受信器（ページング）、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備、無線連絡設備及び衛星電話設備等による通信連絡設備を確保する。



中央制御室における照明の確保（例）

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

格納容器の長期にわたる状態維持に係る 体制の整備について

< 目 次 >

1.	考慮すべき事項.....	1-0-15-1
2.	格納容器の冷却手段.....	1-0-15-3
(1)	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における格納容器除熱手段について.....	1-0-15-3
(2)	代替循環冷却の長期運転及び不具合等を想定した対策について.....	1-0-15-4
3.	作業環境の線量低減対策の対応例について.....	1-0-15-7
(1)	循環冷却時の線量低減の対応について.....	1-0-15-7
(2)	汚染水発生時の対応について.....	1-0-15-9
4.	残留熱除去系の復旧方法について.....	1-0-15-10
(1)	残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について.....	1-0-15-10
(2)	残留熱除去系の復旧手順について.....	1-0-15-10
5.	可搬型格納容器除熱システムによる格納容器除熱等の長期安定冷却手段について....	1-0-15-19
5. 1.	可搬型格納容器除熱システムによる格納容器除熱について.....	1-0-15-20
(1)	可搬型格納容器除熱システムの概要.....	1-0-15-20
(2)	作業に伴う被ばく線量.....	1-0-15-21
(3)	フランジ部からの漏えい発生時の対応.....	1-0-15-23
5. 2.	可搬熱交換器によるサプレッションプール浄化系を用いた格納容器除熱.....	1-0-15-23
(1)	可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱の概要.....	1-0-15-23
(2)	作業に伴う被ばく線量.....	1-0-15-25
(3)	フランジ部からの漏えい発生時の対応.....	1-0-15-25
5. 3.	代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱.....	1-0-15-26
(1)	代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱の概要.....	1-0-15-26
6.	外部からの支援について.....	1-0-15-28
	参考資料：福島第一原子力発電所で導入した汚染水処理対策について.....	1-0-15-29

重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、あらかじめ長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。

柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画 第11編 原子力災害対策編」（中央防災会議）に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。

復旧計画に定めるべき事項は以下のとおり。

- ・放射性物質の追加放出の防止 等
- ・原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握
- ・原子炉施設の除染の実施
- ・原子炉施設損傷部の修理及び改造の実施

発電所対策本部は、召集した要員により、復旧計画に基づき災害発生後の中長期対応を行う。また本社対策本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な復旧対策を検討できる体制を整備する。

1. 考慮すべき事項

- (1) 格納容器過圧・過温破損事象等においては、代替循環冷却及び格納容器ベントにより長期的な格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。
- (2) 代替循環冷却による格納容器除熱では、格納容器の圧力は、格納容器の最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能となる。サプレッションチェンバの温度が格納容器の最高使用温度に近い状態が長期にわたり継続するが、格納容器の温度については、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が維持される 150℃を下回っている。また、代替循環冷却系の運転に使用するサプレッションチェンバからの吸込配管の温度は設計温度を十分に下回っていると同時に、復水移送ポンプの予備機確保、同ポンプ及び操作が必要となる電動弁（原子炉及び格納容器への注水量の調節弁）の駆動電源多様化による冗長性確保、系統配管の耐震健全性確認による信頼性確保を行っている。このため、代替循環冷却系の設備全体として十分な信頼性を有していると考えているが、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討が必要である。
- (3) 炉心損傷後に代替循環冷却運転を実施することに対しては、現場の作業環境への影響として、建屋内の環境線量が上昇することにより、代替循環冷却運転後の機器の復旧等が困難になることが予想される。

- (4) 代替循環冷却により格納容器除熱を実施することにより、長期的に格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができることを解析にて確認しているものの、最終的には残留熱除去系の復旧が必要である。
- (5) 格納容器の圧力・温度を低く安定状態を保つためには、代替循環冷却系及び残留熱除去系が有効な手段であるが、ともに残留熱除去系熱交換器を用いており、この残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討が必要である。
- (6) 重大事故等時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。

以上を踏まえ、(1)(2)の詳細検討として「2. 格納容器冷却手段」において、重要事故シーケンスにおける格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。

また、(3)(4)(5)の検討結果を「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」「4. 残留熱除去系の復旧方法について」及び「5. 可搬型格納容器の除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」にそれぞれとりまとめる。

最後に発電所外からの支援について「6. 外部からの支援について」にて示す。

2. 格納容器の冷却手段

(1) 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における格納容器除熱手段について

福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では多様な格納容器除熱手段を整備しており、その設備の有効性について有効性評価において確認している。

表1に格納容器除熱手段を示す。また、図1-1、1-2に格納容器除熱手段の概要図を示す。

表1に示すとおり、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉では多くの格納容器バウンダリが確保される除熱手段を有しており、格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントの実施による格納容器除熱も可能であり、多様性を有しているといえる。

表1 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における格納容器除熱手段

	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の除熱手段	
格納容器バウンダリが確保される除熱手段	代替循環冷却	○
	代替原子炉補機冷却系	○
	残留熱除去系 (A)	△
	残留熱除去系 (B)	△
	残留熱除去系 (C)	△
	DWC, CUW, CRD 系を組み合わせた格納容器除熱(※)	△
格納容器バウンダリが確保されない除熱手段	フィルタベント	○
	耐圧強化ベント	○
	地下式フィルタベント	○

○：有効性評価で期待する設備

△：有効性評価で期待しないものの設備復旧等により使用可能

※ RHR(B)吸込配管及びCUWボトムドレン配管破断のLOCA時は使用不能

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) 代替循環冷却の長期運転及び不具合等を想定した対策について

代替循環冷却系を運転する場合には、サブプレッションプールを水源として原子炉及び格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となる。配管表面での線量は、事故後90日の積算線量で [] と評価しており、これを考慮し、系統に使用するポンプのメカニカルシール部やポンプ電動機、電動弁の駆動部等について、耐放射線性が確保されたものを使用することとしている。

また、事故後のサブプレッションプール内には異物が流入する可能性がある。サブプレッションプールからの吸込部には、大型のストレーナが設置されており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。なお、ストレーナは、サブプレッションプールの底面から約1mの高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸上げることはないと考えているが、万が一、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合を考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（防火水槽からの代替低圧注水ポンプによる淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成としている（図2参照）。

なお、炉心損傷に至る重大事故等発生後に代替循環冷却系が使用できない場合の除熱手段は「5. 可搬型格納容器の除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」に示す。

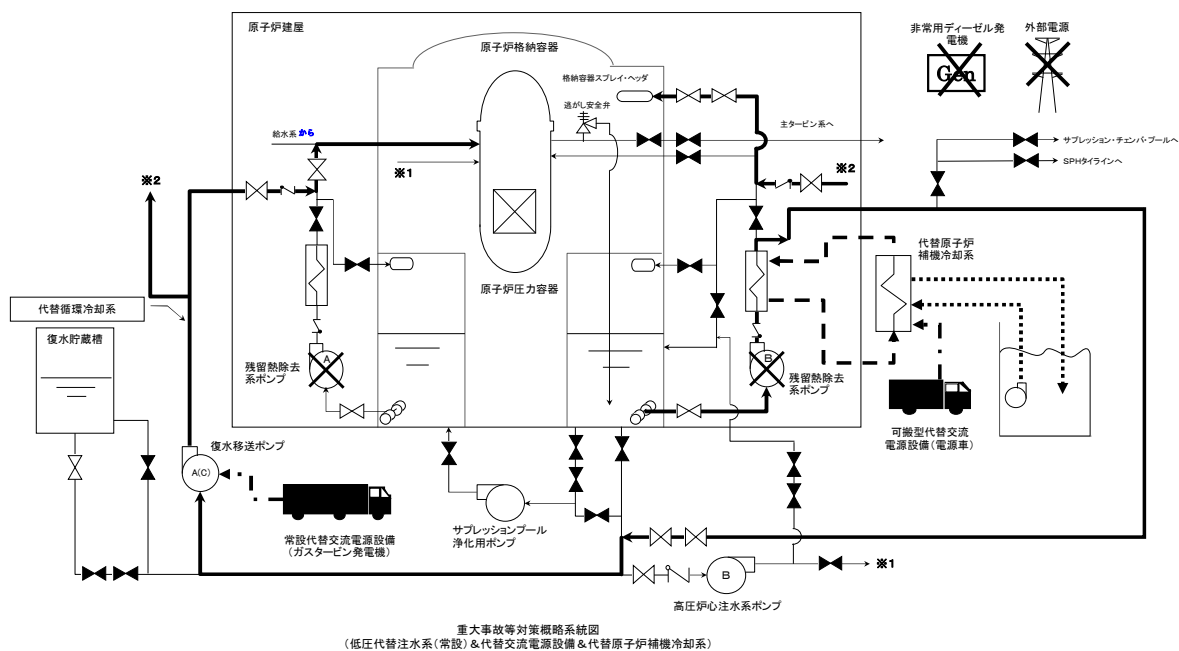


図 1 - 1 代替循環冷却

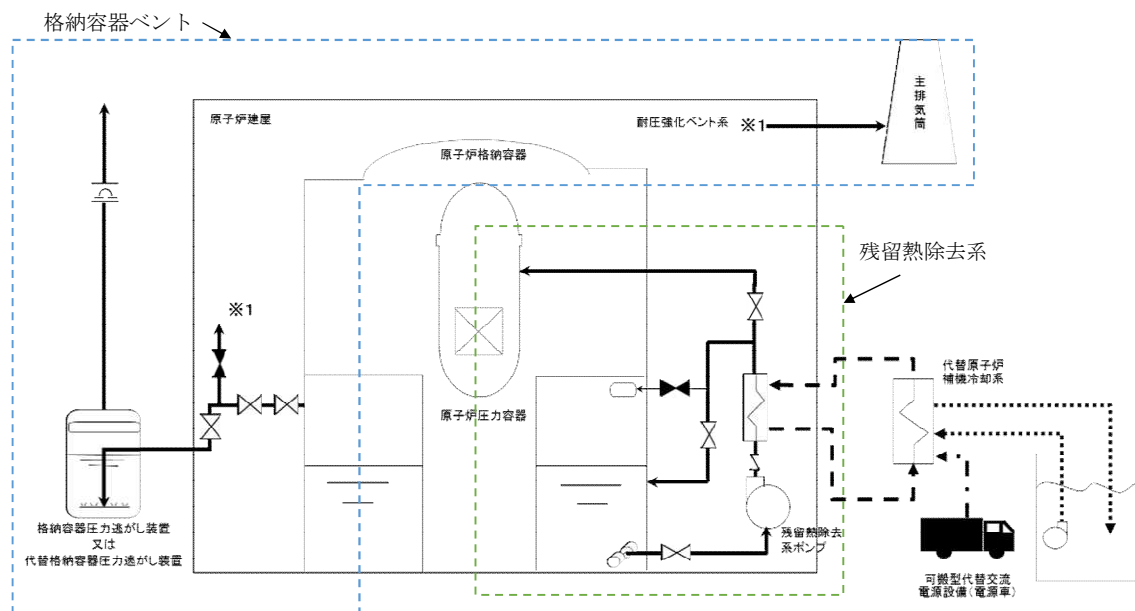


図 1 - 2 残留熱除去系及び格納容器ベント

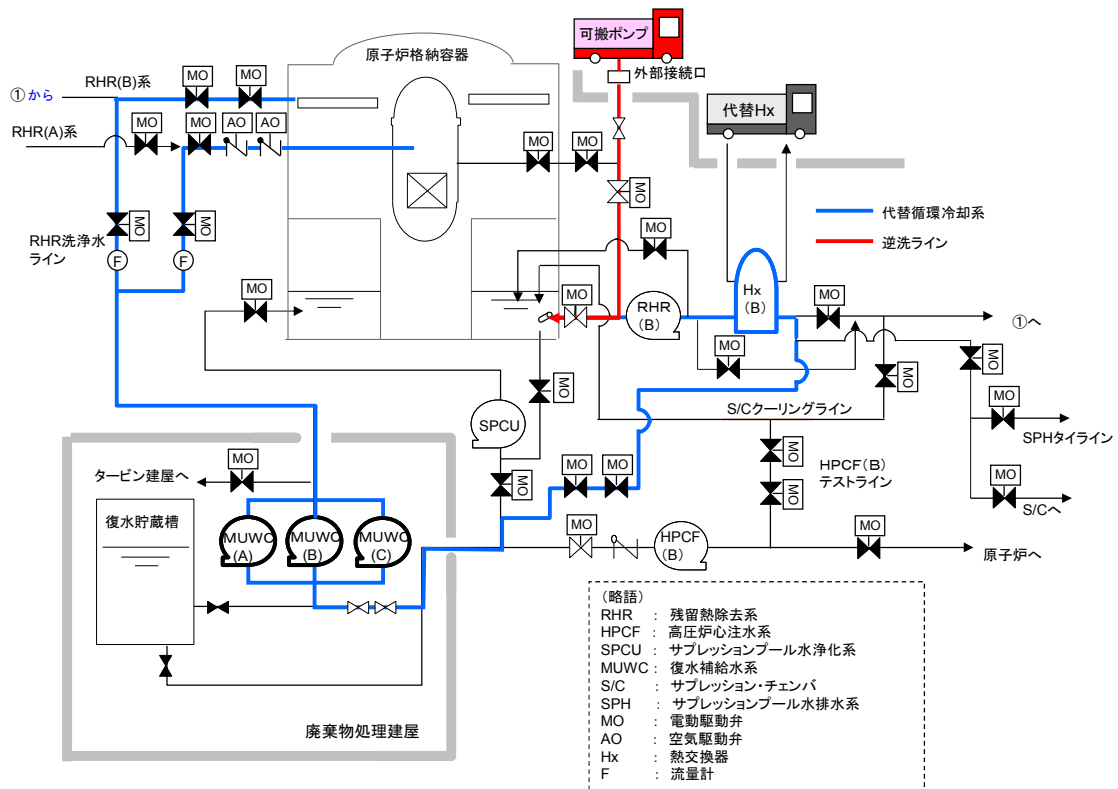


図2 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作時の系統構成

3. 作業環境の線量低減対策の対応例について

(1) 循環冷却時の線量低減の対応について

代替循環冷却系は、残留熱除去系による格納容器からの除熱能力を喪失した場合に使用する系統である。このため、代替循環冷却系は、残留熱除去系が復旧するまでの期間に運転することを想定している。このため、代替循環冷却系の運転によって放射線量が上昇した環境下における残留熱除去系の復旧作業の概要を示す。

代替循環冷却系では、サプレッションプールからのプール水の吸込み、及び、原子炉及び格納容器への注水に、残留熱除去系のB系を使用することを想定（原子炉への注水はA系も想定）している。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、代替循環冷却の影響を受ける可能性が最も低いC系を復旧することを想定する。

代替循環冷却系の運転に使用する残留熱除去系のB系（一部はA系）の配管については、復旧作業の実施に先立ち、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（防火水槽からの代替低圧注水ポンプによる淡水供給）することにより、系統全体のフラッシングを行うことが可能な設備構成としている。これにより、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサプレッションプールに送水することにより、放射線量を低減させることが可能である。

また、残留熱除去系の復旧で重要なことは、復旧作業が必要と想定されるポンプ室へのアクセスであることから、原子炉建屋地下3階の残留熱除去系（C）ポンプ室、及び、原子炉建屋地下2階の残留熱除去系（C）ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。

6号炉については、図3に示すとおり、代替循環冷却系統の運転により高線量となる配管は、残留熱除去系（C）ポンプ室、及び、同上部ハッチ付近から離れており、アクセスは可能であると考える。

一方、7号炉については、図4に示すとおり、代替循環冷却系統の運転により高線量となる配管は、残留熱除去系（C）ポンプ室からは離れているが、同上部ハッチ付近に存在する。この場所における放射線量は、評価の結果、線量が高いケースとして代替循環冷却系統の運転開始後30日間経過した場合に となる。このため、同上部ハッチ近傍には、放射線防護対策として、福島第一原子力発電所の事故収束作業において使用した実績を有する移動式遮蔽体を用いて線量の低減を図る。線量評価の一例として、図5に示す移動式遮蔽体を用いた場合には、線量を に低減することが可能となる。さらに、復旧作業時には、適切な防護対策を行うことにより、線量による影響を低減させた上で復旧作業を行うこととする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

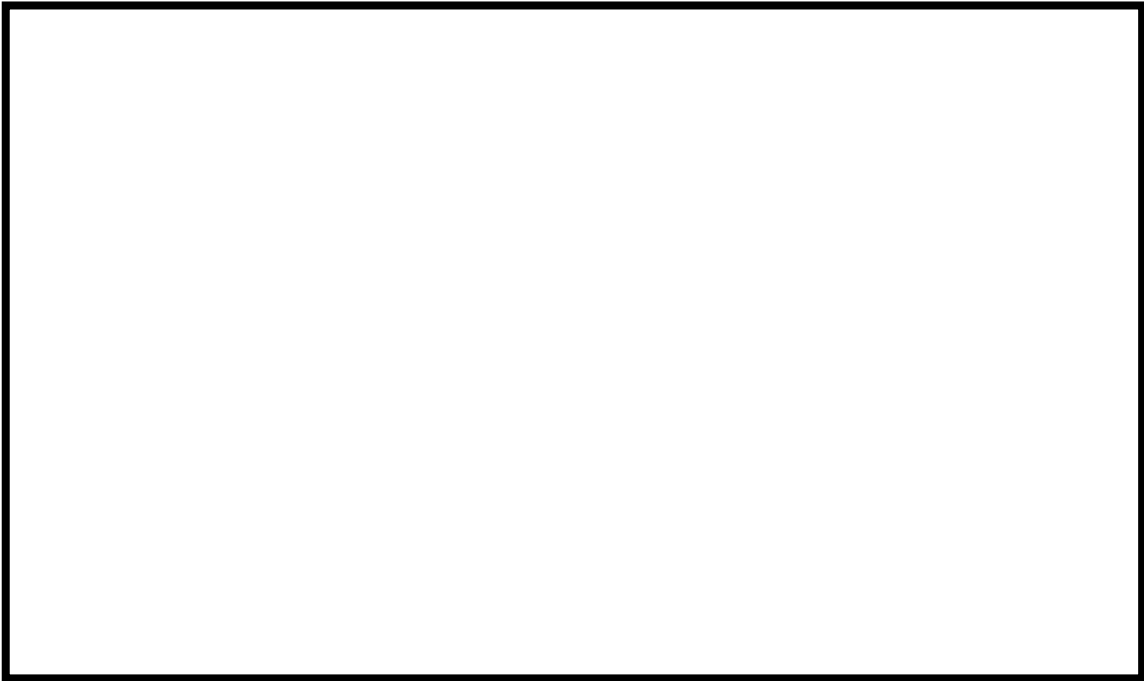


図3 機器配置図（6号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階）

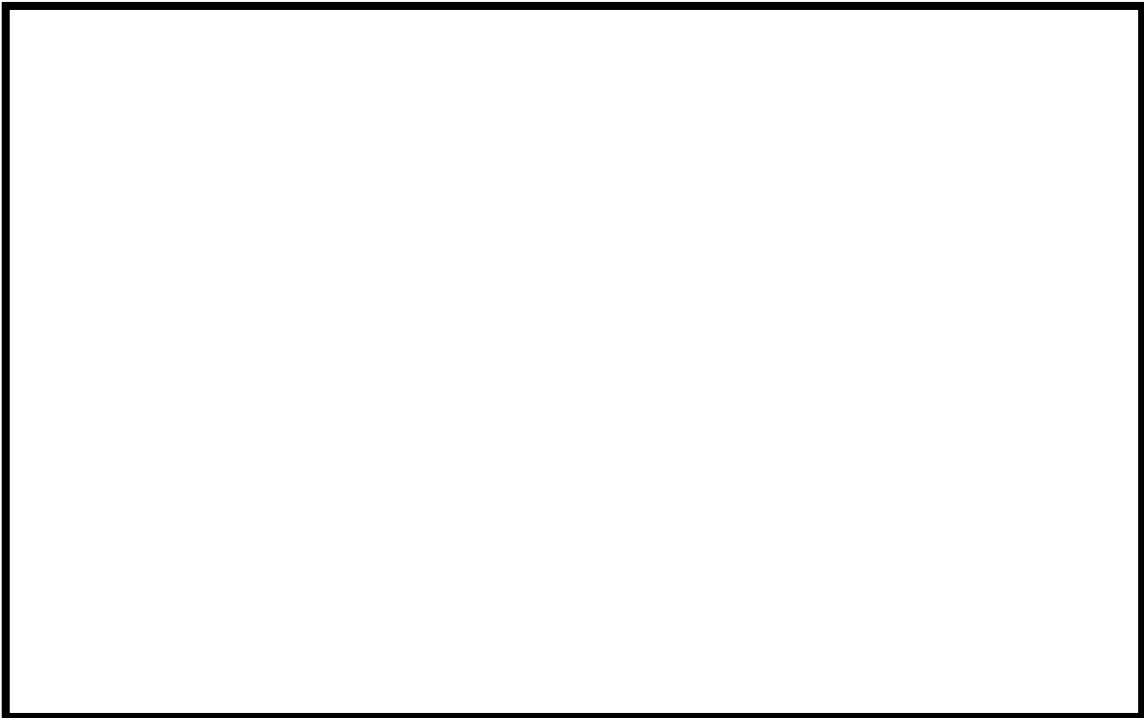


図4 機器配置図（7号炉原子炉建屋地下3階及び地下2階）

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 7号炉 RHR (C) ポンプ室上部ハッチへのアクセスに必要な放射線防護対策

(2)汚染水発生時の対応について

当社において、重大事故等発生時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、福島第一原子力発電所における経験や知見を踏まえ、これらを活用した汚染水処理装置の設置等の対策を行うとともに、プラントメーカーの協力を得ながら対応する。

(参考資料1 参照)

4. 残留熱除去系の復旧方法について

(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について

残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間かかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能であると考えられる。

残留熱除去系の復旧に当たり、原子炉補機冷却海水系、原子炉補機冷却水系については、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる。また、電動機の予備品を重大事故により同時に影響を受けない場所に保管している。(詳細は添付資料1.0.3「予備品等の確保及び保管場所について」参照)

一方、残留熱除去系については、防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていること、万が一の溢水がポンプ室に流入してもRHRポンプ室排水ポンプを設置していること、更にABWRの残留熱除去系は3系統あることから、東日本大震災のように複数の残留熱除去系が浸水により同時に機能喪失することはないと考えられる。

なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、他系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

(2) 残留熱除去系の復旧手順について

炉心損傷若しくは格納容器破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、運転員及び緊急時対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を整備してきている。

本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷あるいは格納容器破損に対する時間余裕に応じて「恒久対策」、「応急対策」、又は「代替対策」のいずれかを選択するものとしている。

具体的には、故障箇所の特定と対策の選択を行い、故障箇所に応じた復旧手順にて復旧を行う。図6に、手順書の記載例を示す。

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。

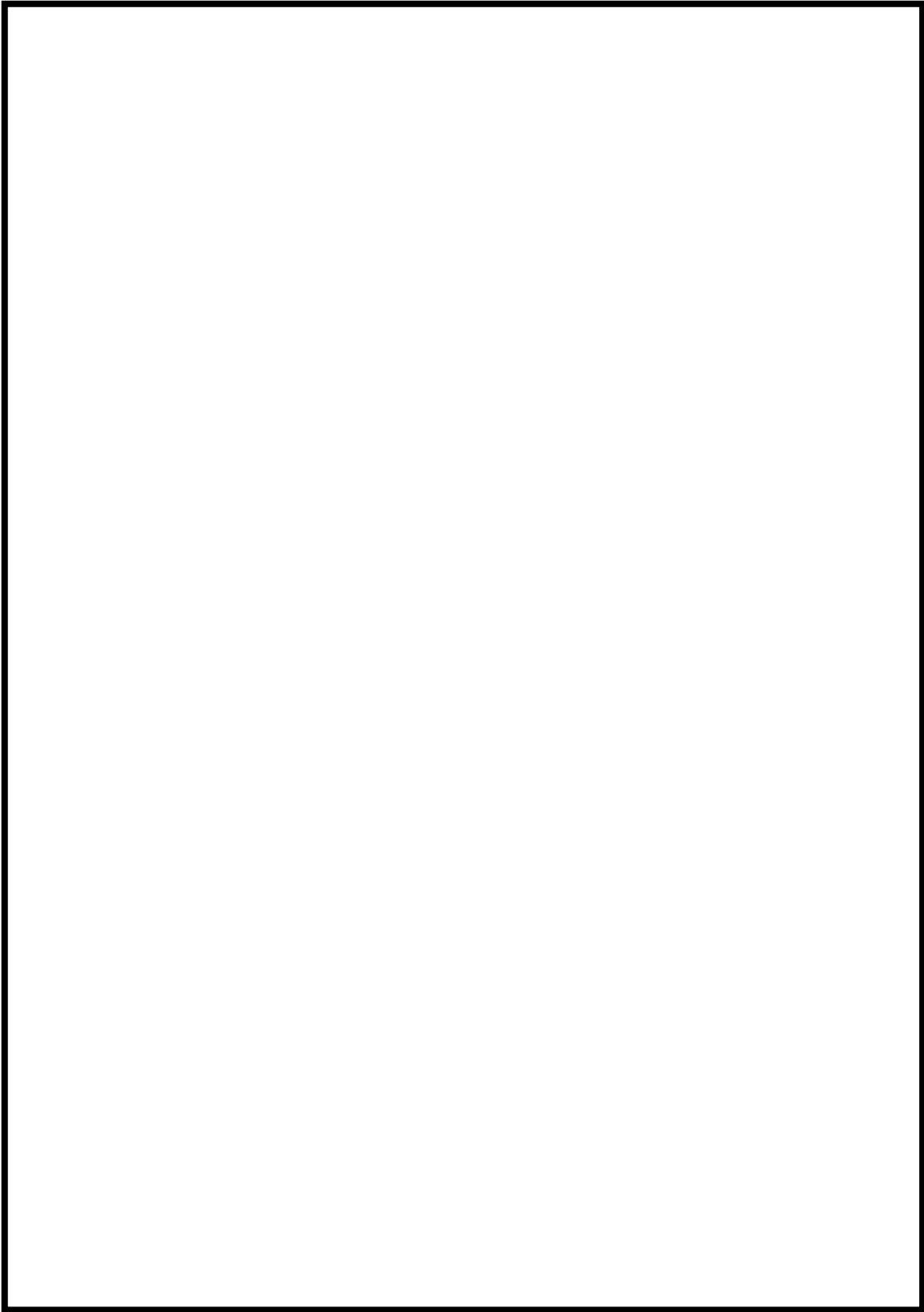


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（1 / 8）

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。

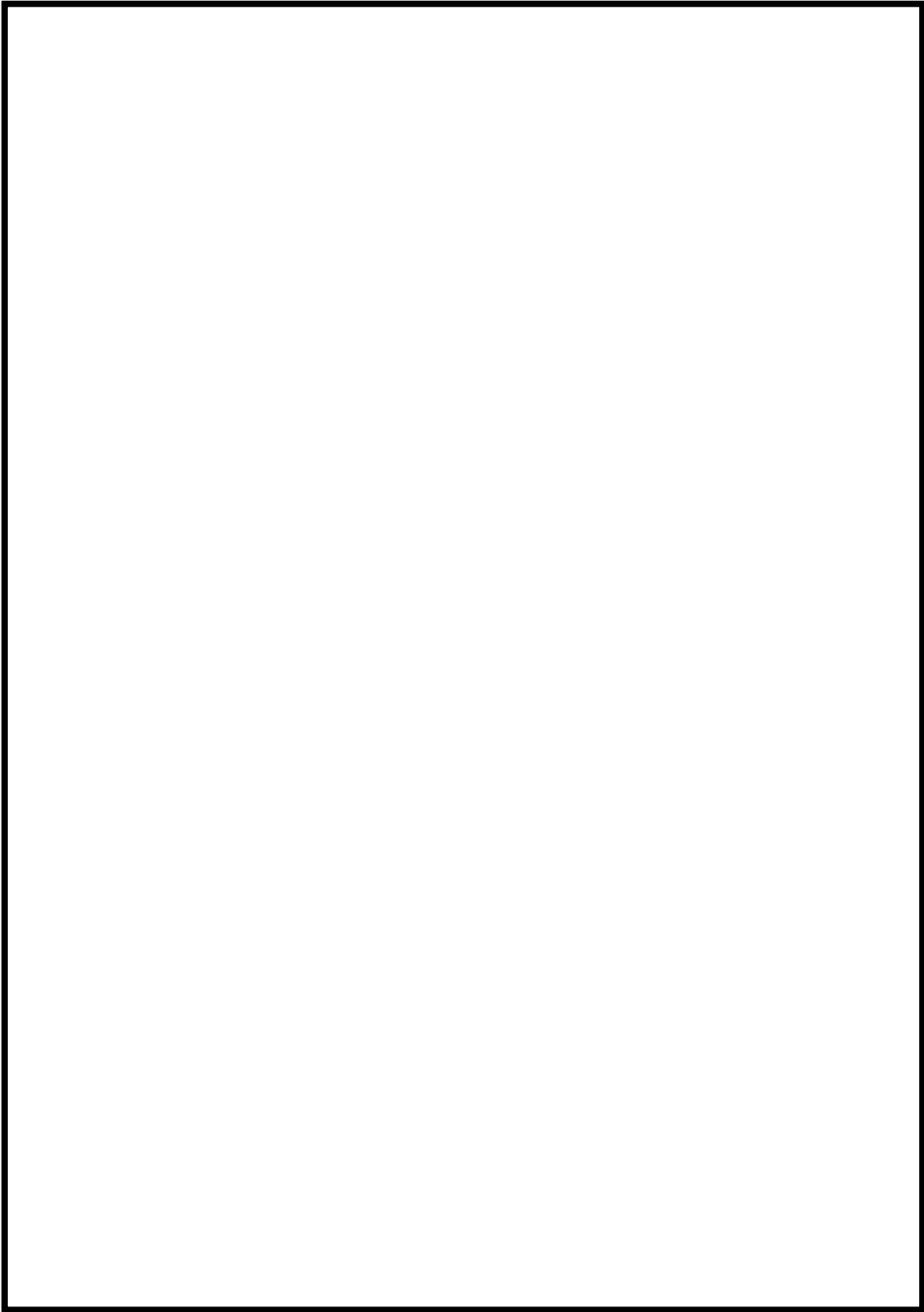


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（2／8）

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。

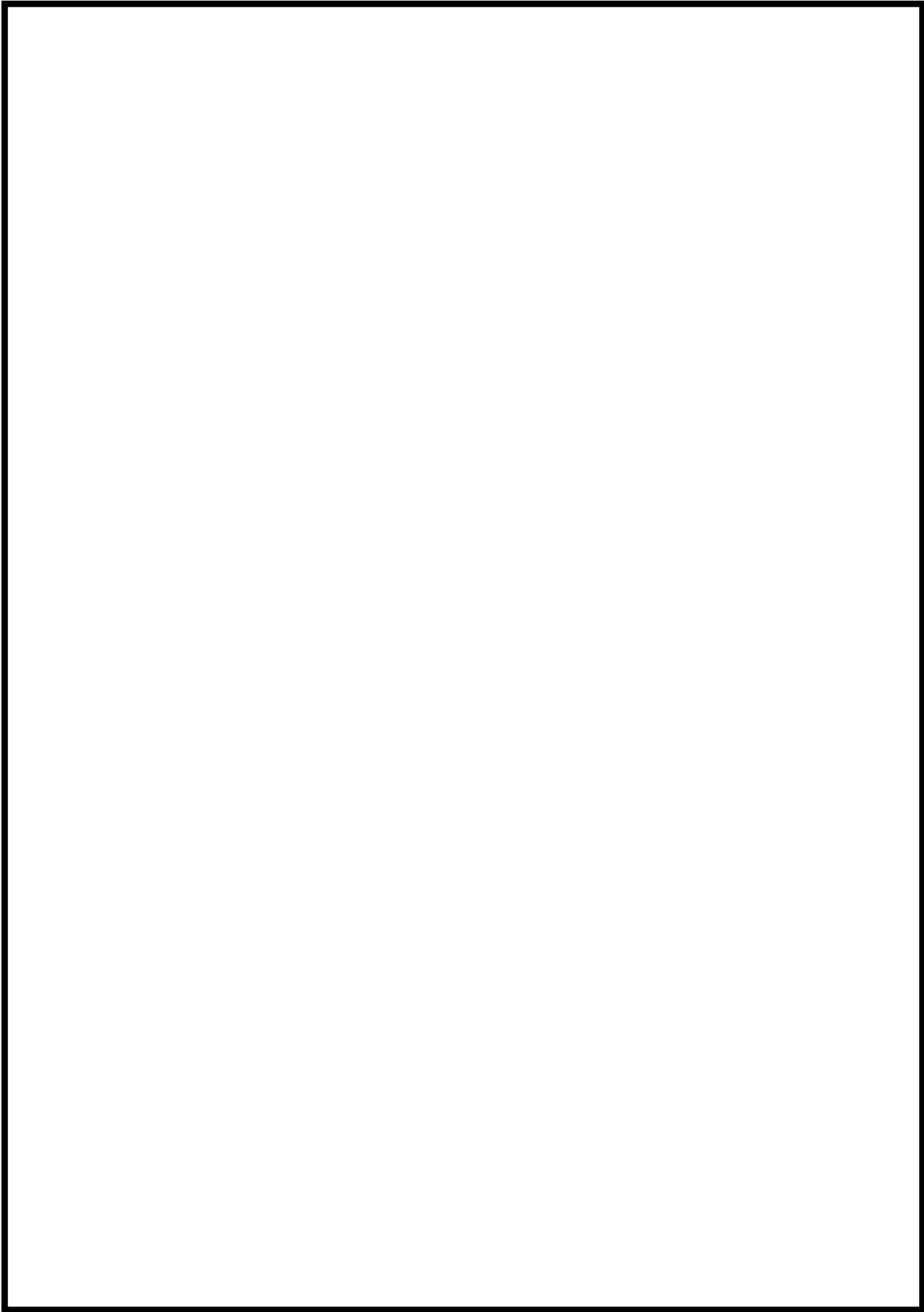


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（3／8）

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。

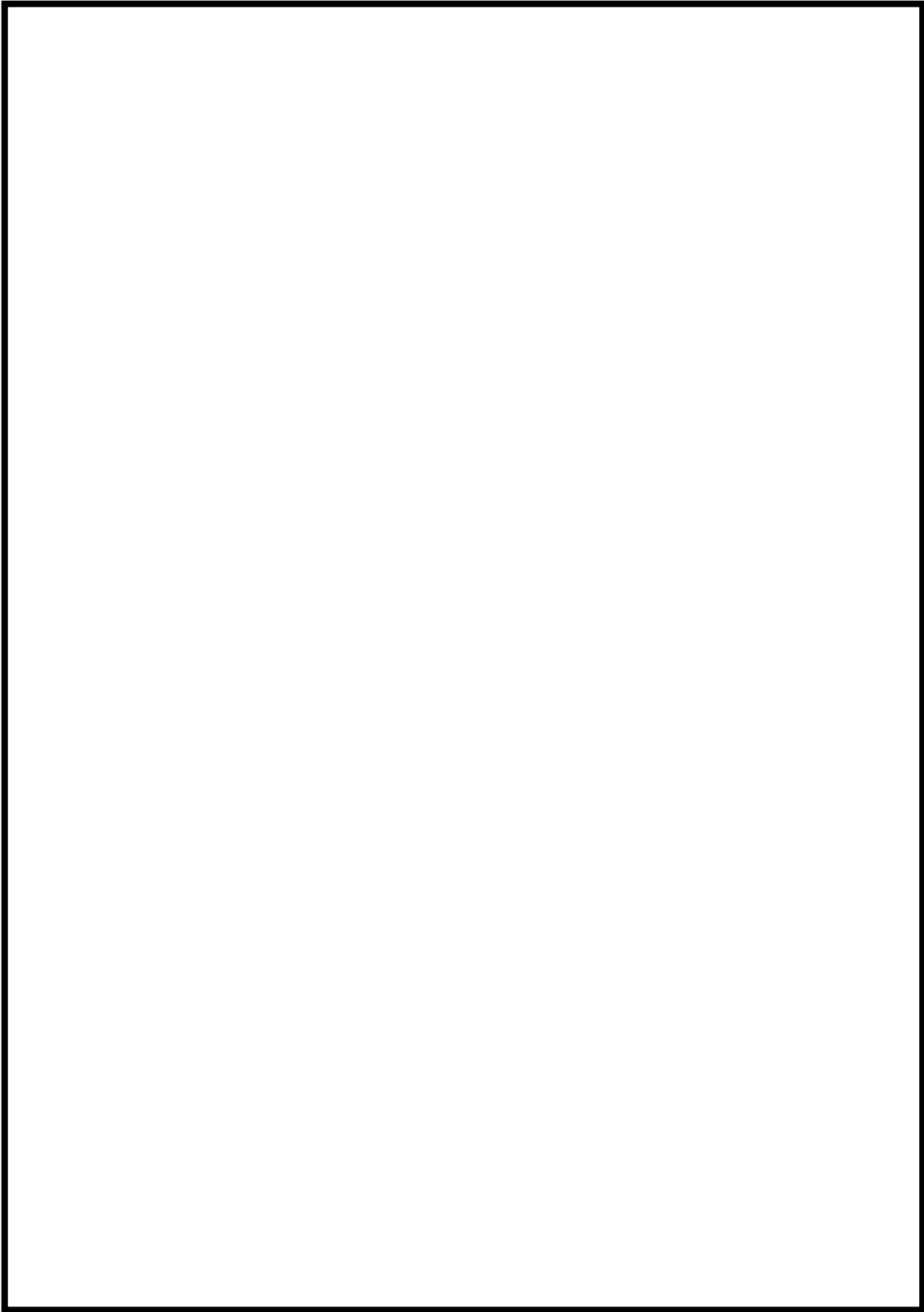


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（4／8）

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。

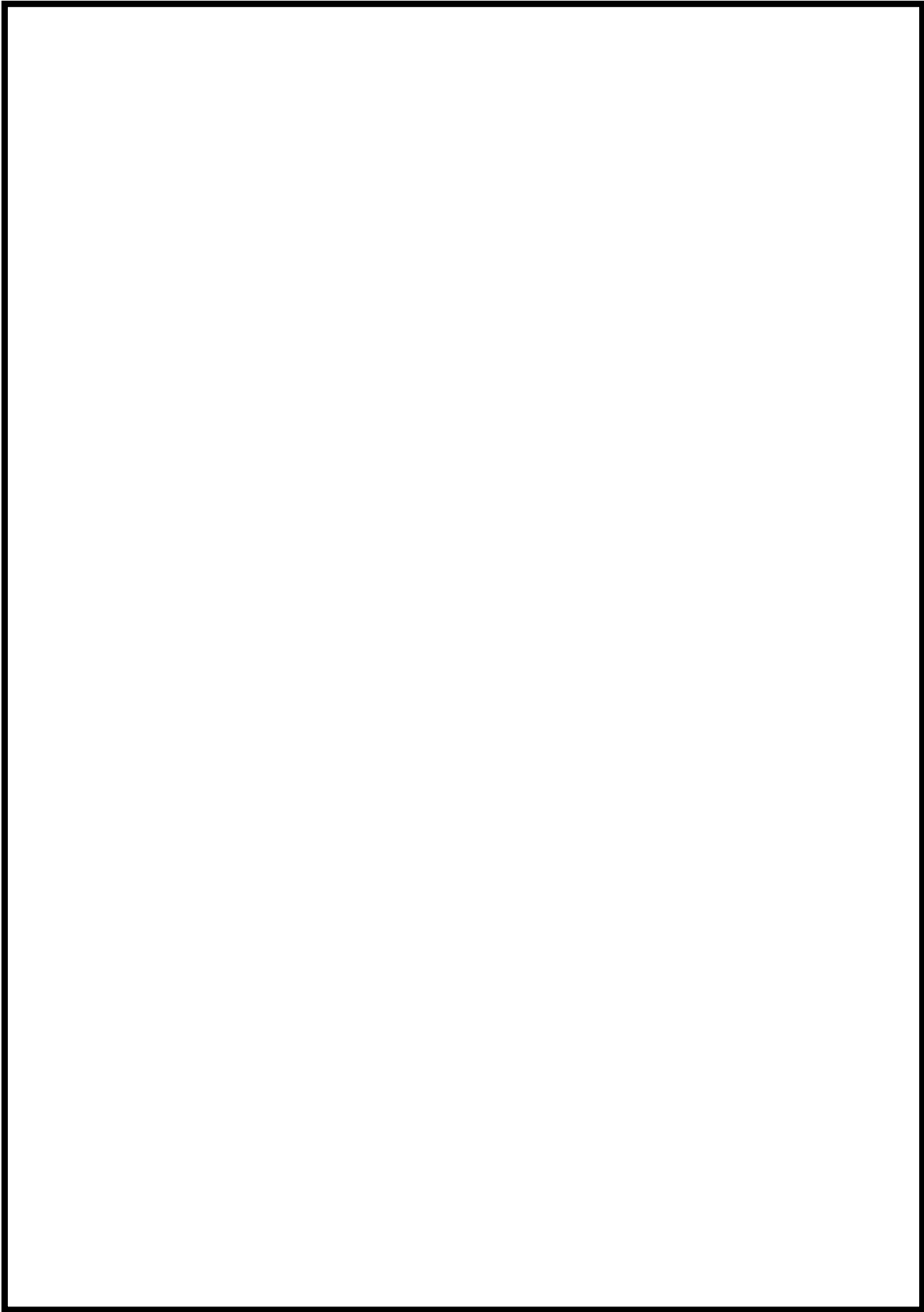


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（5／8）

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。

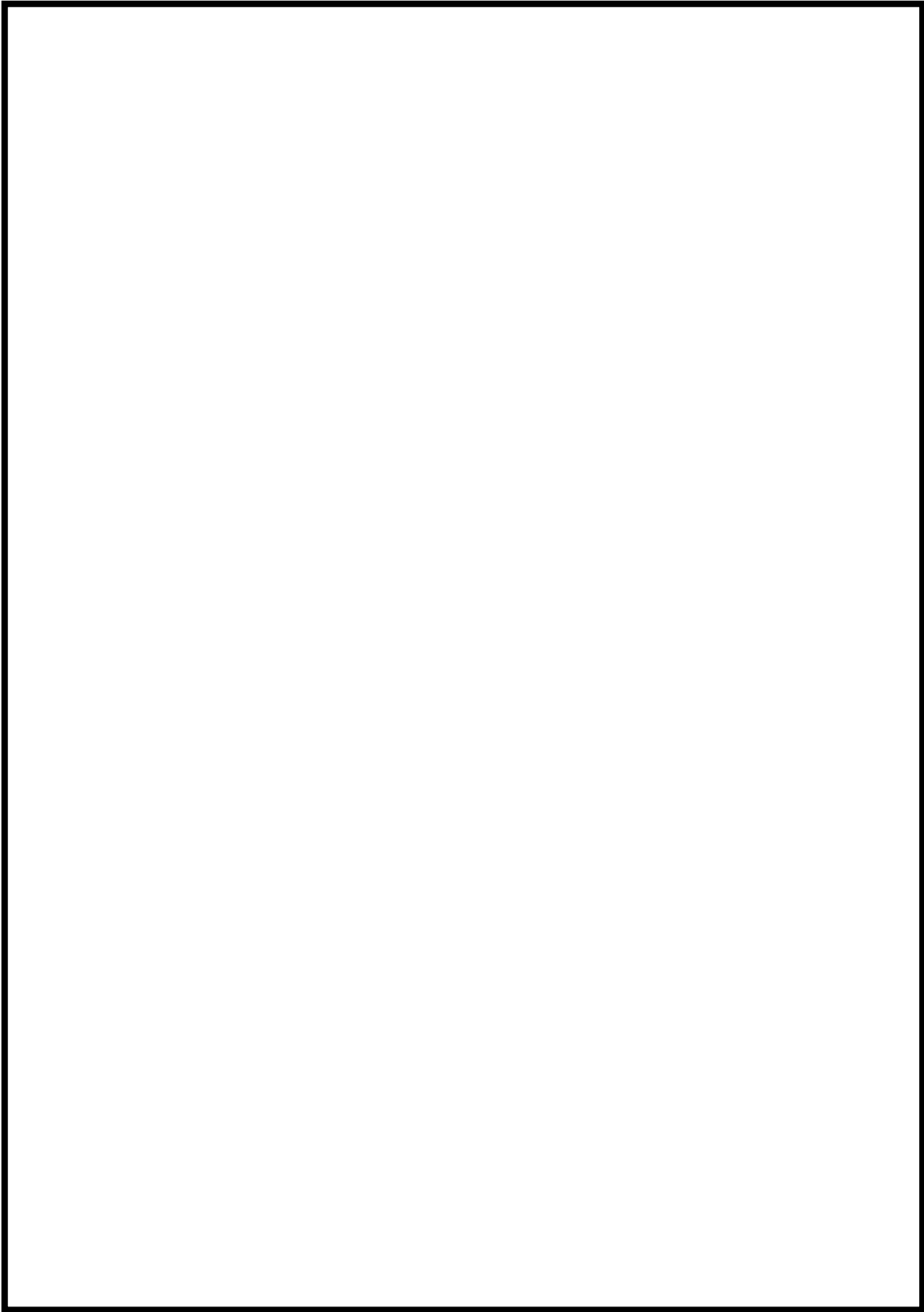


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（6 / 8）

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。

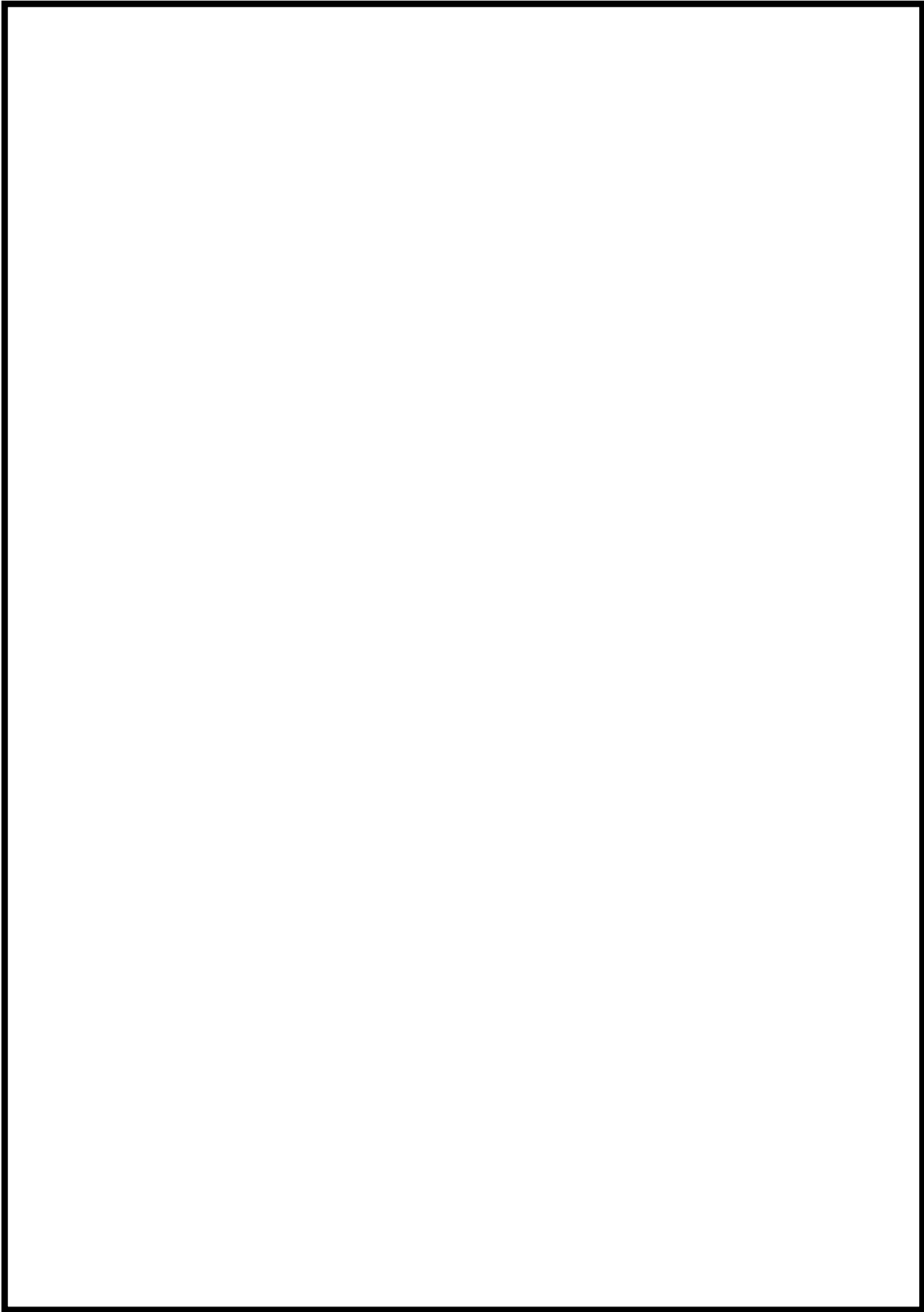


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（7 / 8）

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。

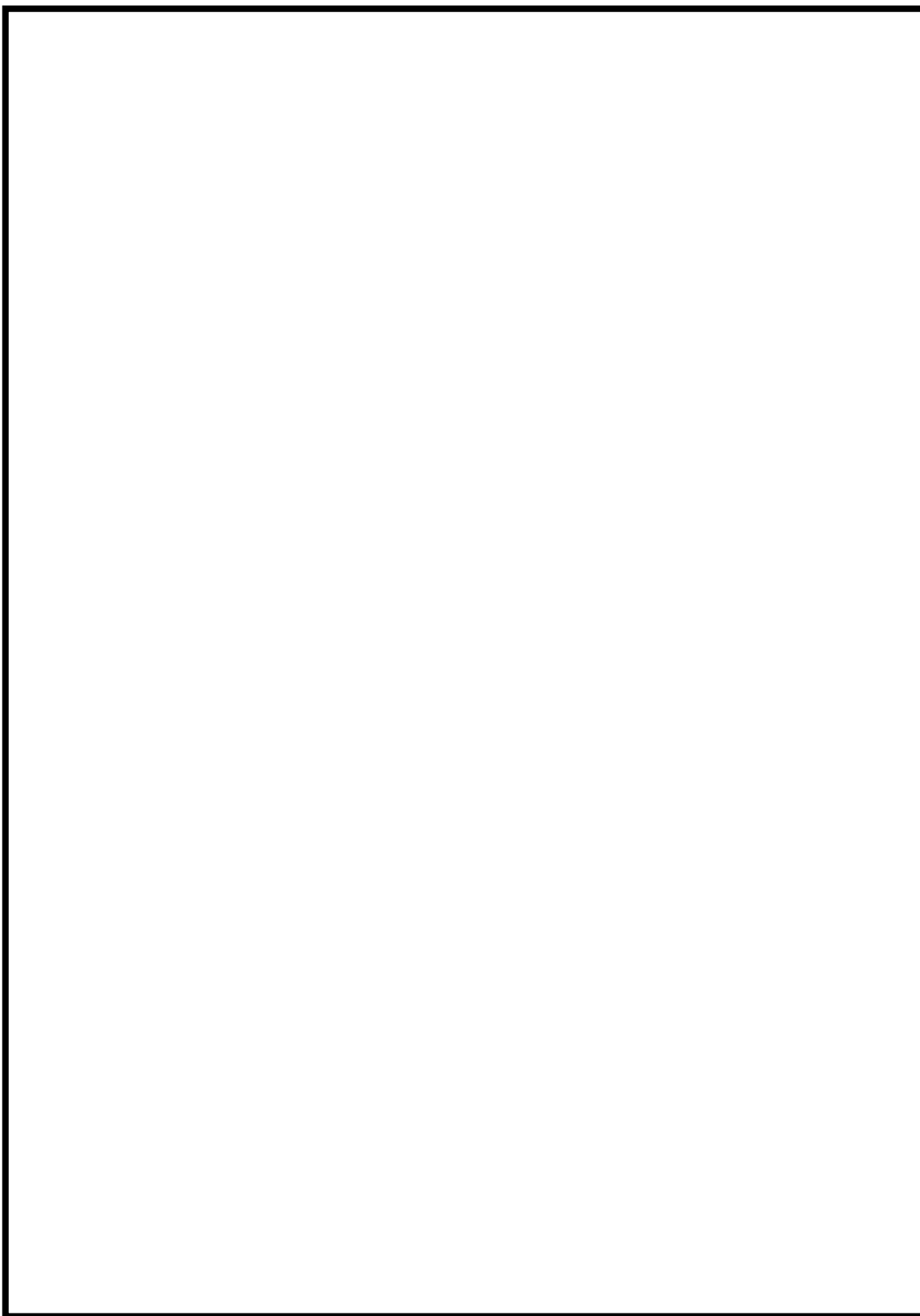


図6 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（8 / 8）

5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について

残留熱除去系の機能が長期間回復できない場合、可搬ポンプ及び可搬熱交換器を用いた除熱手段である「5. 1. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合は可搬型格納容器除熱系統による除熱を実施する。

また、これに加え、「5. 2. 可搬熱交換器によるサブプレッションプール浄化系（以下、「SPCU」という。）を用いた除熱」を格納容器除熱手段として構築する。

なお、これらに加え格納容器を直接除熱することはできないが原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に格納容器を除熱する「5. 3. 代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系（以下、「CUW」という。）による原子炉除熱」を構築する。

5. 1. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について

(1) 可搬型格納容器除熱系統の概要

重大事故等発生後において、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系を補修し、サプレッションチェンバプール水冷却モードを復旧する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬設備等により構成される可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を構築する。可搬型格納容器除熱系統は、高圧炉心注水系（以下、「HPCF」という。）配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサプレッションチェンバプール水を供給・除熱し残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成であり、可搬設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品を事前に準備しておくことにより、1ヵ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。

可搬型格納容器除熱系統について、可搬ポンプの吸込み箇所は、HPCFポンプの吸込配管にある「HPCF復水貯蔵槽側吸込逆止弁（B）」とし、耐熱ホースで接続する構成とする。可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁（B）」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、可搬ポンプによりサプレッションチェンバプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水車により海水を通水できる構成とする。

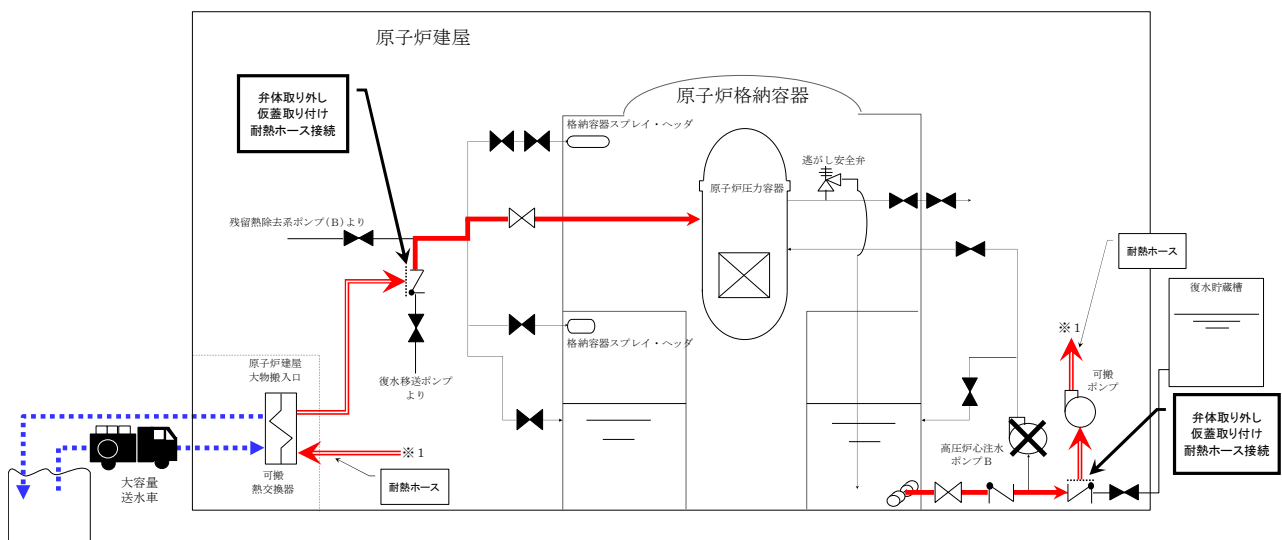


図7 可搬型格納容器除熱系統の系統概要図

(2) 作業に伴う被ばく線量

炉心損傷により発生する汚染水はサプレッションチェンバプール内にあるが、HP C F ポンプ B および HP C F 復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)はサプレッションプール側隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。また、残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)は復水貯蔵槽を水源とする復水補給水系（以下「MUWC」という。）で満たされているため直接汚染水に接することはない。

HP C F ポンプ B 室内における HP C F 復水貯蔵槽側吸込逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 19mSv/h となる。

B系弁室内における残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約 6.5mSv/h となる。

原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約 11mSv/h となる。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

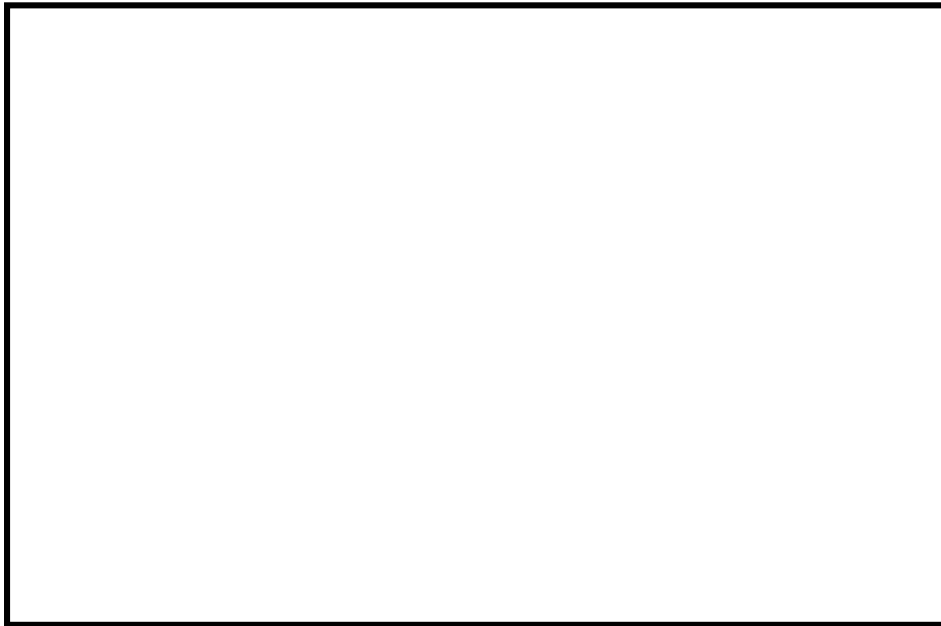


図8 原子炉建屋地下3階 機器配置図（7号炉の例）

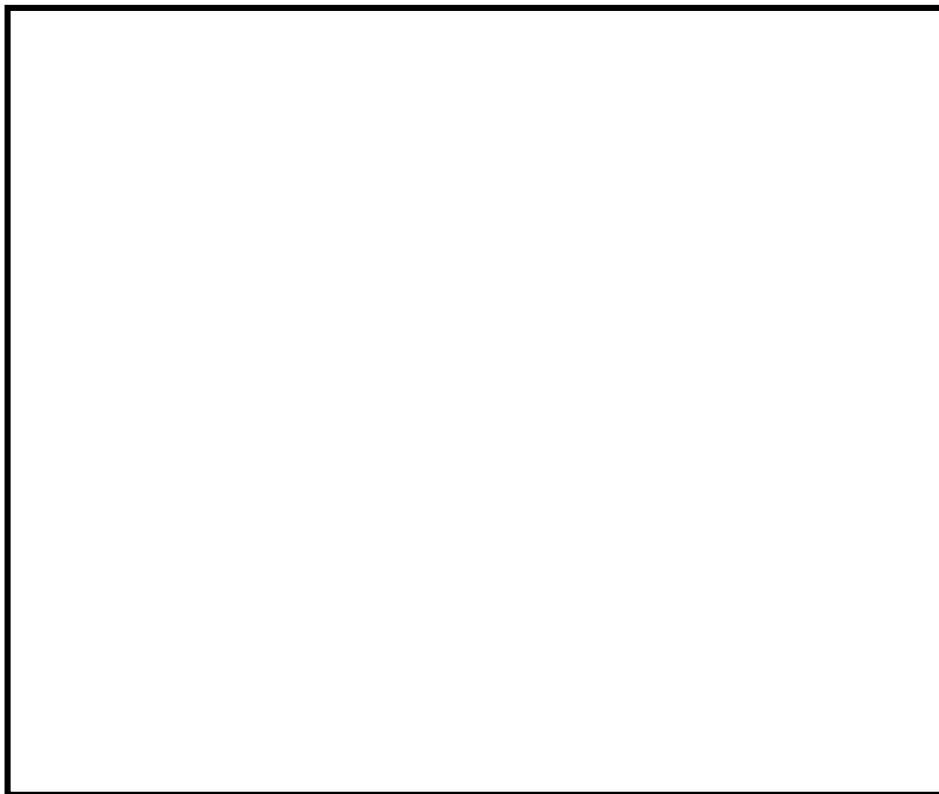


図9 原子炉建屋地上1階 機器配置図（7号炉の例）

(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応

系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。

フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。

5. 2. 可搬熱交換器によるサプレッションプール浄化系を用いた格納容器除熱

(1) 可搬熱交換器によるSPCUを用いた格納容器除熱の概要

格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系による格納容器除熱機能の回復を実施する。残留熱除去系の機能を長期間回復できない場合、可搬型格納容器除熱系統に加え、サプレッションチェンバプールを水源として運転可能なSPCUポンプを使用する除熱系統を構築する。除熱設備として可搬熱交換器を使用し、残留熱除去系から原子炉圧力容器へ注水し循環することにより除熱する。

「SPCUポンプ吐出弁」に耐熱ホースを接続し、原子炉建屋大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とする。可搬熱交換器の出口側については残留熱除去系の原子炉注水配管にある「残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で、SPCUポンプによりサプレッションチェンバプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大容量送水車により海水を通水できる構成とする。

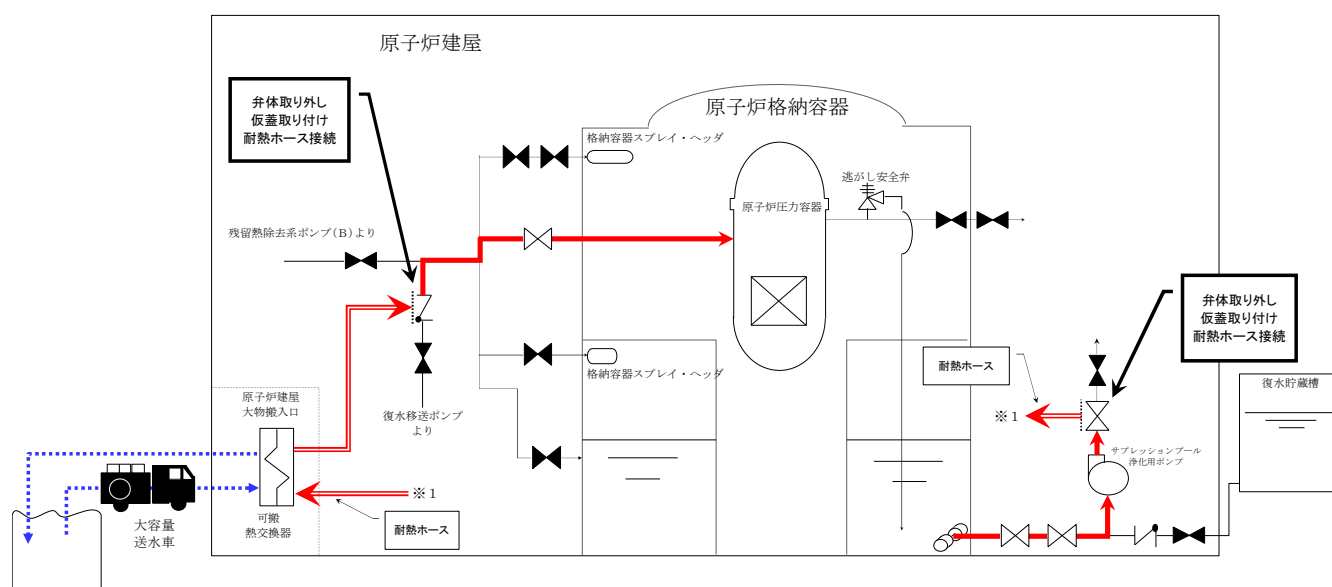


図 1 0 SPCU による格納容器除熱系統の系統概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 1 1 原子炉建屋地下 3 階 機器配置図 (7 号炉の例)

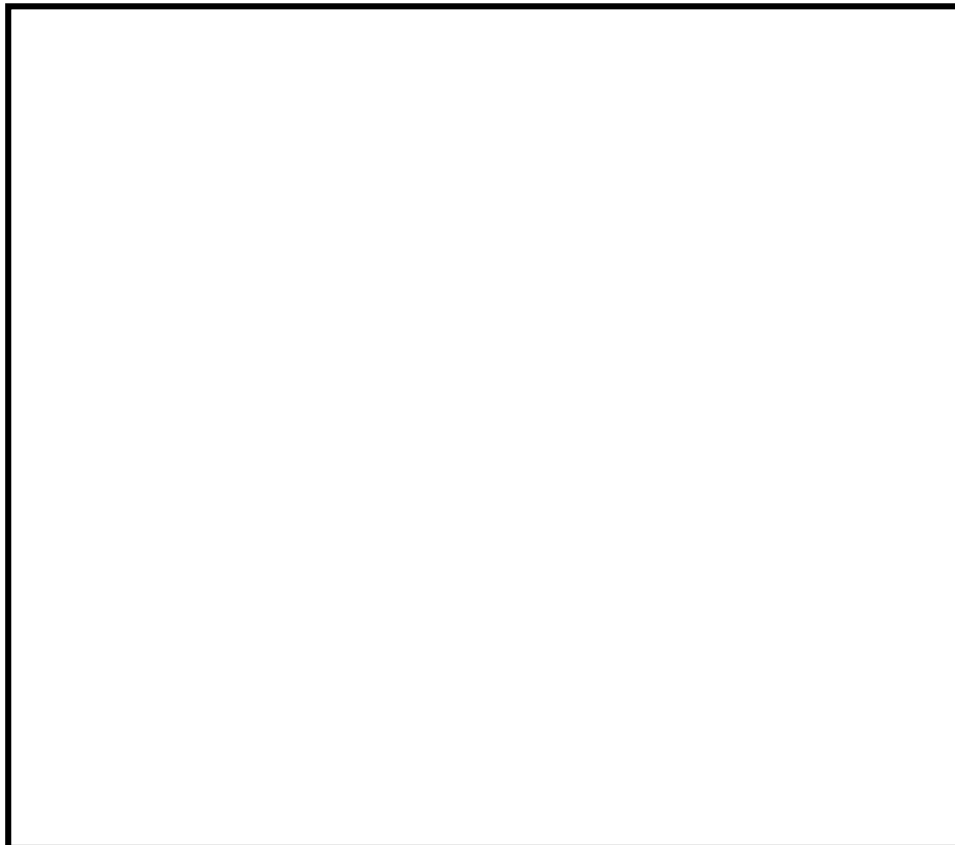


図 1 2 原子炉建屋地上 1 階 機器配置図 (7 号炉の例)

(2) 作業に伴う被ばく線量

炉心損傷により発生する汚染水はサブプレッションチェンバプール内にあるが、SPCUポンプおよびSPCUポンプ吐出弁はサブプレシヨンプール側隔離弁2個により隔離されているため直接汚染水に接することはない。また、残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)は復水貯蔵槽を水源とするMUWCの水で満たされているため直接汚染水に接することはない。

SPCUポンプ室内におけるSPCUポンプ吐出弁付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約17mSv/hとなる。

B系弁室内における残留熱除去系注入ライン洗浄水入口逆止弁(B)付近の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約6.5mSv/hとなる。

原子炉建屋大物搬入口における可搬熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率により約11mSv/hとなる。

(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応

システムのフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちにSPCUポンプを停止し復水移送ポンプからの非汚染水によりフラッシングを実施する。

フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、増し締め等の補修作業を実施する。

5. 3. 代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱

(1) 代替原子炉補機冷却系を用いたCUWによる原子炉除熱の概要

CUWは通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等発生時に原子炉水位の低下（レベル2）により隔離状態になる。また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では代替原子炉補機冷却系を用いることで冷却水を確保する。耐熱ホース等はCUWでは使用する必要が無く、手動弁による系統構成のみで運転可能である。

CUWは原子炉圧力容器が水源であり、CUWポンプの吸込み圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管である原子炉停止時冷却モードの取り出し配管高さ以上（事故時は原子炉水位低「レベル3」以上を目安とするが、原子炉圧力が低下している場合は原子炉水位「通常運転水位」以上としている。）に十分に確保されていることが必要である。そのため、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。

さらに、CUWポンプは電動機とポンプが一体型のキャンドモータポンプであるため、通常運転中は制御棒駆動系から電動機に清浄なパージ水を供給しており、この原子炉除熱運転時も同様に制御棒駆動系からのパージ水が必要となる。制御棒駆動系からのパージ水供給が不可能な場合は、補給水系等による代替パージ水を供給する手段を整えることによりCUWによる原子炉除熱を実施することができる。

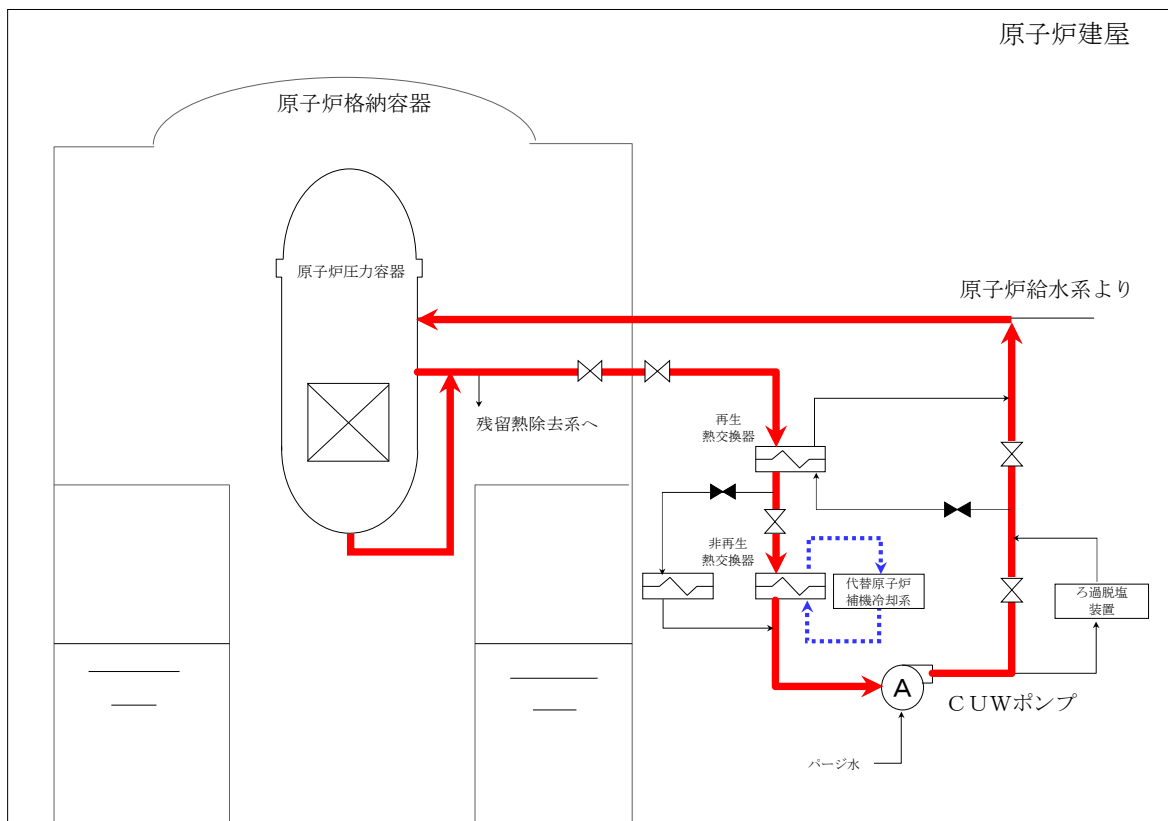


図 1 3 代替原子炉補機冷却系を用いたC.U.W.系による原子炉除熱 系統概要図

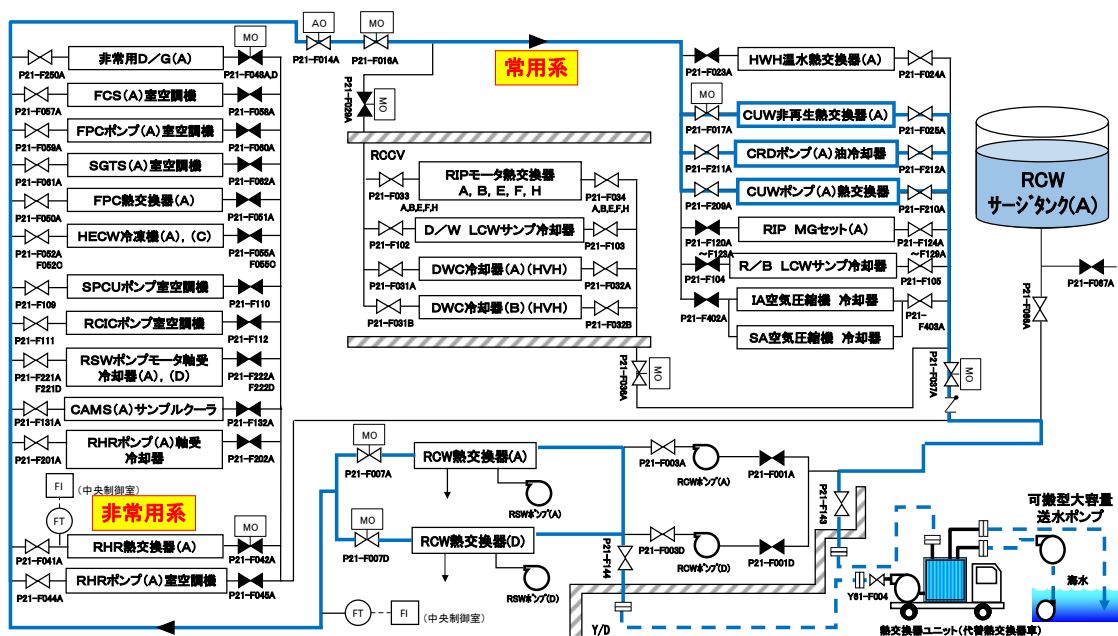


図 1 4 代替原子炉補機冷却系 (C.U.W.除熱ライン) 系統概要図 (7号炉の例)

6. 外部からの支援について

重大事故等発生時における外部からの支援については、プラントメーカー（株式会社東芝、日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等発生時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び要員の派遣等について、協議・合意の上、「柏崎刈羽原子力発電所における原子力防災組織の発足時の事態収拾活動への協力」に係る覚書等を締結し、重大事故等発生時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

協定では平時から連絡体制を構築し、緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。

外部からの支援に関する詳細な説明は、添付資料 1.0.4「外部からの支援について」にて示す。

以上

参考資料：福島第一原子力発電所で導入した汚染水処理対策について

福島第一原子力発電所では、汚染水対策として様々な汚染水処理設備を設置、運用することによる多重的な対策により、汚染水のリスク低減を図っている。

福島第一原子力発電所で用いている汚染水の処理設備及び水の流れについて、図1に記す。

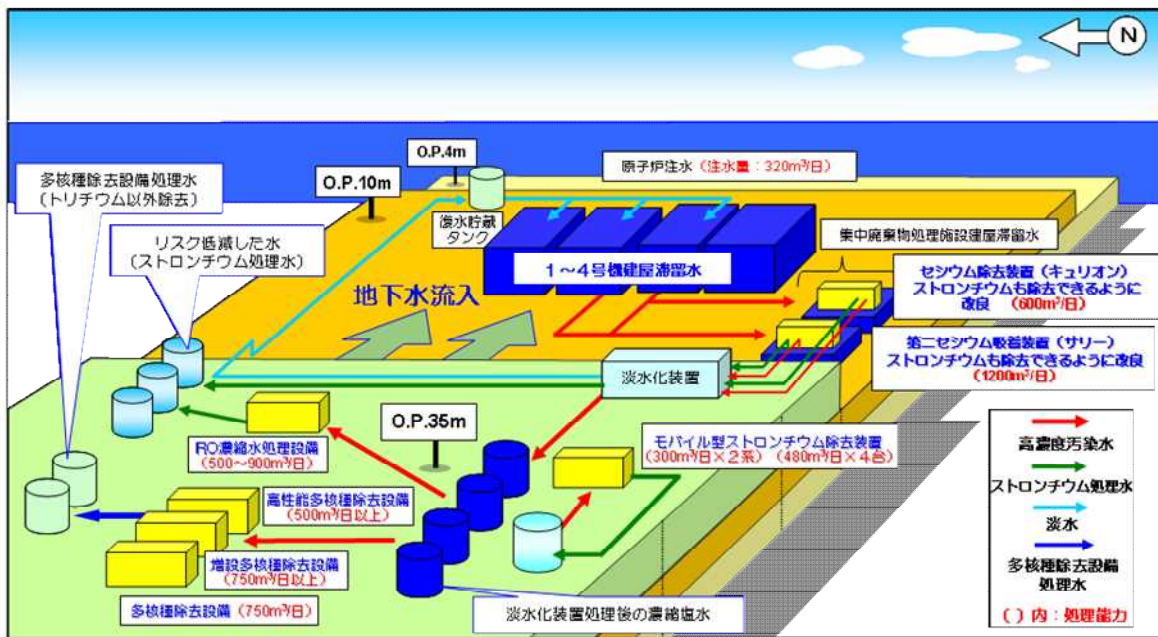


図1 福島第一原子力発電所 水処理設備及び水の流れについて

1. 福島第一原子力発電所 水処理設備について

福島第一原子力発電所では、以下の水処理設備が稼働している。

セシウム除去装置（ストロンチウムも除去可能な設備）

多核種除去設備（62核種を告示濃度限度未満にすることが可能）

ストロンチウム除去装置

以下に、福島第一原子力発電所で運用している水処理設備について概要を記す。

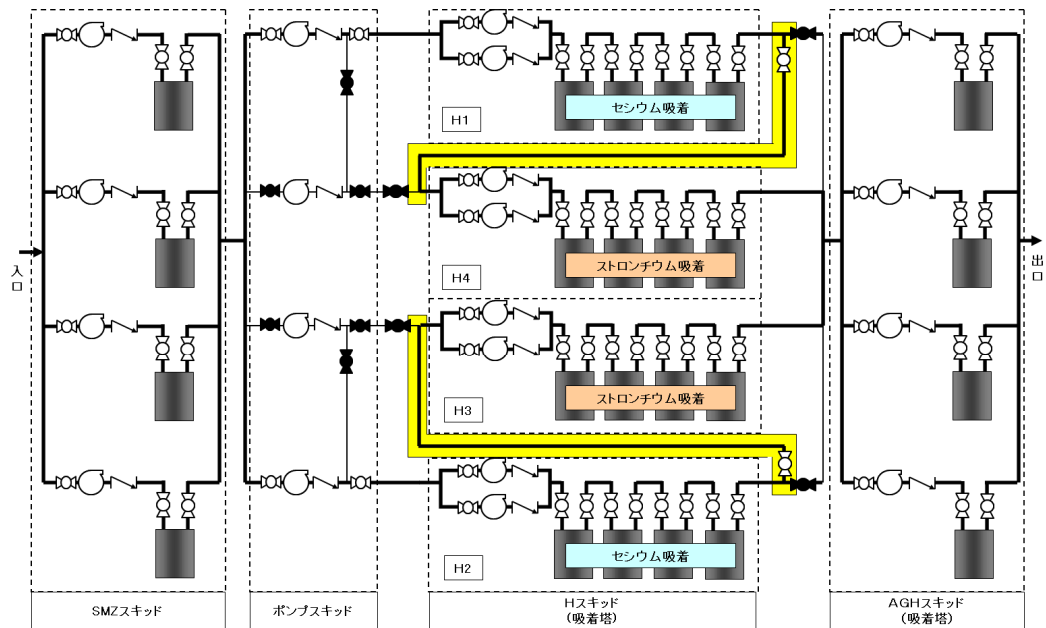
(1) セシウム吸着装置

設備概要

除去能力：セシウムを 1/1,000～1/100,000 に低減する。また、設備の構成を変更したことで、ストロンチウムを 1/10～1/1000 に低減する。

処理能力：600m³/日（セシウムのみの場合 1,200m³/日）

設備の状況



■ : Cs/Sr同時吸着用配管



吸着塔

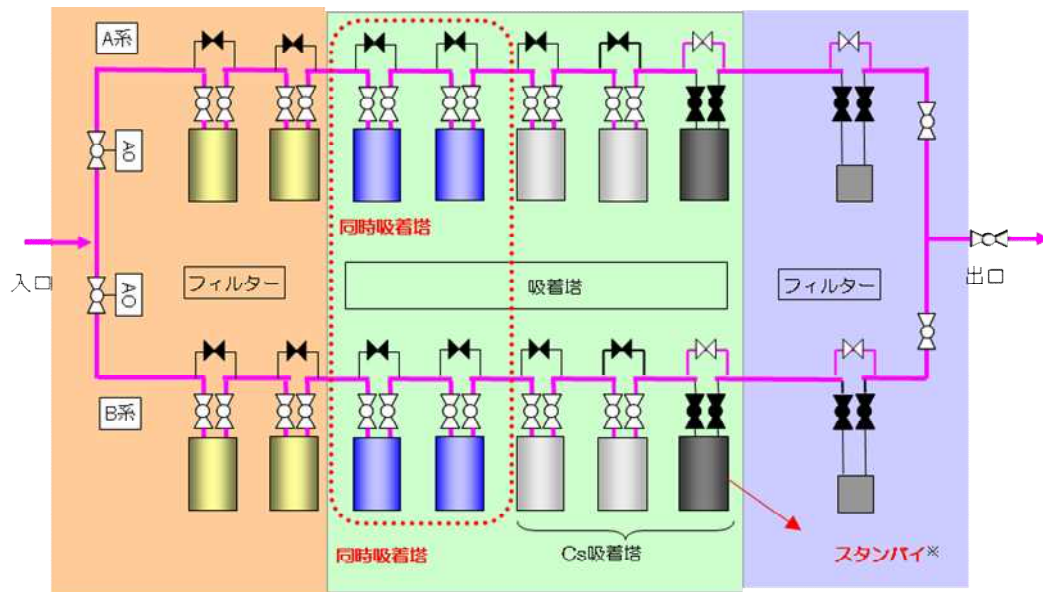
(2) 第二セシウム吸着装置

設備概要

除去能力：セシウムを 1/10,000～1/1,000,000 に低減する。また，設備の構成を変更したことで，ストロンチウムを 1/10～1/1000 に低減する。

処理能力：1,200m³/日

設備の状況



※ 水質の変動に備えてCs吸着塔 1 塔をスタンバイとする。



吸着塔

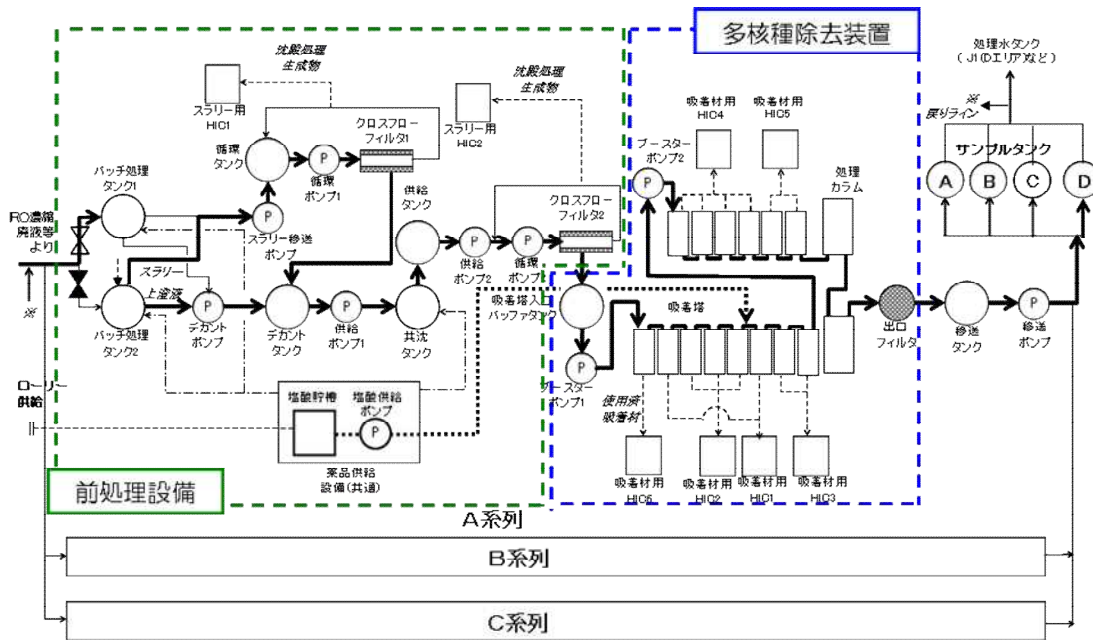
(3) 多核種除去設備

設備概要

除去能力：62核種を告示濃度限度未満にする。

処理能力：250m³/日×3系列

設備の状況



HICエリア



建屋内全景

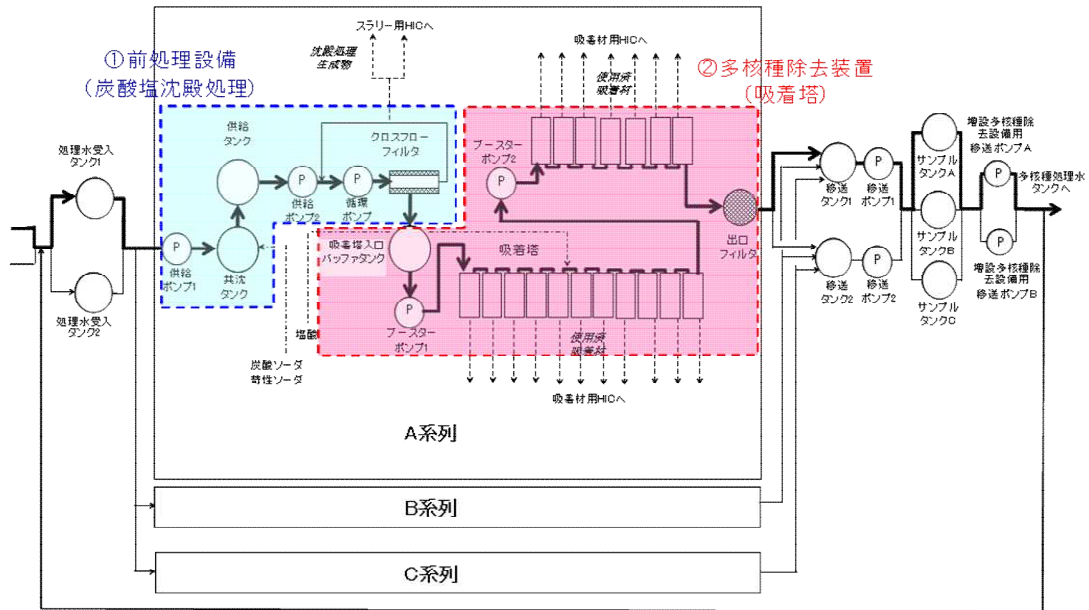
(4) 増設多核種除去設備

設備概要

除去能力：62核種を告示濃度限度未満にする。

処理能力：250m³/日以上×3系列

設備の状況



クロスフローフィルタ・HIC取扱エリ



吸着塔

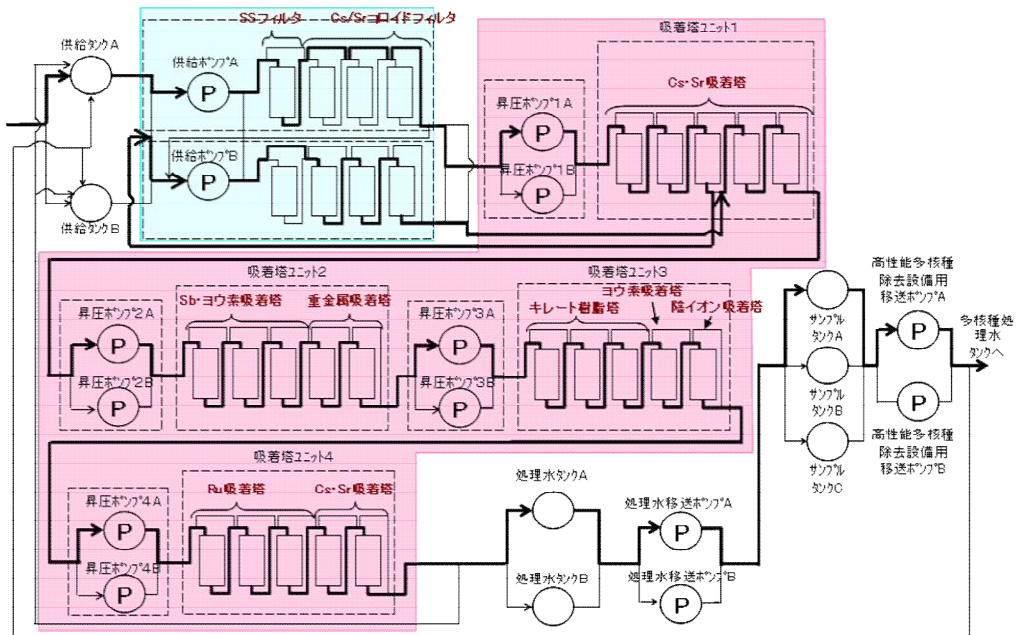
(5) 高性能多核種除去設備

設備概要

除去能力：62核種を告示濃度限度未満にする。

処理能力：500m³/日以上

設備の状況



吸着塔



処理水タンク・供給タンクエリア

(6) モバイル型ストロンチウム除去設備

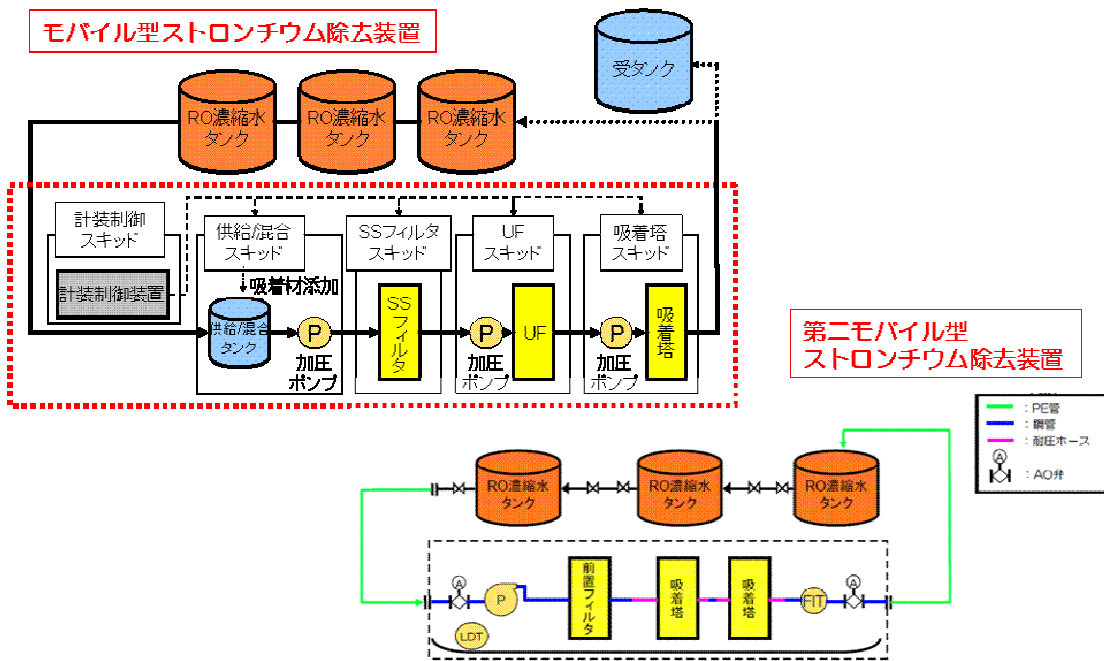
設備概要

除去能力：ストロンチウムを 1/10～1/1,000 へ低減。

処理能力：300m³/日×2系，480m³/日×4台（第二モバイル型）

可搬型の設備であり，移動することが可能。

設備の状況



ウルトラフィルタ（UF）



吸着塔

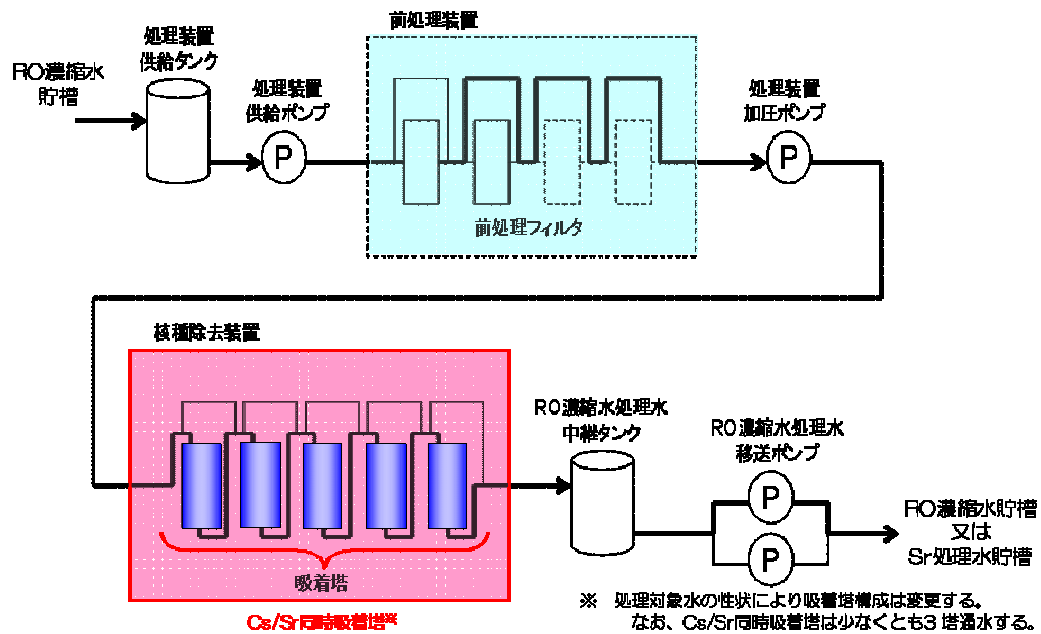
(7) RO濃縮水処理設備

設備概要

除去能力：ストロンチウムを 1/10～1/1,000 へ低減。

処理能力：500～900m³/日

設備の状況



前処理装置



セシウム・ストロンチウム同時吸着

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

< 目 次 >

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件

(d) 復旧

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

(b) 重大事故等対処設備

d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

e. 手順等

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動による原子炉減圧

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 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

b. 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

c. 代替逃が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

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保

(3)復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

b. 代替交流電源設備による復旧

(4)重大事故等時の対応手段の選択

1.3.2.3 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順

(1)EOP「原子炉建屋制御」

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

- 添付資料1.3.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料1.3.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料1.3.3 重大事故対策の成立性
 - 1. 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
 - 2. 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
 - 3. 代替逃が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
 - 4. 高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保
 - 5. インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作（高圧炉心注水系の場合）
- 添付資料1.3.4 インターフェイスシステムLOCA時の概要図
- 添付資料1.3.5 インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について
- 添付資料1.3.6 インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について
- 添付資料1.3.7 低圧代替注水系（常設）のポンプ1台又は代替注水系1系注水準備完了にて原子炉を急速減圧する条件及び理由について
- 添付資料1.3.8 解釈一覧
 - 1. 判断基準の解釈一覧
 - 2. 操作手順の解釈一覧

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 可搬型重大事故防止設備

- a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。
- b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。
- c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。

(2) 復旧

- a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。

(3) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）

- a) SGTR発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWRの場合）

(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)

- a) ISLOCA発生時において、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。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁 (BWRの場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWRの場合) を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。

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

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する対処設備を整備しており、ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

インターフェイスシステム LOCA 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで原子炉冷却材の漏えいを抑制する。なお、損傷箇所の隔離ができない場合は、逃がし安全弁による減圧で原子炉冷却材の漏えいを抑制することとしており、これらの手順等について説明する。

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態にある場合には、原子炉の減圧が必要である。原子炉の減圧をするための設計基準事故対処設備として自動減圧系を設置している。

この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下、「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（図 1.3.1）。

また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の防止及びインターフェイスシステム LOCA の対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下、「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十六条及び技術基準規則第六十一条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、自動減圧系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は直流電源（常設直流電源若しくは常設直流電源系統）喪失を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.3.1 に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 代替減圧

設計基準事故対処設備である自動減圧系が故障等により原子炉の減圧ができない場合は、原子炉減圧の自動化、又は中央制御室からの手動操作により原子炉を減圧する手段がある。

i. 原子炉減圧の自動化

原子炉水位低(レベル1)到達10分後及び残留熱除去系ポンプ運転(低圧注水モード)の場合に、代替自動減圧機能により原子炉を自動で減圧する。なお、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における「EOP 原子炉制御「反応度制御」」対応操作中は、原子炉の自動減圧による原子炉への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、以下に記す「自動減圧系の起動阻止スイッチ」により自動減圧系の作動を阻止する。

代替自動減圧機能により原子炉を減圧する設備は以下のとおり。

- ・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

ii. 手動による原子炉減圧

中央制御室からの手動操作により逃がし弁機能用電磁弁又は自動減圧機能用電磁弁を作動させ、アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを逃がし安全弁に供給することにより逃がし安全弁を開放し、原子炉を減圧する。また、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、中央制御室からの手動操作によりタービンバイパス弁を開操作し、原子炉を減圧する。

逃がし安全弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・所内蓄電式直流電源設備

また、上記所内蓄電式直流電源設備への継続的な給電で使用する設備は以下のとおり。

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

タービンバイパス弁による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・タービンバイパス弁
- ・タービン制御系

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

代替減圧で使用する設備のうち、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、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、逃がし弁機能用アキュムレータ、所内蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。また、非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により、自動減圧系が機能喪失した場合においても、原子炉を減圧することができる。

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

- ・タービンバイパス弁、タービン制御系

炉心損傷前において、主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、逃がし安全弁の代替手段として有効である。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 常設直流電源系統喪失時の減圧

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源が喪失し、原子炉の減圧ができない場合は、可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する手段がある。

また、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が確保できない場合においても、代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を作動させて原子炉を減圧する手段がある。

i. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

可搬型直流電源設備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）の機能を回復させて原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁（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）の機能を回復させて原子炉を減圧する。

可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型直流電源設備
- ・ 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

ii. 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（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）の機能を回復させ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機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 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

iii. 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧

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）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)を開放して原子炉を減圧する。

代替逃がし安全弁駆動装置による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 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

(b) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に、高圧窒素ガス供給系(非常用)により逃がし安全弁の駆動源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉を減圧する手段がある。

i. 高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素ガス確保

逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源を不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系(非常用)に切り替えることで窒素ガスを確保し、原子炉を減圧する。また、逃がし安全弁の駆動源が高圧窒素ガス供給系(非常用)から供給されている期間中において、逃がし安全弁の作動に伴い逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の高圧窒素ガスポンベに切り替えることで窒素ガスを確保し、原子炉を減圧する。

高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素ガス確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ガスポンベ
- ・ 高圧窒素ガス供給系配管・弁
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ・ 逃がし弁機能用アキュムレータ

(c) 逃がし安全弁が作動可能な環境条件

想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力を調整可能な設計としている。

i. 逃がし安全弁の背圧対策

想定される重大事故等の環境条件を考慮して、原子炉格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態(620kPa[gage])となった場合においても確実に

に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定する。

逃がし安全弁の背圧対策として、窒素ガスの供給圧力を調整するために使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧窒素ガスポンペ
- ・ 高圧窒素ガス供給系配管・弁
- ・ 主蒸気系配管・弁

(d) 復旧

全交流動力電源喪失又は常設直流電源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は、代替電源により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧することにより原子炉を減圧する手段がある。

i. 代替直流電源設備による復旧

代替直流電源設備（可搬型直流電源設備又は直流給電車）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

代替直流電源設備により逃がし安全弁を復旧する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型直流電源設備
- ・ 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備

ii. 代替交流電源設備による復旧

代替交流電源設備（常設又は可搬型）により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

代替交流電源設備により逃がし安全弁を復旧する設備は以下のとおり。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

常設直流電源系統喪失時の減圧で使用する設備のうち、可搬型直流電源設備、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、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、逃がし安全弁用可搬型蓄電池、自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧で使用する設備のうち、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及び逃がし弁機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

逃がし安全弁が作動可能な環境条件で使用する設備のうち、高圧窒素ガスポンペ、高圧窒素ガス供給系配管・弁及び主蒸気系配管・弁は重大事故等対処設備として位置づける。

復旧で使用する設備のうち、可搬型直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。

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

(添付資料1.3.1)

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源喪失又は直流電源喪失が発生した場合においても、原子炉を減圧することができる。

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

- ・高圧窒素ガス供給系（代替逃がし安全弁駆動装置）

現状の設備では系統構成（フランジ取り外し、ホース取り付け）を二次格納容器内で実施しなければならず、事象の進展によってはアクセス困難となる可能性があるが、逃がし安全弁を作動させる手段として有効である。

- ・直流給電車

給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保できることから、原子炉を減圧するための直流電源を確保する手段として有効である。

c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧する手段がある。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止で使用する設備は

以下のとおり。

- ・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

(b) 重大事故等対処設備

原子炉格納容器破損の防止で使用する設備のうち，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及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

以上の重大事故等対処設備により，炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合においても，原子炉を減圧することで，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止することができる。

d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備

(a) インターフェイスシステムLOCA発生時の対応

インターフェイスシステムLOCA発生時に，漏えい箇所の隔離操作を実施するものの隔離できない場合，原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため，逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により原子炉を減圧するとともに，弁の隔離操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手段がある。

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・タービンバイパス弁
- ・タービン制御系

原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧炉心注水系注入隔離弁

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

インターフェイスシステムLOCA発生時における原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧で使用する設備のうち，逃がし安全弁，主蒸気系配管・

クエンチャ、逃がし安全弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは重大事故等対処設備として位置づける。

インターフェイスシステムLOCA発生時における原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離で使用する高圧炉心注水系注入隔離弁は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により、インターフェイスシステムLOCAが発生した場合においても、原子炉を減圧することで、原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいすることを抑制できる。

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

- ・タービンバイパス弁，タービン制御系

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器の真空状態が維持できていれば、原子炉を減圧する手段として有効である。

e. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」，「b. サポート系故障時の対応手段及び設備」，「c. 原子炉格納容器破損を防止するための対応手段及び設備」及び「d. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下、「EOP」という。）及び事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下、「SOP」という。）及びAM設備別操作手順書に定める（表1.3.1）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（表1.3.2，表1.3.3）。

（添付資料1.3.2）

1.3.2 重大事故等時の手順

1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 代替減圧

a. 手動による原子炉減圧

原子炉の冷温停止への移行又は低圧注水系による原子炉注水への移行を目的として、逃がし安全弁又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る原子炉の減圧を行う。

また、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の防止を目的として、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による原子炉の減圧を行う。

(a) 手順着手の判断基準

① 原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合

- ・復水器が使用可能であり、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合
- ・復水器が使用不可能であるが、逃がし安全弁の開操作が可能な場合

② 急速減圧の場合

- ・低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上^{※1}起動により原子炉注水手段が確保され、逃がし安全弁の開操作が可能な場合
- ・逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器が使用可能で、タービンバイパス弁の開操作が可能な場合

③ 炉心損傷後の原子炉減圧の場合

[低圧注水手段がある場合]

- ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系1系^{※2}以上が使用可能である場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合

[注水手段がない場合]

- ・原子炉注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位(有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置)に到達した場合で、逃がし安全弁の開操作が可能な場合

※1: 「低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除

去系（低圧注水モード）、給水系及び復水系のいずれか1系以上、又は低圧代替注水系（常設）のポンプ2台以上、若しくは消火系及び低圧代替注水系（可搬型）の組み合わせによる2系以上をいう。

なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、低圧代替注水系（常設）のポンプ1台又は代替注水系1系であっても減圧を行う。

（添付資料1.3.7）

※2：「低圧注水系1系」とは、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧代替注水系（常設）、消火系、低圧代替注水系（可搬型）、給水系及び復水系の1系のいずれかをいう。

(b) 操作手順

逃がし安全弁又はタービンバイパス弁を使用した手動による原子炉減圧手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.3.2、図1.3.3及び図1.3.4に示す。

[タービンバイパス弁による原子炉の減圧]

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員にタービンバイパス弁を手動で開操作し、原子炉を減圧するよう指示する。

②^a（判断基準①：原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合）

中央制御室運転員Aは、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率が55°C/h以内になるように、タービンバイパス弁の開閉操作を行う。

②^b（判断基準②：急速減圧の場合）

中央制御室運転員Aは、原子炉を急速減圧するため、タービンバイパス弁を開操作する。

[逃がし安全弁による原子炉の減圧]

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に逃がし安全弁を手動で開操作し、原子炉を減圧するよう指示する。

②^a（判断基準①：原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合）

中央制御室運転員Aは、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率が55°C/h以内になるように、逃がし安全弁を手動で開閉操作を行う。

②^b（判断基準②：急速減圧の場合）

中央制御室運転員Aは、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)8個を手動で開操作し、原子炉の急速減圧を行う。

逃がし安全弁(自動減圧機能付き)が開放できない場合は、自動減圧機能を有する逃がし安全弁とそれ以外の逃がし安全弁を合わせて8個を開放する。

②^c (判断基準③：炉心損傷後の原子炉減圧の場合)

中央制御室運転員Aは、逃がし安全弁(自動減圧機能付き又は逃がし弁機能) 2個を手動で開操作し、原子炉を減圧する。

③中央制御室運転員Aは、サブプレッション・チェンバ・プール水の温度上昇防止のため、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)によるサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱を行う。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名で対応が可能である。

作業開始を判断してから原子炉の減圧を開始するまでの所要時間は下記のとおり。

- ・タービンバイパス弁による原子炉の減圧：1分以内
- ・逃がし安全弁による原子炉の減圧：1分以内

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1.3.16に示す。

自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、低圧注水系、低圧代替注水系(常設)又は代替注水系による原子炉注水準備が完了し、復水器が使用可能であればタービンバイパス弁による原子炉減圧を実施する。復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁による原子炉減圧を実施する。また、原子炉水位低(レベル1)到達10分後及び残留熱除去系ポンプ運転(低圧注水モード)の場合は、代替自動減圧機能が自動で作動し原子炉を減圧する。

1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順

(1) 常設直流電源系統喪失時の減圧

a. 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)を開放して原子炉の減圧を実施する。なお、可搬型直流電源設備による直流電源の供給準備が整うまでの期間は、常設代替直流電源設備にて逃がし安全弁(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)を開放して原子炉の減圧を実施する。

原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉の減圧を確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、以下の条件が全て成立した場合。

- ・ 炉心損傷前の原子炉減圧は、低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上^{※1}起動により原子炉注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の原子炉減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系1系^{※2}以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位(有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置)に到達した場合。
- ・ 逃がし安全弁(自動減圧機能なし)作動用の窒素ガスが確保されている場合。
- ・ 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常設代替直流電源設備から給電可能な場合。

※1: 「低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能である高圧炉心注水系、残留熱除去系(低圧注水モード)、給水系及び復水系のいずれか1系以上、又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上、消火系若しくは低圧代替注水系(可搬型)の組み合わせによる2系以上をいう。

なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、代替注水系1系であっても減圧を行う。

※2: 「低圧注水系1系」とは、残留熱除去系(低圧注水モード)、低圧代替注水系(常設)、消火系、低圧代替注水系(可搬型)、給水系及び復水系の1系のいずれかをいう。

(b) 操作手順

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)開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.3.3に、概要図を図1.3.5に、タイムチャートを図1.3.6に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ可搬型直流電源設備による直流電源の復旧を依頼する。
- ③当直副長は、可搬型直流電源設備による直流電源の復旧が完了するまでの間、逃がし安全弁による原子炉の減圧を実施するため、運転員に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の準備開始を指示する。

[逃がし安全弁の駆動源(電源)確保及び開放操作]

- ④^a(中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)
中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力(可搬計測器)を接続し、原子炉压力容器内の圧力を確認する。
(現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)
現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)の原子炉圧力(現場計器)にて原子炉压力容器内の圧力を確認する。
- ⑤^a中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のAM用切替装置(SRV)で、125V DC分電盤側の逃がし安全弁用供給電源NFBを開放し、125V AM分電盤側の逃がし安全弁用供給電源NFBを投入し、当直副長に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放の準備完了を報告する。
- ⑥^a当直副長は、中央制御室運転員に常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放を指示する。
- ⑦^a当直副長は、中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑧^a中央制御室運転員A及びBは、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)を

手動で開操作し、原子炉の減圧を開始する。

⑨^a（中央制御室にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合）

中央制御室運転員A及びBは、原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室のATWS/RPT盤に接続した原子炉圧力容器（可搬計測器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員C、D、E及びFに報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

（現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合）

現場運転員C及びDは、原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下1階計装ラック室（管理区域）の原子炉圧力（現場計器）指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員E及びFに報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

⑩^a中央制御室運転員A及びB，又は現場運転員C及びDは、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長へ原子炉の減圧が完了したことを報告する。

[逃がし安全弁の開保持用の駆動源（高圧窒素ガス）確保操作]

④^b現場運転員C及びDは、常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施する。

なお、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は二次格納施設内であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。

⑤^b現場運転員E及びFは、常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁（A）、（B）の全開操作及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス（A）、（B）供給弁の全開操作を実施する。

⑥^b現場運転員E及びFは、窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス（A）、（B）供給弁の全閉操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）

開放まで約35分で可能である。

また、可搬型直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

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

(添付資料1.3.3-1)

b. 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。

原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉の減圧を確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、炉心損傷前の原子炉減圧は、低压注水系1系以上又は低压代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上^{※1}起動により原子炉注水手段が確保されている場合、炉心損傷後の原子炉減圧は、高压注水系が使用できない場合で、低压注水系1系^{※2}以上が使用可能である場合、又は原子炉圧力容器内の水位が規定水位(有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置)に到達した場合で、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)作動用の窒素ガスが確保されている場合。

※1:「低压注水系1系以上又は低压代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低压時での注水が可能な系統である高压炉心注水系、残留熱除去系(低压注水モード)、給水系及び復水系のいずれか1系以上、又は低压代替注水系(常設)のポンプ2台以上、消火系若しくは低压代替注水系(可搬型)の組み合わせによる2系以上をいう。

なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位

が規定値に到達した場合は、代替注水系1系であっても減圧を行う。

※2:「低圧注水系1系」とは、残留熱除去系(低圧注水モード)、低圧代替注水系(常設)、消火系、低圧代替注水系(可搬型)、給水系及び復水系の1系のいずれかをいう。

(添付資料1.3.7)

(b) 操作手順

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)開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.3.3に、概要図を図1.3.7に、タイムチャートを図1.3.8に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に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)開放の準備開始を指示する。
- ②(中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)
中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力(可搬計測器)を接続し、原子炉压力容器内の圧力を確認する。
(現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)
現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)の原子炉圧力(現場計器)にて原子炉压力容器内の圧力を確認する。
- ③現場運転員C及びDは、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)開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施する。
なお、高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の操作場所は二次格納施設内であり、事象の進展によりアクセス困難となった場合は、全閉操作は実施しない。
- ④現場運転員E及びFは、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)開放の系統構成として、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)、(B)の全開操作及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)、(B)供給弁の全開操作を実施する。
- ⑤現場運転員E及びFは、窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上であり、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)の駆動源が確保されていることを確認する。
- ⑥現場運転員E及びFは、多重伝送現場盤内の逃がし安全弁(自動減圧

機能付き)作動回路に、逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び仮設ケーブルを接続し、当直副長に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)開放の準備完了を報告する。

- ⑦当直副長は、現場運転員に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)の開放を指示する。
- ⑧当直副長は、中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑨現場運転員E及びFは、多重伝送現場盤に接続した逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作により逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を開放し、原子炉の減圧を開始する。
- ⑩(中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)
中央制御室運転員A及びBは、原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室のATWS/RPT盤に接続した原子炉圧力(可搬計測器)指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員C, D, E及びFに報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。
(現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)
現場運転員C及びDは、原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)の原子炉圧力(現場計器)指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員E及びFに報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。
- ⑪現場運転員E及びFは、窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A), (B)供給弁の全閉操作を実施する。
- ⑫中央制御室運転員A及びB, 又は現場運転員C及びDは、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長へ原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから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)開放まで約55分で可能である。

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

(添付資料1.3.3-2)

- c. 代替逃が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がし安全弁の原子炉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。

原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉の減圧を確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁を中央制御室から遠隔操作できない状態において、低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上^{※1}起動により原子炉注水手段が確保され、逃がし安全弁(自動減圧機能なし)作動用の窒素ガスが確保されている場合。

※1: 「低圧注水系1系以上又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上若しくは代替注水系2系以上」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心注水系、残留熱除去系(低圧注水モード)、給水系及び復水系のいずれか1系以上、又は低圧代替注水系(常設)のポンプ2台以上、消火系若しくは低圧代替注水系(可搬型)の組み合わせによる2系以上をいう。

なお、原子炉格納容器パラメータ又は原子炉圧力容器内の水位が規定値に到達した場合は、代替注水系1系であっても減圧を行う。

(添付資料1.3.7)

(b) 操作手順(A系使用の例)

代替逃が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)開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.3.3に、概要図を図1.3.9に、タイムチャートを図1.3.10に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替逃が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)開放の準備開始を指示する。
- ②(中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)
中央制御室運転員A及びBは、中央制御室のATWS/RPT盤に原子炉圧力(可搬計測器)を接続し、原子炉压力容器内の圧力を確認する。
(現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)
現場運転員C及びDは、原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)の原子炉圧力(現場計器)にて原子炉压力容器内の圧力を確認する。
- ③現場運転員C及びDは、代替逃が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)開放の系統構成として代替逃がし安全弁駆動装置のホース接続用フランジへ仮設ホースを接続し、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)の全開操作を実施する。
- ④現場運転員E及びFは、代替逃が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)開放の系統構成として高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)の全閉操作を実施し、当直副長に代替逃が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)開放の準備完了を報告する。
- ⑤当直副長は、現場運転員に代替逃が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)の開放を指示する。
- ⑥当直副長は、中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は中央制御室運転員に、現場にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑦現場運転員E及びFは、高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁を開操作し、原子炉の減圧を開始する。
- ⑧(中央制御室にて原子炉压力容器内の圧力を確認する場合)
中央制御室運転員A及びBは、原子炉の減圧が開始されたことを中央制御室のATWS/RPT盤に接続した原子炉圧力(可搬計測器)指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員C、D、E及びFに報告するとともに、原子炉压力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

(現場にて原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合)

現場運転員C及びDは、原子炉の減圧が開始されたことを原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)の原子炉圧力(現場計器)指示値の低下により確認し、当直副長並びに現場運転員E及びFに報告するとともに、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となるまで継続監視する。

- ⑨中央制御室運転員A及びB又は現場運転員C及びDは、原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となったことを確認し、当直副長へ原子炉の減圧が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替逃が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)開放まで約40分で可能である。

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

(添付資料1.3.3-3)

(2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

a. 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が低下した場合に、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駆動源を確保する。

また、高圧窒素ガスポンベからの供給期間中において、高圧窒素ガス供給系(非常用)出口のポンベ圧力が低下した場合に、高圧窒素ガスポンベ(待機)側へ切替えを実施し、使用済みの高圧窒素ガスポンベを予備の高圧窒素ガスポンベと交換する。

(a) 手順着手の判断基準

『不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系(非常用)への切替え』

高圧窒素ガス供給系ドライウェル入口圧力低警報が発生した場合。

『高圧窒素ガスポンベの切替え及び交換』

高圧窒素ガスポンベから逃がし安全弁作動用の窒素ガスを供給している期間中において、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合。

(b) 操作手順

高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を図1.3.11に、タイムチャートを図1.3.12に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)，(B)供給弁の操作スイッチを全閉位置から全開位置とし、高圧窒素ガスポンベによる供給に切り替わることを高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)，(B)の全閉及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)，(B)供給弁の全開により確認する。あわせて、高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力指示値が規定値以上であることを確認し、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)，(B)の操作スイッチを自動位置から全開位置とし当直副長に報告する。
なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、手動操作にて高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁の全閉操作を実施し、高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)，(B)及び高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)，(B)供給弁の全開操作を実施する。
- ③当直副長は、高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁への作動用窒素ガス供給中、高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報が発生した場合、現場運転員に高圧窒素ガスポンベ(待機)側への切替え及び使用済み高圧窒素ガスポンベの交換を指示する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ新たに高圧窒素ガスポンベの確保を依頼する。
- ⑤現場運転員C，D，E及びFは、高圧窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切替え操作を実施する。
- ⑥現場運転員C，D，E及びFは、予備ポンベラックに配備している予備の高圧窒素ガスポンベと使用済みの高圧窒素ガスポンベを交換する。
- ⑦現場運転員C及びDは、高圧窒素ガスポンベ交換後、高圧窒素ガス供給ラインのリークチェックを実施し、当直副長に高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保完了を報告する。

(c) 操作の成立性

作業開始を判断してから、高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

- ・高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保

中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名にて作業を実施した場合は約20分で可能である。

- ・ボンベ切替え及び予備の高圧窒素ガスボンベへの交換による逃がし安全弁駆動源確保

現場運転員4名にて作業を実施した場合は約60分で可能である。

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

(添付資料1.3.3-4)

(3) 復旧

a. 代替直流電源設備による復旧

常設直流電源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、代替直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源喪失により、直流125V主母線(A)系及び(B)系の電圧喪失を確認した場合において、可搬型直流電源設備又は直流給電車いずれかの設備からの給電が可能な場合。

(b) 操作手順

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

逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

代替直流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また、逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、可搬型直流電源設備又は直流給電車いずれかの設備による直流電源の復旧が完了してから逃がし

安全弁の開放まで約1分で可能である。

b. 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、逃がし安全弁の原子炉減圧機能が喪失した場合、代替交流電源設備により充電器を受電し、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失し、直流125V主母線(A)系及び(B)系の電圧喪失を確認した場合において、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備いずれかの設備からの給電が可能な場合。

(b) 操作手順

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

逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(c) 操作の成立性

代替交流電源設備に関する操作の成立性は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

また、逃がし安全弁による原子炉減圧は、1ユニット当たり中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、代替交流電源設備による直流電源の復旧が完了してから逃がし安全弁の開放まで約1分で可能である。

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1.3.16に示す。

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電源設備(給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備を使用)若しくは逃がし安全弁用可搬型蓄電池により直流電源を確保して逃がし安全弁を作動させるか、又は代替逃がし安全弁駆動装置により逃がし安全弁を作動させて原子炉を減圧する。

常設直流電源喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、可搬型直流電

源設備又は直流給電車により直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を充電し、直流電源を確保して逃がし安全弁の機能を復旧する。

逃がし安全弁作動用窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合、高圧窒素ガスボンベにより窒素ガスを確保し、逃がし安全弁を作動させて原子炉を減圧する。

なお、逃がし安全弁の背圧対策として、想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ窒素ガスの供給圧力を調整している。

1.3.2.3 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による原子炉の減圧を行う。

原子炉格納容器破損を防止するための手動による原子炉減圧手順については、「1.3.2.1(1)a. 手動による原子炉減圧」にて整備する。

1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順

(1)EOP「原子炉建屋制御」

インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、原子炉格納容器外へ原子炉冷却材の漏えいが生じる。したがって、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離、保有水を確保するための原子炉注水が必要となる。

破断箇所の発見又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により原子炉を減圧することで、原子炉建屋への原子炉冷却材の漏えいを抑制し、破断箇所の隔離を行う。

a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系の吐出圧力上昇、原子炉建屋内の温度上昇若しくはエリア放射線モニタの指示値上昇等漏えいが予測されるパラメータの変化、又は漏えい関連警報の発生によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断した場合。

b. 操作手順

EOP「原子炉建屋制御」における操作手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.3.13及び図1.3.14に、タイムチャートを図1.3.15に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、インターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、中央制御室運転員に原子炉手動スクラムと破断箇所の特定及び隔離を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、原子炉手動スクラムを実施する。また、発生した警報及びパラメータの変化から、破断箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作にて隔離を実施する。
- ③当直副長は、破断箇所の特定及び中央制御室からの遠隔操作にて隔離できない場合は、中央制御室運転員に非常用ガス処理系の起動操作、及び低圧注水系2系以上又は代替注水系の起動操作を指示する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、非常用ガス処理系の起動操作、及び低圧注水系2系以上又は代替注水系の起動操作を実施する。
- ⑤当直副長は、非常用ガス処理系の起動、及び低圧注水系2系以上又は代替注水系の起動後、運転員に原子炉減圧操作、原子炉水位低下操作及び原子炉建屋環境悪化(建屋温度、建屋圧力、建屋放射線量)抑制操作の開始を指示する。
- ⑥^a復水器使用可能の場合
中央制御室運転員A及びBは、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により原子炉急速減圧を行い、原子炉の減圧(大気圧まで)を実施することで、原子炉建屋への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。
- ⑥^b復水器使用不可能の場合
中央制御室運転員A及びBは、逃がし安全弁により原子炉急速減圧を行い、原子炉の減圧(減圧完了圧力まで)を実施することで、原子炉建屋への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、低圧注水系2系以上又は代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル1)から原子炉水位低(レベル1.5)の間で維持する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ指示値及び燃料取替エリア排気放射線モニタ指示値が制限値以下の場合、原子炉区域・タービン区域換気空調系の起動操作を実施し、原子炉建屋環境(建屋温度、建屋圧力、建屋放射線量)の悪化を抑制する。

- ⑨現場運転員C及びDは、中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合は、蒸気漏えいに備え保護具(酸素呼吸器及び耐熱服)を装着し(現場運転員E及びFは装着補助を行う)、原子炉建屋(管理区域)にて隔離弁を全閉することで原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを停止する。
- ⑩中央制御室運転員A及びBは、各種監視パラメータの変化から、破断箇所の隔離が成功していることを確認し、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。
- ⑪中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)を起動し、原子炉の冷却を行う。

c. 操作の成立性

上記の操作のうち、中央制御室からの隔離操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、インターフェイスシステムLOCA発生から破断箇所の隔離完了まで15分以内で可能である。

遠隔操作による隔離ができない場合の現場での隔離操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステムLOCA発生から破断箇所の隔離完了まで約240分で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、保護具(酸素呼吸器及び耐熱服)、照明及び通信連絡設備を整備する。

(中央制御室からの遠隔隔離操作の成立性)

インターフェイスシステムLOCAが発生する可能性のある操作は、定例試験として実施する非常用炉心冷却系電動弁手動開閉試験における原子炉注入弁の手動開閉操作である。

上記試験を行う際は、系統圧力を監視し上昇傾向にならないことを確認しながら操作し、系統圧力が上昇傾向になった場合は速やかに原子炉注入弁の閉操作を実施することとしている。しかし、隔離弁の隔離失敗等により系統圧力が異常に上昇し、低圧設計部分の過圧を示す警報の発生及び漏えい関連警報が発生した場合には、同試験を実施していた非常用炉心冷却系でインターフェイスシステムLOCAが発生していると判断できる。これにより、漏えい箇所の特定及び隔離操作箇所の特定が容易であり、中央制御室からの遠隔隔離操作を速やかに行う

ことが可能である。

(現場隔離操作の成立性)

隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルート 환경을考慮しても、現場での隔離操作は可能である。

(溢水の影響)

隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響を受けない。

(インターフェイスシステムLOCAの検知について)

インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉格納容器内外のパラメータ等によりインターフェイスシステムLOCAと判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は、原子炉建屋内において各部屋が分離されているため、床漏えい検出器、監視カメラ及び火災報知器により、漏えい場所を特定するための参考情報の入手並びに原子炉建屋の状況を確認することが可能である。

(添付資料1.3.3-5, 添付資料1.3.4, 添付資料1.3.5, 添付資料1.3.6)

1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

逃がし安全弁、中操監視計器類への電源供給手順及び可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 1.3.1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対応設備, 手順書一覧(1/4)
 (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	手順書	
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	重大事故等 対処設備	— ※1, ※2
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
		手動による原子炉減圧	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 所内蓄電式直流電源設備 ※3 常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3 可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 原子炉制御「減圧冷却」等 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」
			タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備	

※1:代替自動減圧機能は, 運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については, 「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう, あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段、対応設備、手順書一覧(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	手順書	
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備 ※3 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	事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM設備別操作手順書 「AM用切替装置による逃がし安全弁開放」
		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	事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM設備別操作手順書 「逃がし安全弁用可搬型蓄電池によるSRV開放(多重伝送盤)」
		代替逃がし安全弁駆動装置による減圧	高圧窒素ガス供給系(代替逃がし安全弁駆動装置) 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	事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM設備別操作手順書 「代替SRV駆動装置によるSRV開放」
	—	高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素ガス確保	高圧窒素ガスポンプ 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	事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM設備別操作手順書 「SRV駆動源確保」

※1:代替自動減圧機能は、運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう、あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段，対応設備，手順書一覧(3/4)

(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
サポート系故障時	—	逃がし安全弁の背圧対策	高圧窒素ガスポンプ 高圧窒素ガス供給系配管・弁 主蒸気系配管・弁	重大事故等 対処設備	— ※4
	全交流動力電源 常設直流電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	— ※3
			直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 ※3	自主対策 設備	
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 ※3 可搬型代替交流電源設備 ※3	重大事故等 対処設備	

※1:代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段，対応設備，手順書一覧(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応設備	対応手段	対応設備	手順書
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	重大事故等対応設備 事故時運転操作手順書(シビア アクシデント) 「注水-1」
インターフェイスシステム LOCA発生時	—	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 対応設備
		原子炉冷却材の 漏えい箇所の隔離	タービンバイパス弁 タービン制御系	自主対策 設備
		高圧炉心注水系注入隔離弁	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「原子炉建屋制御」等				

※1:代替自動減圧機能は，運転員による操作不要の減圧機能である。

※2:自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4:想定される重大事故等の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

表 1.3.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 RFP 吐出ヘッダ圧力 復水器器内圧力
		操作	原子炉圧力容器内の圧力
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
	原子炉格納容器内の水位		サプレッション・チェンバ・プール水位
	原子炉格納容器内の温度		サプレッション・チェンバ・プール水温度
	補機監視機能		復水器器内圧力
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 RFP 吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力 復水器器内圧力
		操作	原子炉圧力容器内の圧力
	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
	原子炉格納容器内の水位		サプレッション・チェンバ・プール水位
	原子炉格納容器内の温度		サプレッション・チェンバ・プール水温度
	補機監視機能		復水器器内圧力

監視計器一覧 (2/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1)代替減圧			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A)吐出圧力 復水移送ポンプ(B)吐出圧力 復水移送ポンプ(C)吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(A)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(A)S/C 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)D/W 格納容器内雰囲気放射線レベル(B)S/C
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度

監視計器一覧 (3/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)常設直流電源系統喪失時の減圧		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「AM 用切替装置による逃がし安全弁開放」	判断基準	電源 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧
		補機監視機能 高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ(B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ(A) 吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(可搬計測器) 原子炉圧力(現場計器)
		補機監視機能 高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ(B) 出口圧力
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「逃がし安全弁用可搬型蓄電池による SRV 開放(多重伝送盤)」	判断基準	電源 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧
		補機監視機能 高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ(B) 出口圧力 残留熱除去系ポンプ(A) 吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッダ圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(可搬計測器) 原子炉圧力(現場計器)
		補機監視機能 高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ(B) 出口圧力

監視計器一覧(4/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1)常設直流電源系統喪失時の減圧			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「代替 SRV 駆動装置による SRV 開放」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 充電器盤 A-2 電圧
		補機監視機能	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガスポンベ(A) 出口圧力 SRV 緊急時強制操作作用窒素ガスポンベ(B) 出口圧力 SRV 緊急時強制操作作用窒素ガス(A)圧力 SRV 緊急時強制操作作用窒素ガス(B)圧力 残留熱除去系ポンプ(A) 吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(可搬計測器) 原子炉圧力(現場計器)
		補機監視機能	SRV 緊急時強制操作作用窒素ガスポンベ(A) 出口圧力 SRV 緊急時強制操作作用窒素ガスポンベ(B) 出口圧力 SRV 緊急時強制操作作用窒素ガス(A)圧力 SRV 緊急時強制操作作用窒素ガス(B)圧力
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2)逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「SRV 駆動源確保」	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ドライウェル入口圧力低警報 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ出口圧力低警報
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS(A) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 ADS(B) 入口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ(A) 出口圧力 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスポンベ(B) 出口圧力

監視計器一覧 (5/6)

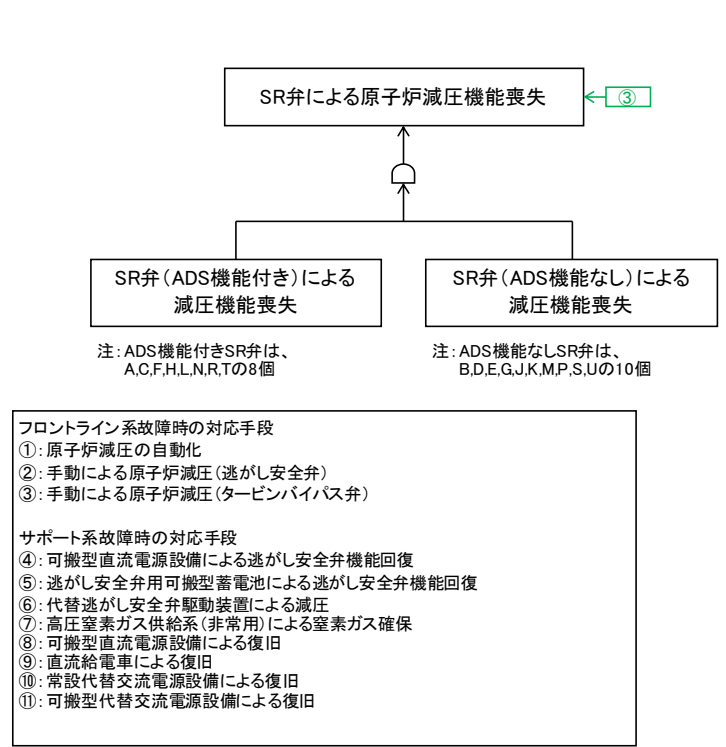
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	判断基準	格納容器バイパスの監視
		補機監視機能
		漏えい関連警報
	操作	格納容器バイパスの監視
		原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 格納容器内圧力(D/W) ドライウェル雰囲気温度 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 RHR ポンプ室雰囲気温度 RCIC ポンプ室雰囲気温度 RCIC 機器室雰囲気温度 エリア放射線モニタ
		ドライウェルサンプ水位
		RHR ポンプ(A)室床漏えい RHR ポンプ(B)室床漏えい RHR ポンプ(C)室床漏えい HPCF(B)ポンプ室床漏えい HPCF(C)ポンプ室床漏えい RCIC ポンプ室床漏えい RCIC 蒸気管圧力低 RCIC 蒸気管流量大 CUW 差流量大
		原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 RHR ポンプ室雰囲気温度 RCIC ポンプ室雰囲気温度 RCIC 機器室雰囲気温度 エリア放射線モニタ 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射線モニタ

監視計器一覧 (6/6)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 高圧炉心注水系(B)系統流量 高圧炉心注水系(C)系統流量
	補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(B)吐出圧力 高圧炉心注水系ポンプ(C)吐出圧力
	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)
	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(C)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(C)入口冷却水流量 原子炉補機冷却系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却系熱交換器(C)出口冷却水温度 原子炉補機冷却海水系ポンプ(A)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(B)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(C)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(D)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(E)吐出圧力 原子炉補機冷却海水系ポンプ(F)吐出圧力
	補機監視機能	復水器器内圧力

表 1.3.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【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</p>	逃がし安全弁	<p>所内蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>直流 125V A 系 直流 125V A-2 系 AM 用直流 125V</p>
	中央制御室監視計器類	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計測用 A 系電源 計測用 B 系電源</p>



注: ③の対策は、MSIV開時のみ有効

注: ④の対策は、ADS機能なしSR弁が対象

注: ⑤の対策は、直流125V A系負荷であるADS機能付きSR弁が対象

注: ⑥の対策は、ADS機能なしSR弁D,E,K,Uの4個が対象

注: ⑧⑨⑩⑪の対策は、直流125V A系負荷であるADS機能付きSR弁及びADS機能なしSR弁が対象

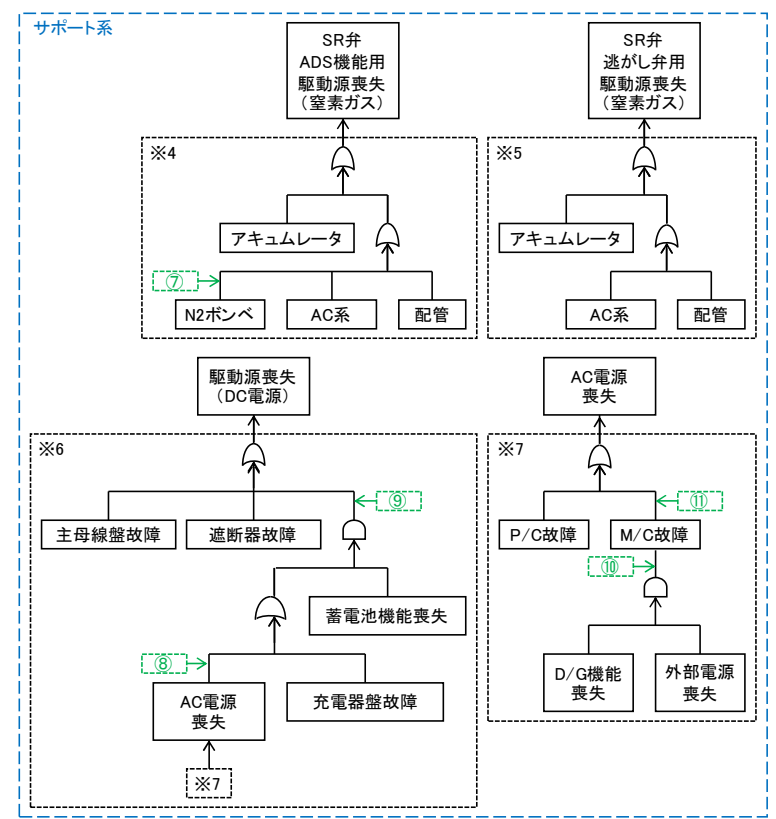
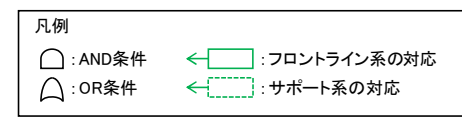


図 1. 3. 1 機能喪失原因対策分析(1/2)

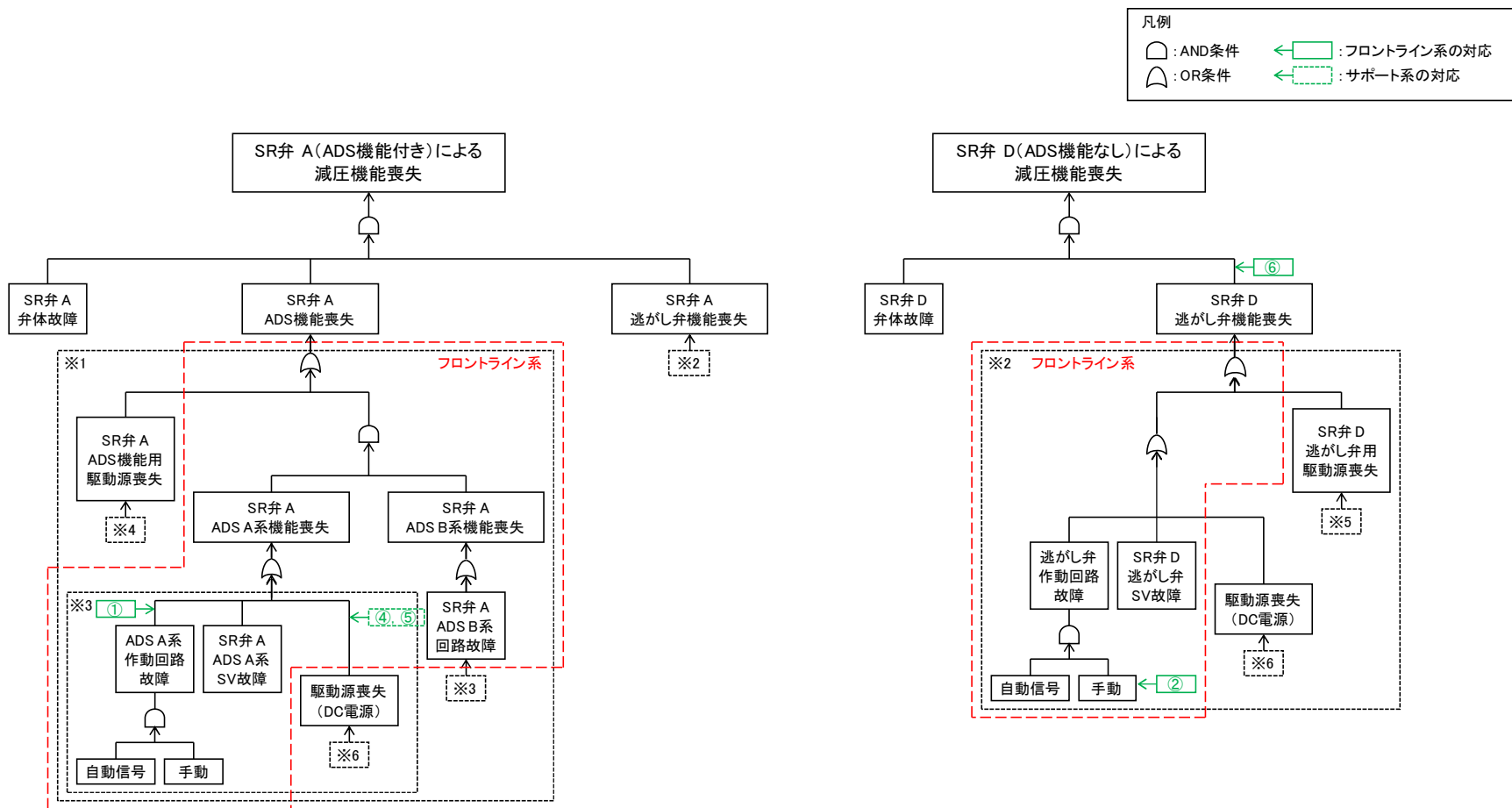


図 1. 3. 1 機能喪失原因対策分析(2/2)

凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	故障要因9		
SR弁による原子炉減圧機能喪失	SR弁(ADS機能付き)による減圧機能喪失	SR弁本体故障	ADS A系機能喪失	ADS A系作動回路故障	ADS A系自動信号						
				ADS A系電磁弁故障	ADS A系自動信号						
				ADS A系駆動電源喪失(DC電源)	主母線盤故障						
					遮断器故障	蓄電池機能喪失					
				直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失		
				ADS B系作動回路故障	ADS B系自動信号						
		ADS B系電磁弁故障	ADS B系自動信号								
		ADS B系機能喪失	ADS B系駆動電源喪失(DC電源)	主母線盤故障							
				遮断器故障	蓄電池機能喪失						
			直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失			
			アキュムレータ	窒素ガスポンペ							
			HPIN(非常用)機能喪失	AC系配管							
	ADS機能用駆動源喪失(窒素ガス)		AC系配管								
	逃がし弁機能喪失	逃がし弁作動回路故障	自動信号								
			手動								
		逃がし弁電磁弁故障	主母線盤故障								
			遮断器故障	蓄電池機能喪失							
		逃がし弁駆動電源喪失(DC電源)	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
		直流電源供給機能喪失	充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
	逃がし弁用駆動源喪失(窒素ガス)	アキュムレータ									
	SR弁(ADS機能なし)による減圧機能喪失	逃がし弁機能喪失	SR弁本体故障	逃がし弁作動回路故障	自動信号						
					手動						
			逃がし弁電磁弁故障	主母線盤故障							
				遮断器故障	蓄電池機能喪失						
逃がし弁駆動電源喪失(DC電源)			充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
直流電源供給機能喪失			充電器機能喪失	AC電源喪失	P/C故障	M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失				
逃がし弁用駆動源喪失(窒素ガス)	アキュムレータ										
		HPIN(常用)機能喪失	AC系配管								

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

図 1.3.1 機能喪失原因対策分析(補足)

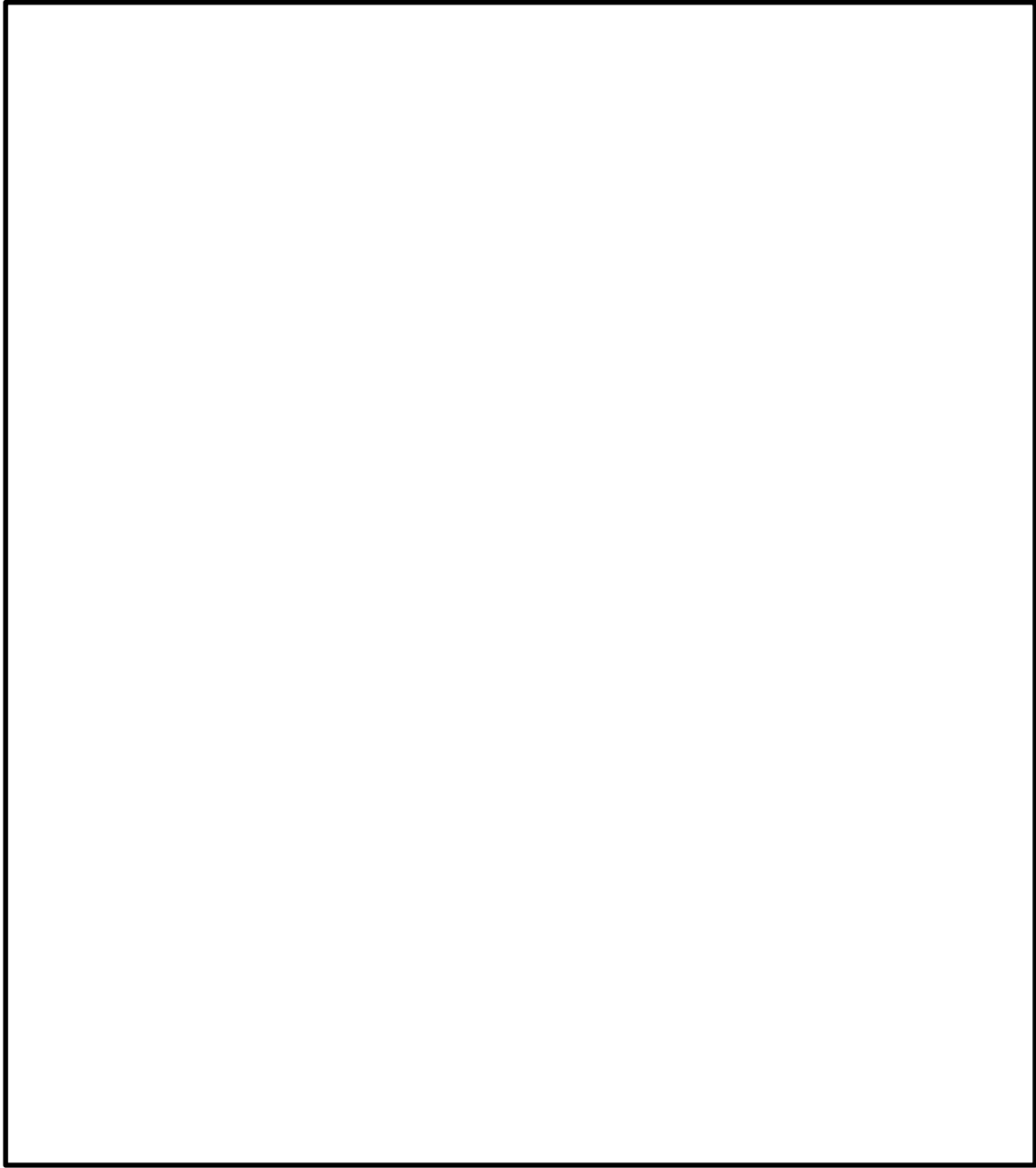


図 1.3.2 EOP 原子炉制御「減圧冷却」対応フロー

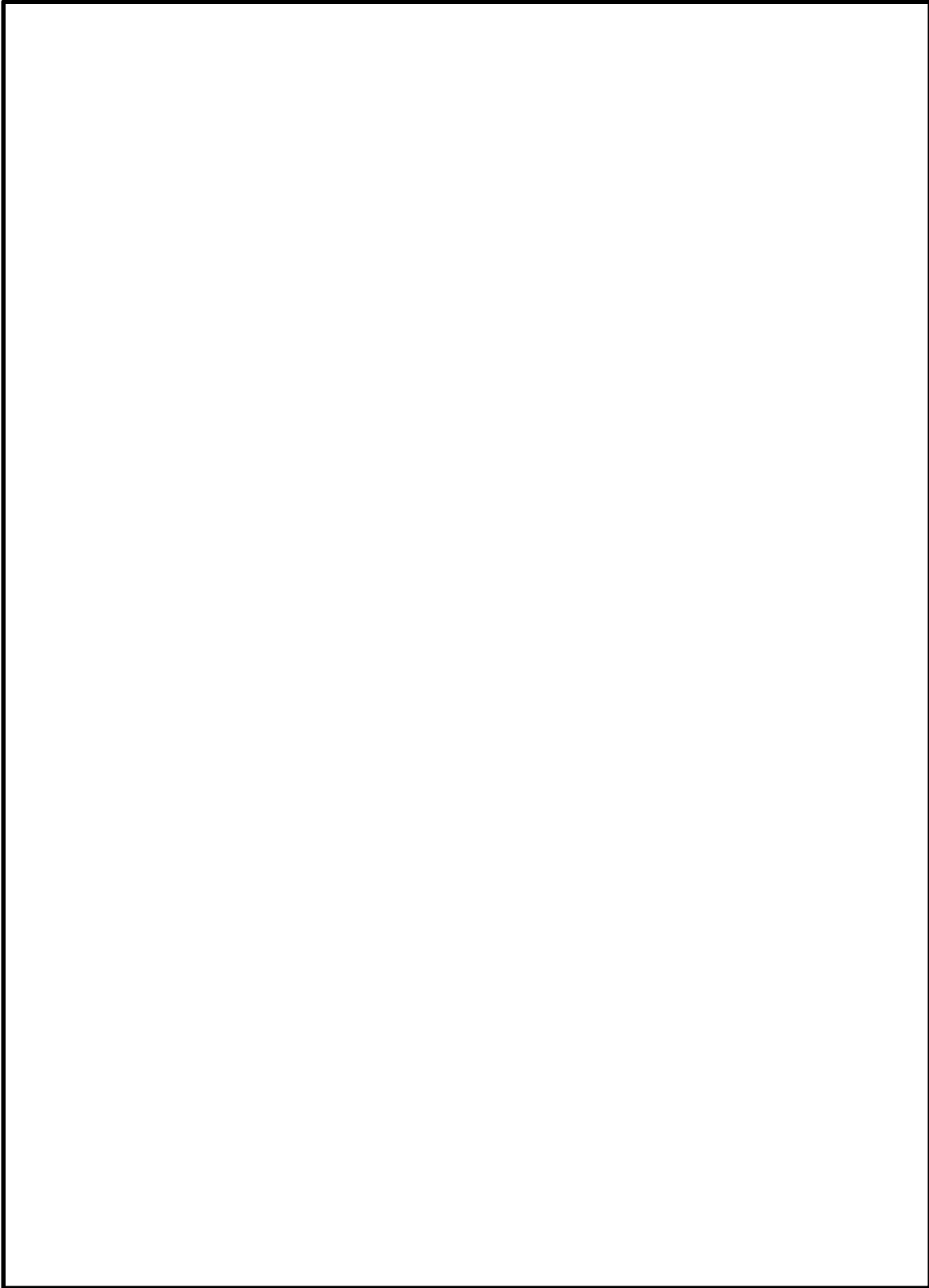


図 1.3.3 EOP 不測事態「急速減圧」対応フロー

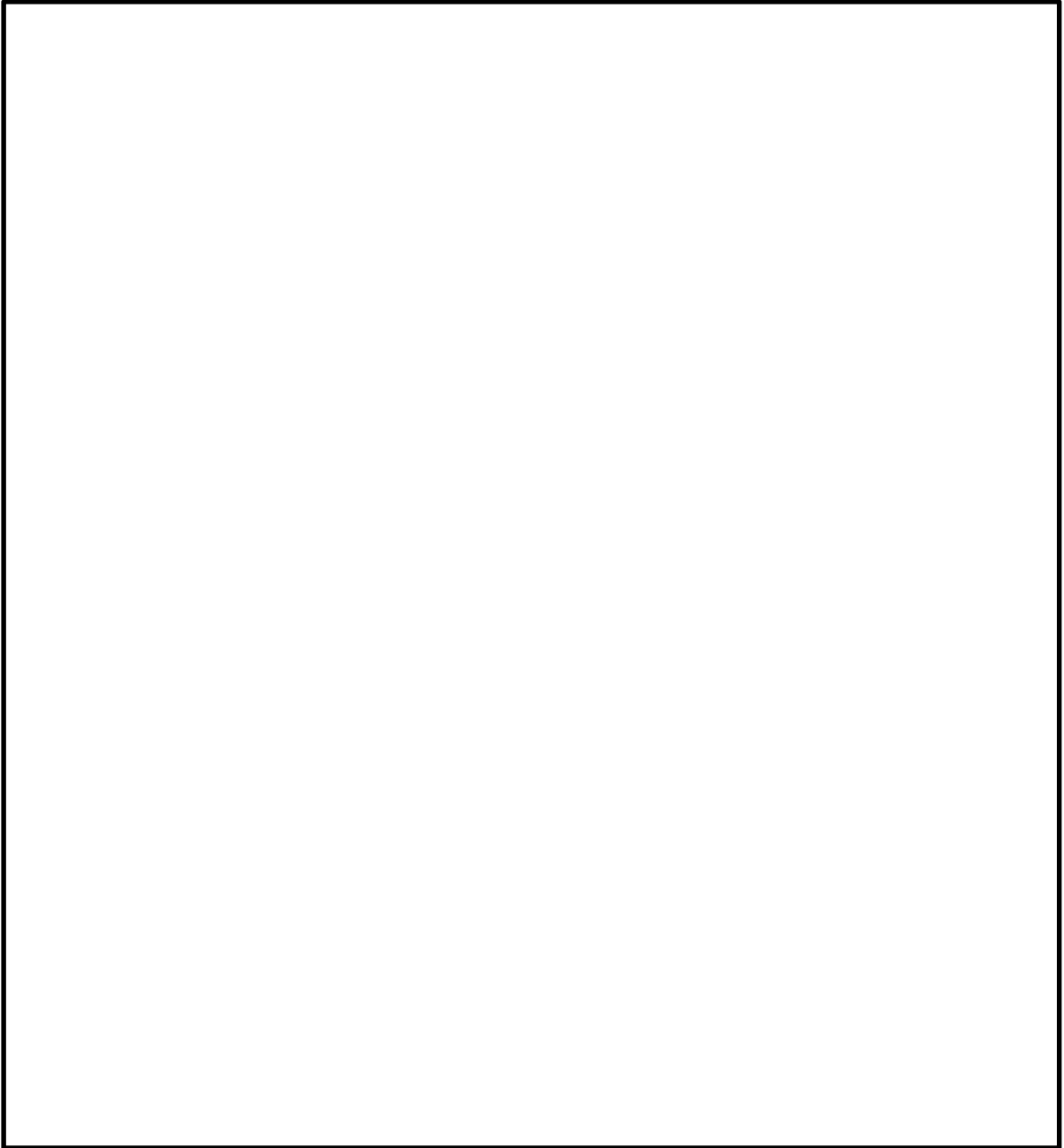
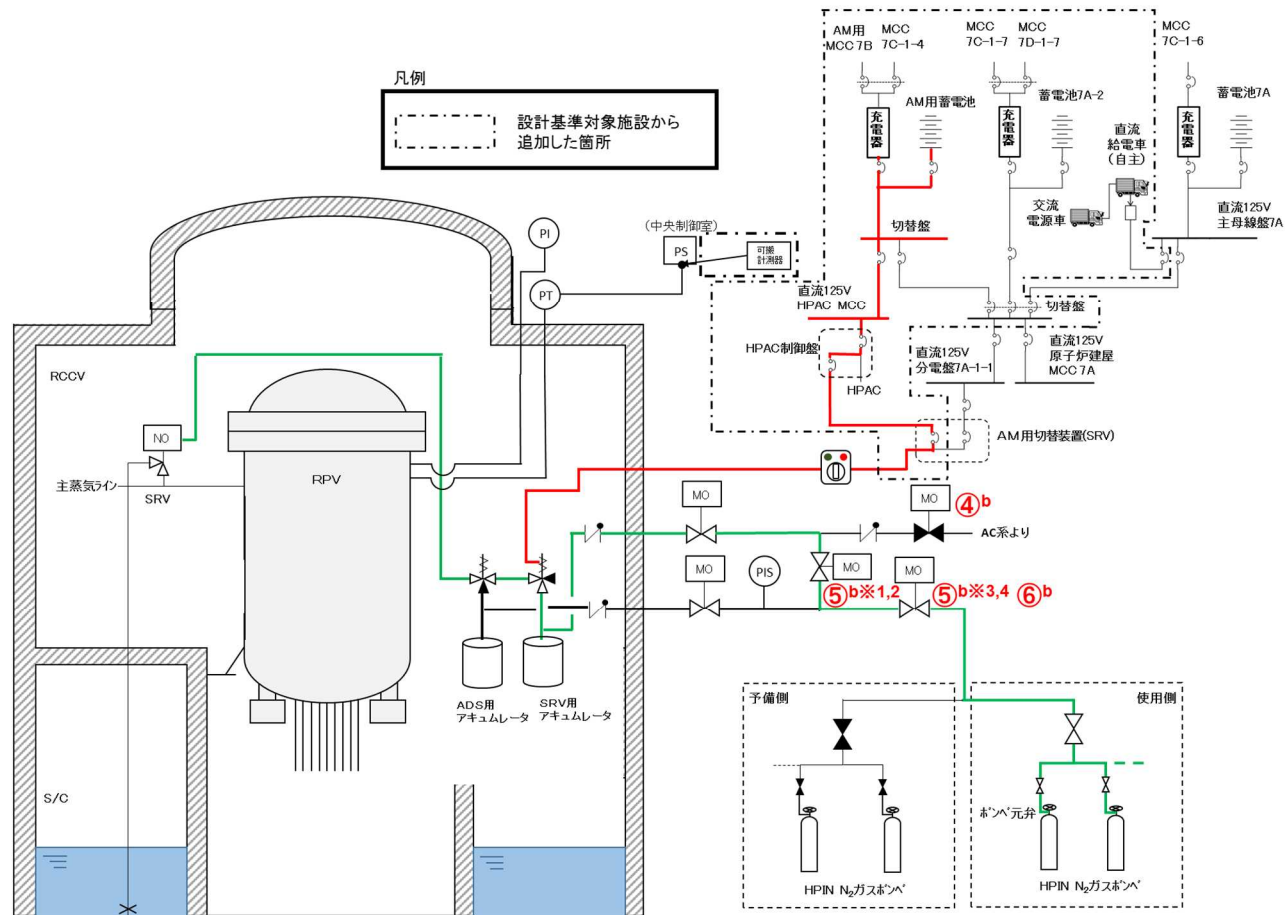


図 1.3.4 SOP 「注水-1」対応フロー



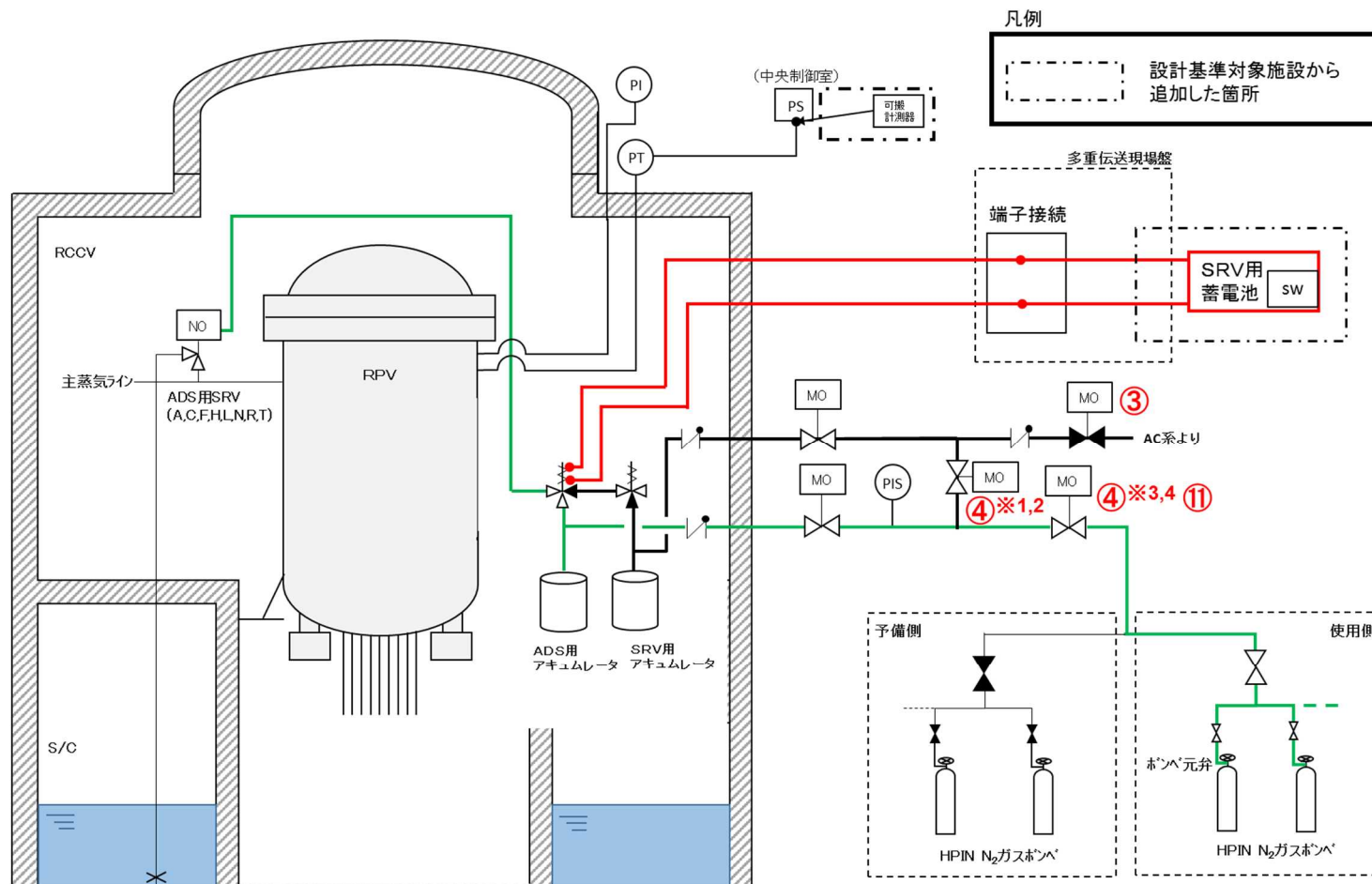
操作手順	弁名称
④ ^b	高圧ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁
⑤ ^b ×1	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁 (A)
⑤ ^b ×2	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁 (B)
⑤ ^b ×3 ⑥ ^b	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス (A) 供給弁
⑤ ^b ×4 ⑥ ^b	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス (B) 供給弁

図 1.3.5 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 概要図

手順の項目		要員(数)		経過時間(時間)												備考				
				10分	20分	30分	40分	50分	1	2	3	4	5	6	7		8	9	10	11
				常設代替直流電源設備による逃がし安全弁開放						可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 ※ 8時間35分										
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	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保																原子炉の減圧確認につ いては、中央制御室又 は原子炉建屋地下1階 計装ラック室(管理区 域)にて確認が可能で あるため、いずれかの計 器で原子炉減圧を確認 する。	
			可搬計測器接続																	
		電源切替																		
		減圧確認																		
	現場運転員 C, D	2	移動, 系統構成																	
			移動・回路構成																	
	現場運転員 E, F	2	減圧確認																	
			AM直流125V充電器盤受電及び換気設備運転																	
	緊急時対策要員	6	電源車からの送電																	
			電源ケーブル接続																	

※ガスタービン発電機及び電源車によるAM用MCC 7B受電の内、最長時間である6時間15分及びAM用充電器受電時間を2時間20分とし、8時間35分で継続供給可能である。

図 1.3.6 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 タイムチャート

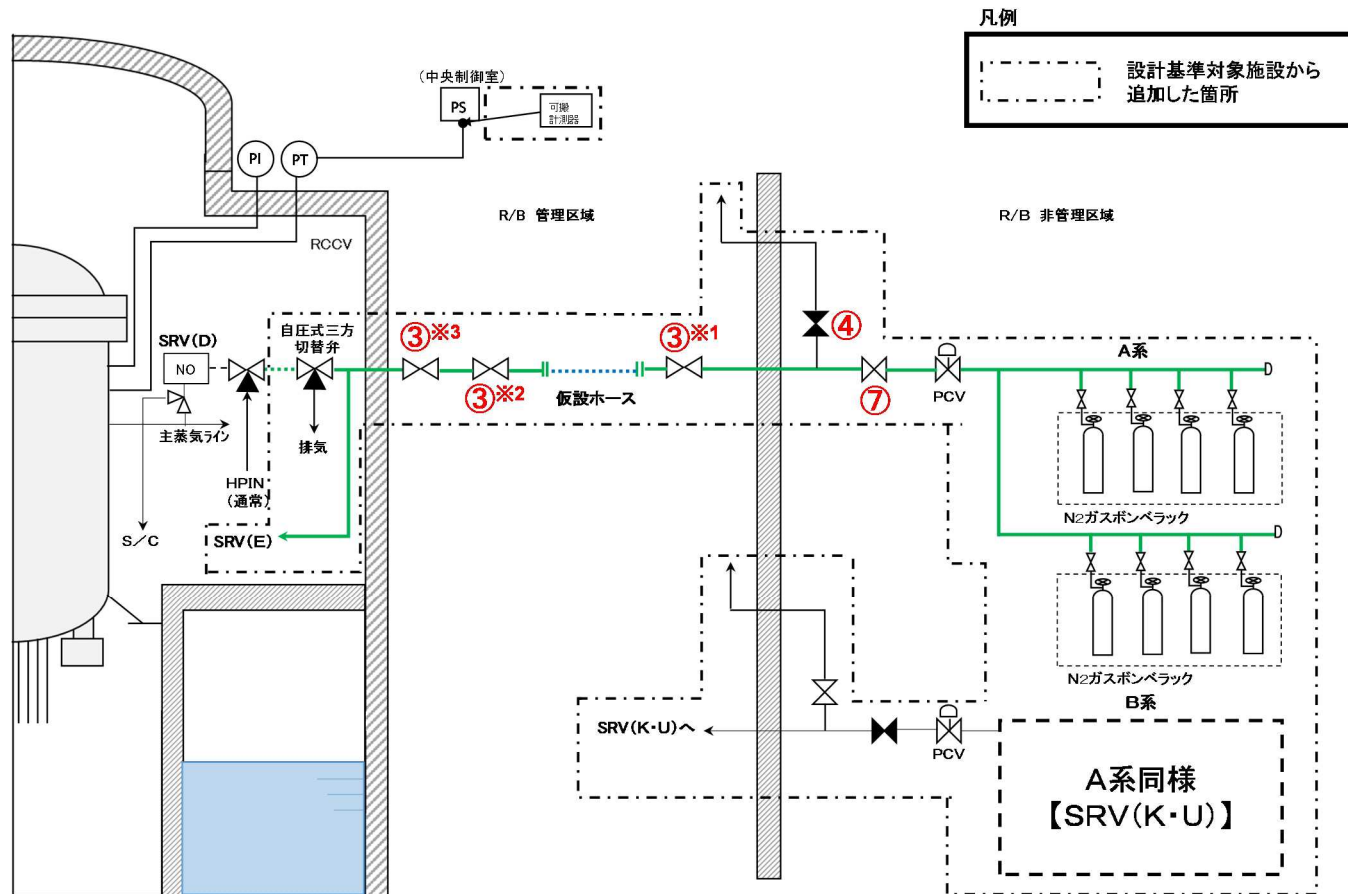


操作手順	弁名称
③	高压ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁
④※1	高压窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)
④※2	高压窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)
④※3 ⑪	高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁
④※4 ⑪	高压窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁

図 1.3.7 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 概要図

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考
				10	20	30	40	50	60	70						
				逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放 55分												
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	中央制御室運転員 A, B	2	電源確認, 通信手段確保												原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉減圧を確認する。	
			可搬計測器接続													
			減圧確認													
	現場運転員 C, D	2	移動, 系統構成													
			減圧確認													
			移動, 系統構成													
	現場運転員 E, F	2	可搬型蓄電池, ケーブル接続													
			減圧操作開始													
			→													

図 1.3.8 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 タイムチャート

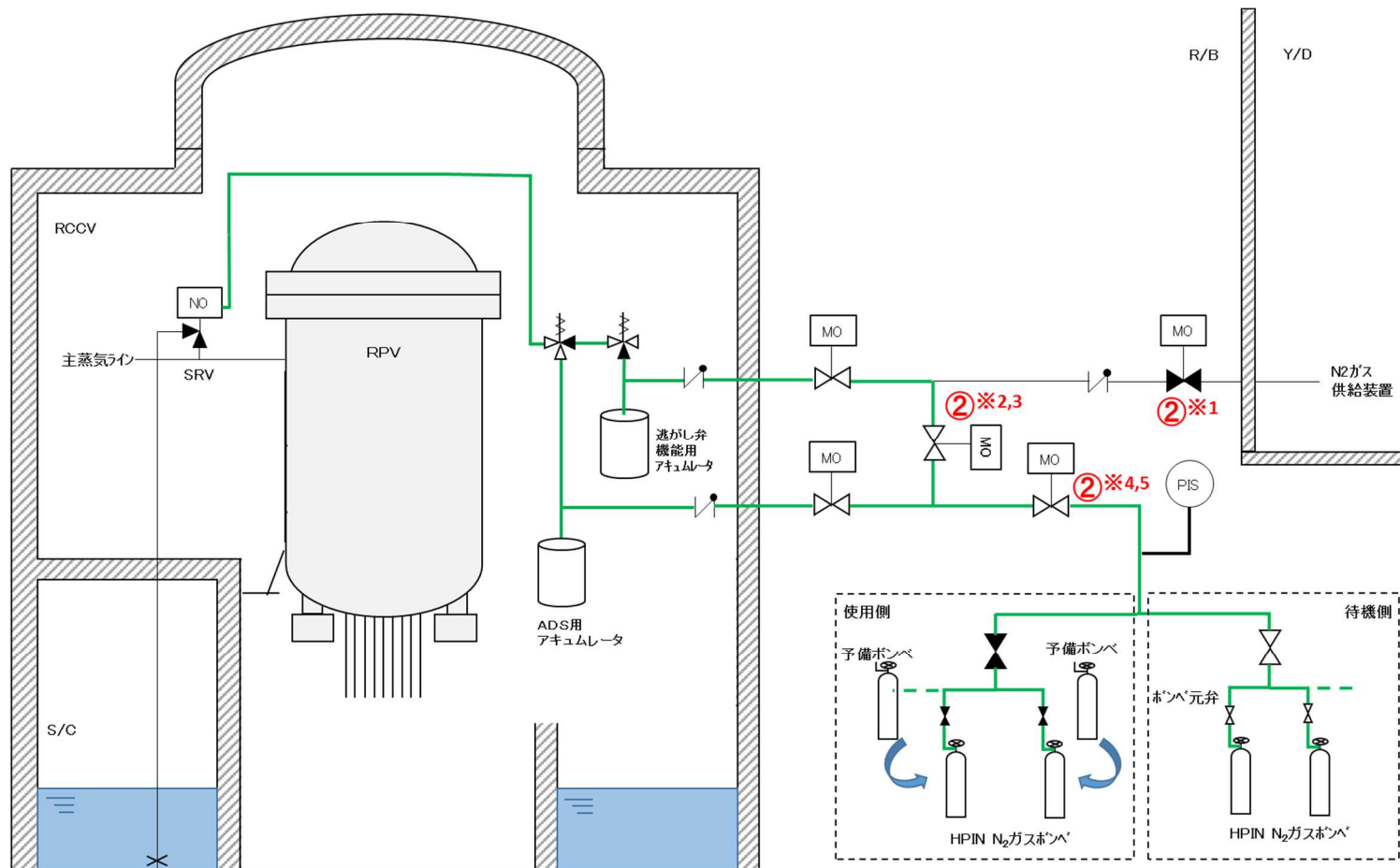


操作手順	弁名称
③※1	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)
③※2	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)
③※3	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)
④	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)
⑦	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁

図 1.3.9 代替逃が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 概要図

		経過時間(分)														備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80									
手順の項目	要員(数)	40分 代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁開放 ▽																
代替逃が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	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保														原子炉の減圧確認については、中央制御室又は原子炉建屋地下1階計装ラック室(管理区域)にて確認が可能であるため、いずれかの計器で原子炉減圧を確認する。	
			可搬計測器接続															
	現場運転員 C, D	2	移動															
			仮設ホース取り付け, 系統構成															
	現場運転員 E, F	2	移動															
			系統構成, 減圧操作開始															

図 1.3.10 代替逃が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 タイムチャート



操作手順	弁名称
②※1	高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁
②※2	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)
②※3	高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)
②※4	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁
②※5	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁

図 1. 3. 11 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 概要図

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70							
手順の項目	要員(数)	▼ドライウエル入口圧力低警報発生 20分 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保													
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保												
	現場運転員 C, D	2		窒素ガス供給確認											
				移動、ライン切替											

		経過時間(分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70							
手順の項目	要員(数)	▼窒素ガスポンベ出口圧力低警報発生 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 60分													
高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	現場運転員 C, D	2	移動、ポンベ切替										ポンベ交換		
	現場運転員 E, F	2		移動、ポンベ切替									リークチェック		
				移動、ポンベ切替									ポンベ交換		

図 1.3.12 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保 タイムチャート

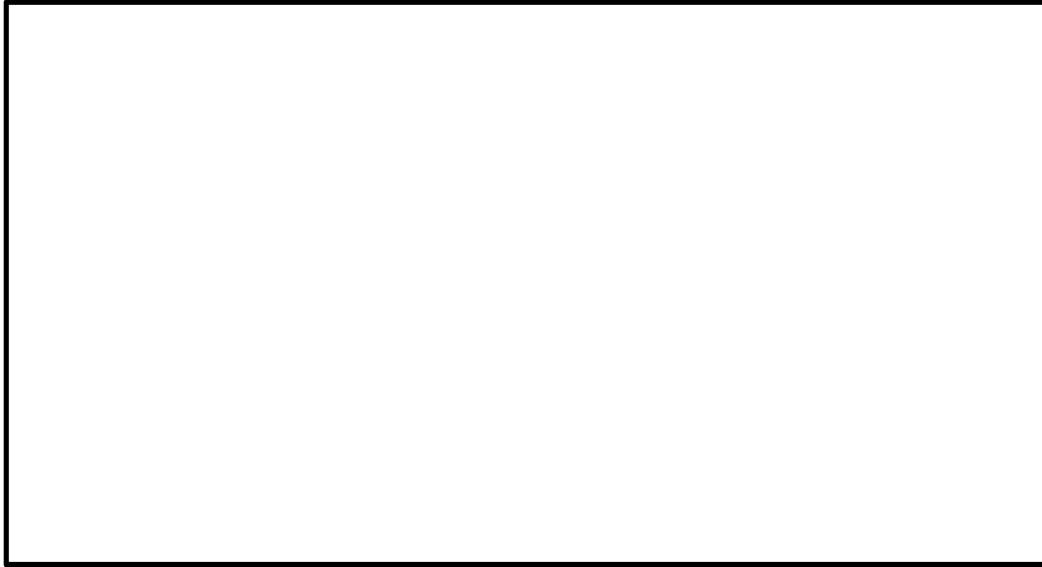


図 1.3.13 EOP 原子炉制御「スクラム」におけるインターフェイスシステム LOCA 発生時の対応フロー

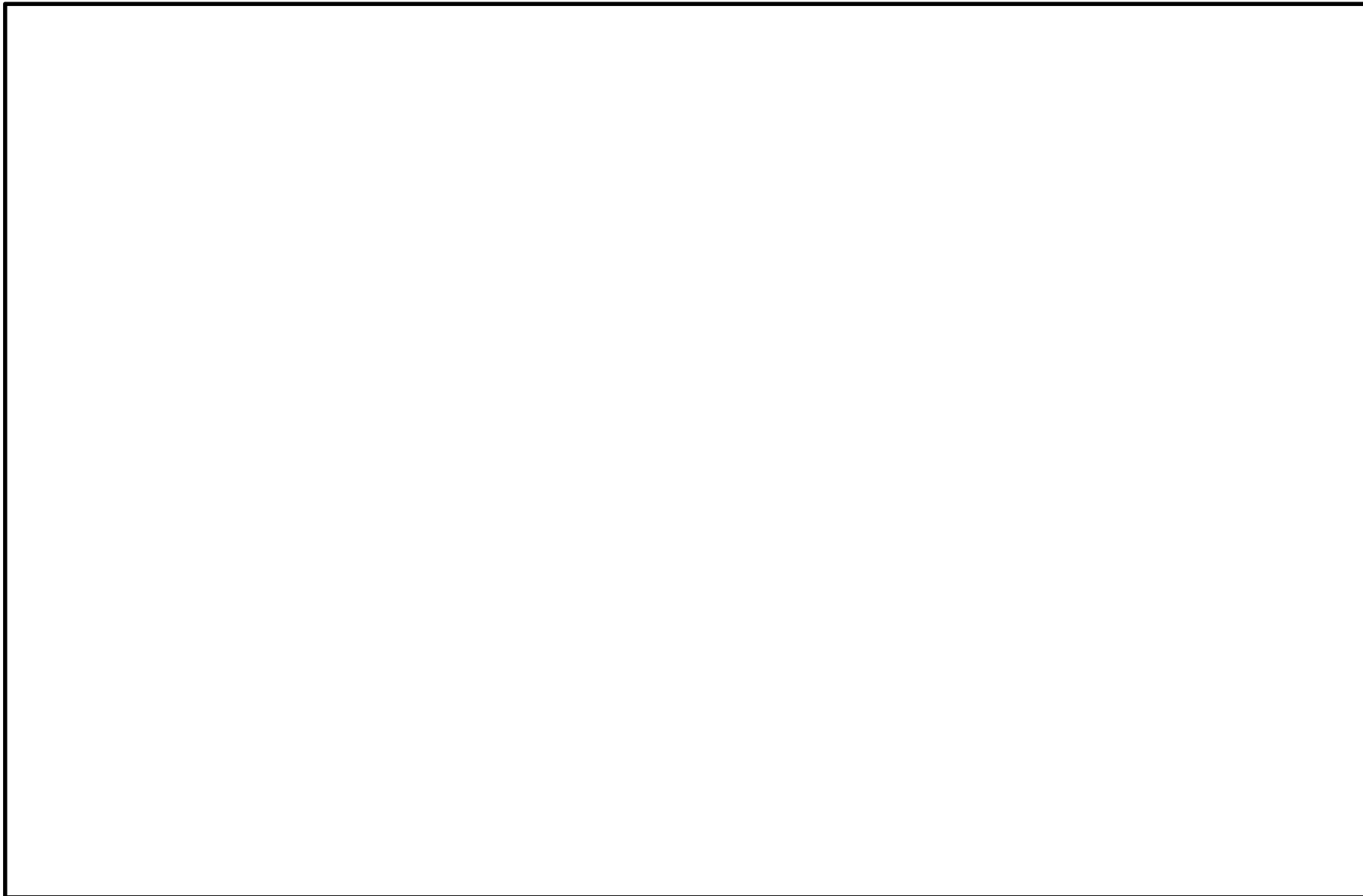
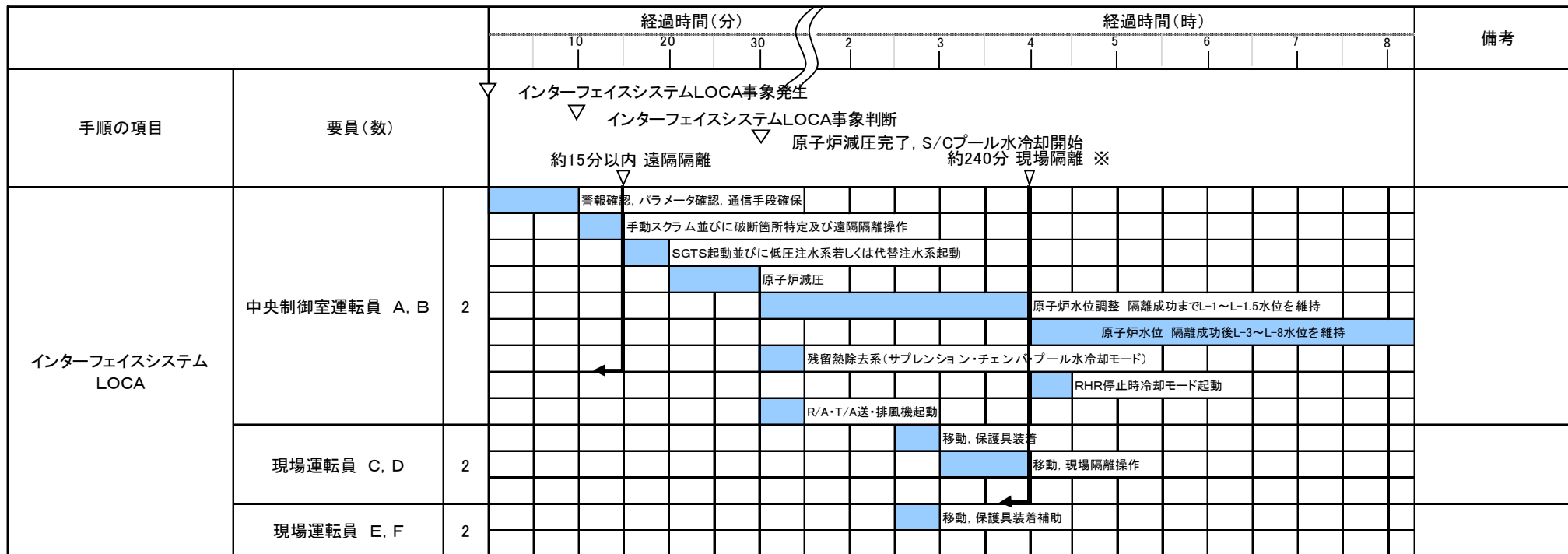


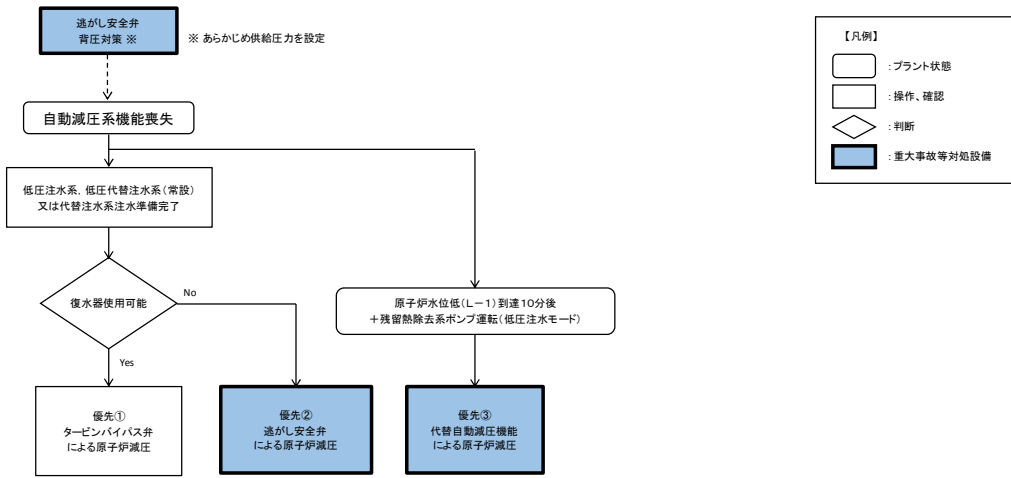
図 1.3.14 EOP 「原子炉建屋制御」におけるインターフェイスシステム LOCA 発生時の対応フロー



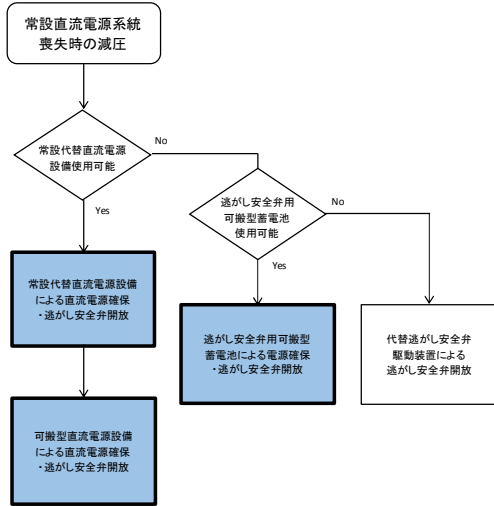
※ 破断の規模によっては、現場での隔離操作の所要時間は240分以内となる。

図 1.3.15 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応 タイムチャート
(中央制御室からの遠隔操作による破断箇所の隔離ができない場合)

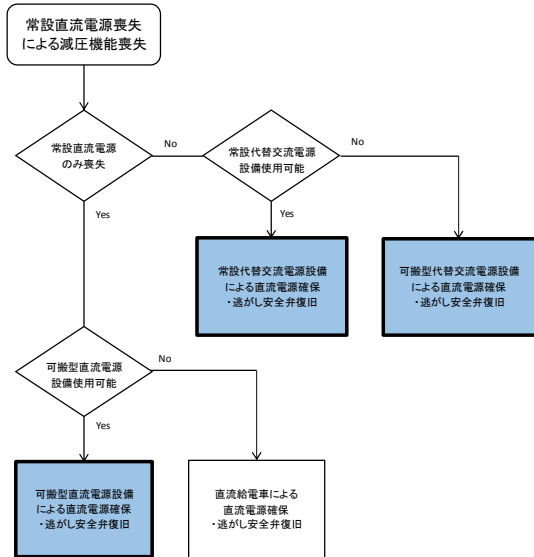
(1) フロントライン故障時の対応手段の選択



(2) サポート系故障時の対応手段の選択(1/3)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択(2/3)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択(3/3)

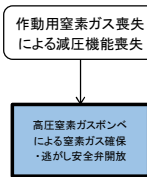


図 1.3.16 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表(1/3)

技術的能力審査基準 (1.3)	番号	設置許可基準規則 (46条)	技術基準規則 (61条)	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑦
<p>【解釈】</p> <p>1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第61条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁(逃がし安全弁(BWRの場合)又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁(PWRの場合))を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	②	<p>(1) ロジックの追加</p> <p>a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること(BWRの場合)。</p>	<p>(1) ロジックの追加</p> <p>a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること(BWRの場合)。</p>	⑧
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p>	③	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁(逃がし安全弁(BWRの場合)又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁(PWRの場合))を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁(逃がし安全弁(BWRの場合)又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁(PWRの場合))を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	⑨
<p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p>	④	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	⑩
<p>(2) 復旧</p> <p>a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	⑤	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	⑪
<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)</p> <p>a) SGTR発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。(PWRの場合)</p>	—			
<p>(4) インターフェイスシステムLOCA(ISLOCA)</p> <p>a) ISLOCA発生時において、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。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁(BWRの場合)又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁(PWRの場合)を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	⑥			

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/3)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
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)	新設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	自動減圧系の起動阻止スイッチ	既設							
	逃がし安全弁 (自動減圧機能付きC, H, N, Tの4個)	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
手動による逃がし安全弁 (原子炉減圧)	逃がし安全弁	既設	① ⑦	(手動による原子炉減圧) (タービンバイパス弁)	タービンバイパス弁	常設	1分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設			タービン制御系	常設			
	逃がし弁機能用アキュムレータ	既設			-	-			
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
	所内蓄電式直流電源設備	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	可搬型直流電源設備	新設							
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備	新設	① ② ⑦ ⑨	代替逃がし安全弁駆動装置による減圧	高圧窒素ガス供給系 (代替逃がし安全弁駆動装置)	常設	40分	6名	自主対策とする理由は本文参照
	AM用切替装置 (SRV)	新設			逃がし安全弁 (自動減圧機能なしD, E, K, Uの4個)				
	代替所内電気設備	新設			主蒸気系配管・クエンチャ				
	常設代替直流電源設備	新設			-				
	逃がし安全弁 (自動減圧機能なし)	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	逃がし弁機能用アキュムレータ	既設							
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	新設	① ② ⑦ ⑨	-	-	-	-	-	-
	逃がし安全弁 (自動減圧機能付き)	既設							
	主蒸気系配管・クエンチャ	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
系(非常用)による逃がし安全弁機能回復	高圧窒素ガスポンペ	既設	① ③ ⑦ ⑩	-	-	-	-	-	-
	高圧窒素ガス供給系配管・弁	既設							
	自動減圧機能用アキュムレータ	既設							
	逃がし弁機能用アキュムレータ	既設							
逃がし安全弁のバックアップ	高圧窒素ガスポンペ	既設	① ④ ⑦ ⑩	-	-	-	-	-	-
	高圧窒素ガス供給系配管・弁	既設							
	主蒸気系配管・弁	既設							

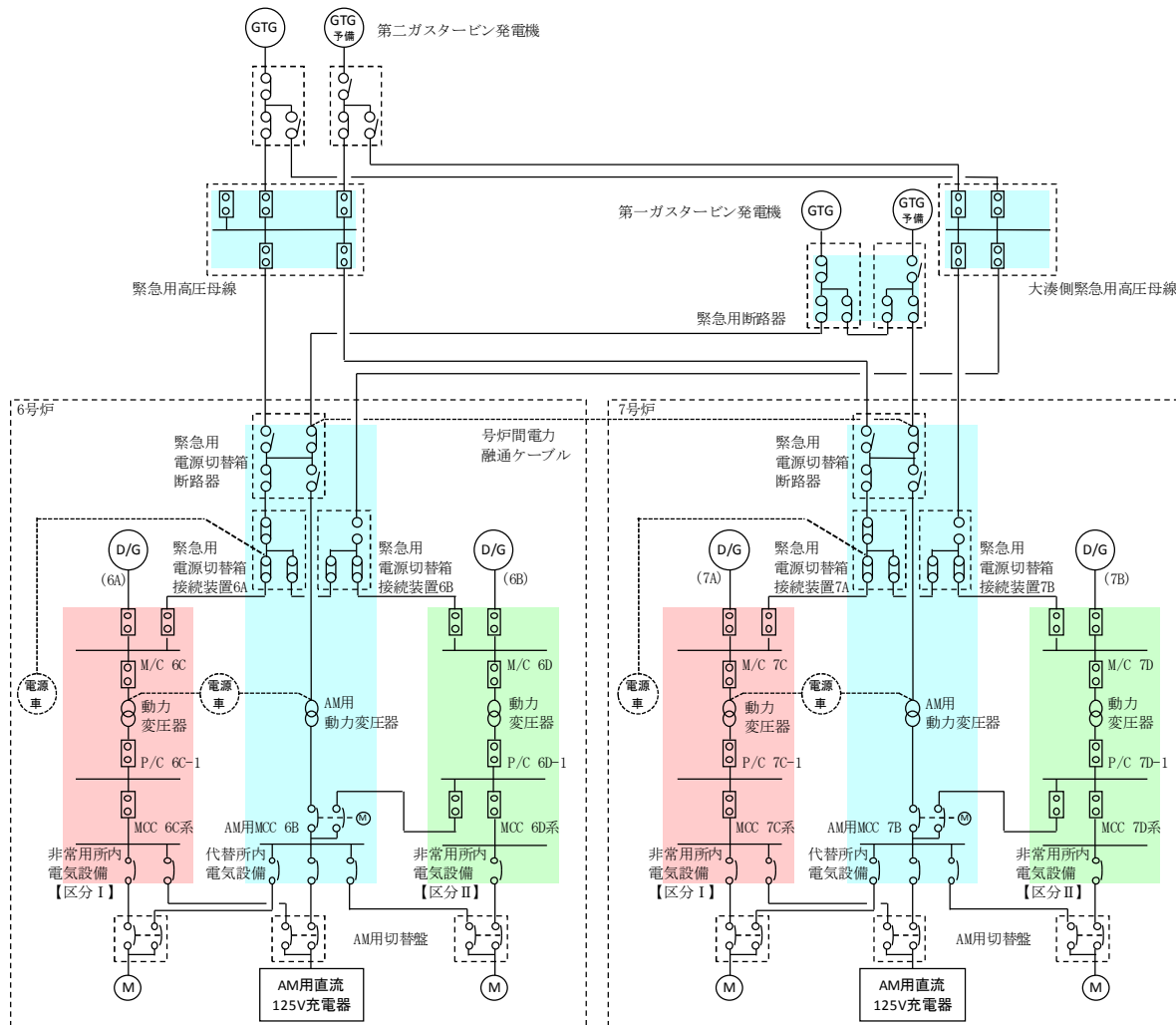
※1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/3)

■ : 重大事故等対処設備 ▨ : 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
代替直流電源 復旧による	可搬型直流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	に直 流給 復電 旧車	直流給電車及び可搬型 代替交流電源設備	可搬	12時間 ※1	6名 ※1	自主対策とする 理由は本文 参照
	-	-			-	-			
代替交流電源 復旧による	常設代替交流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	-	-							
格高圧 接納溶融 加熱器の 雰囲気放 止気出直	逃がし安全弁	既設	① ⑦	-	-	-	-	-	-
	主蒸気系配管・クエン チャ	既設							
	逃がし弁機能用アキュ ムレータ	既設							
	自動減圧機能用アキュ ムレータ	既設							
バ原 ウ子 ン炉 ダ冷 リ材 減 圧力	逃がし安全弁	既設	① ⑥ ⑦	バ原 ウ子 ン炉 ダ冷 リ材 減 圧力	タービンバイパス弁	常設	1分	1名	自主対策とする 理由は本文 参照
	主蒸気系配管・クエン チャ	既設			タービン制御系	常設			
	逃がし弁機能用アキュ ムレータ	既設			-	-			
	自動減圧機能用アキュ ムレータ	既設			-	-			
漏えい 箇所 の 隔離	高圧炉心注水系注入隔 離弁	既設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	-	-							

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。



※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

【凡例】	
	: ガスタービン発電機
	: 非常用ディーゼル発電機
	: 遮断器
	: 断路器
	: 配線用遮断器
	: 接続装置
	: 電動切替装置
	: 切替装置
【略語】	
D/G	: 非常用ディーゼル発電機
M/C	: メタルクラッド開閉装置
P/C	: パワーセンタ
MCC	: モータ・コントロールセンタ

図1 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号及び7号炉 交流電源)

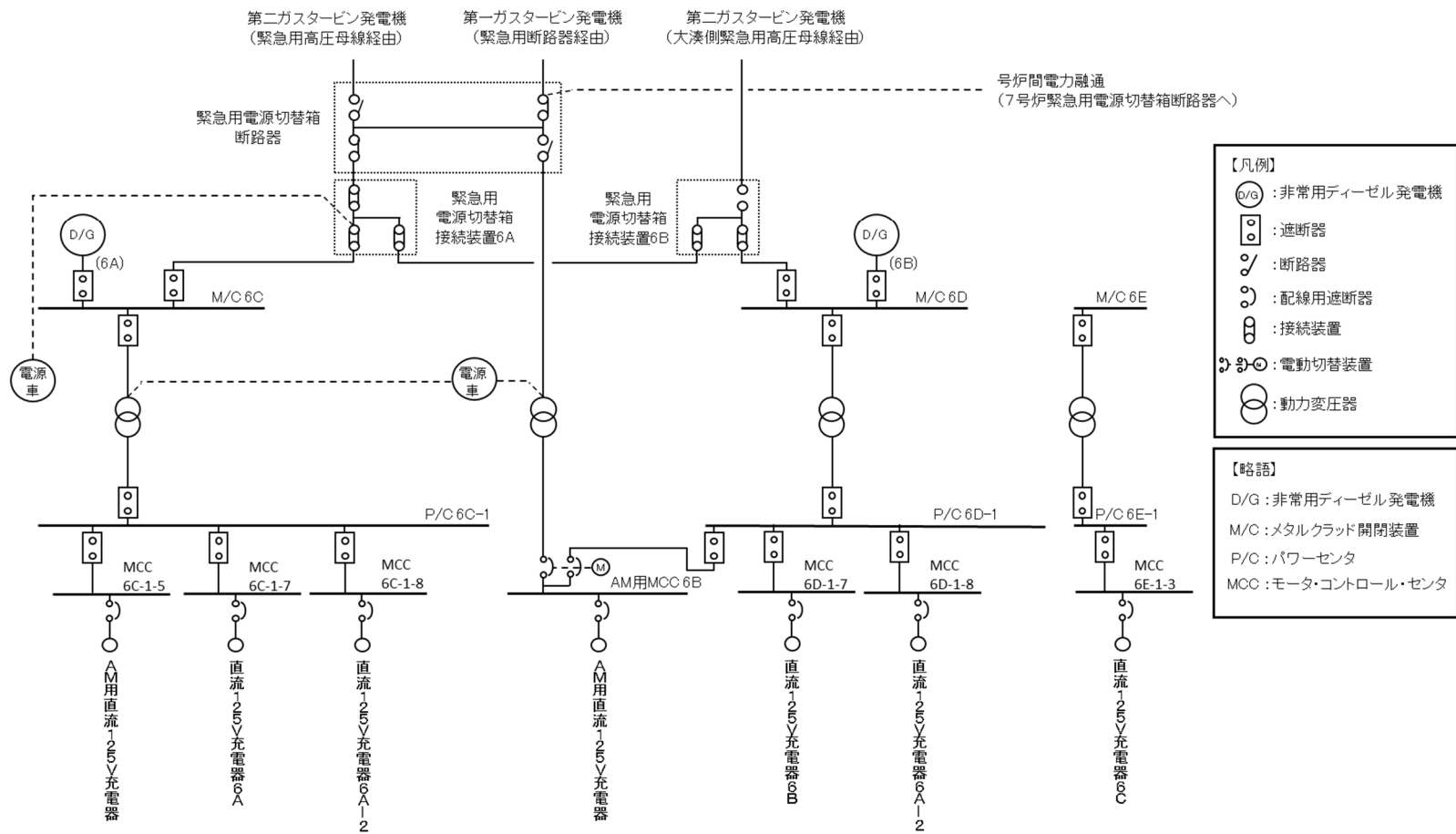


図2 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 交流電源)

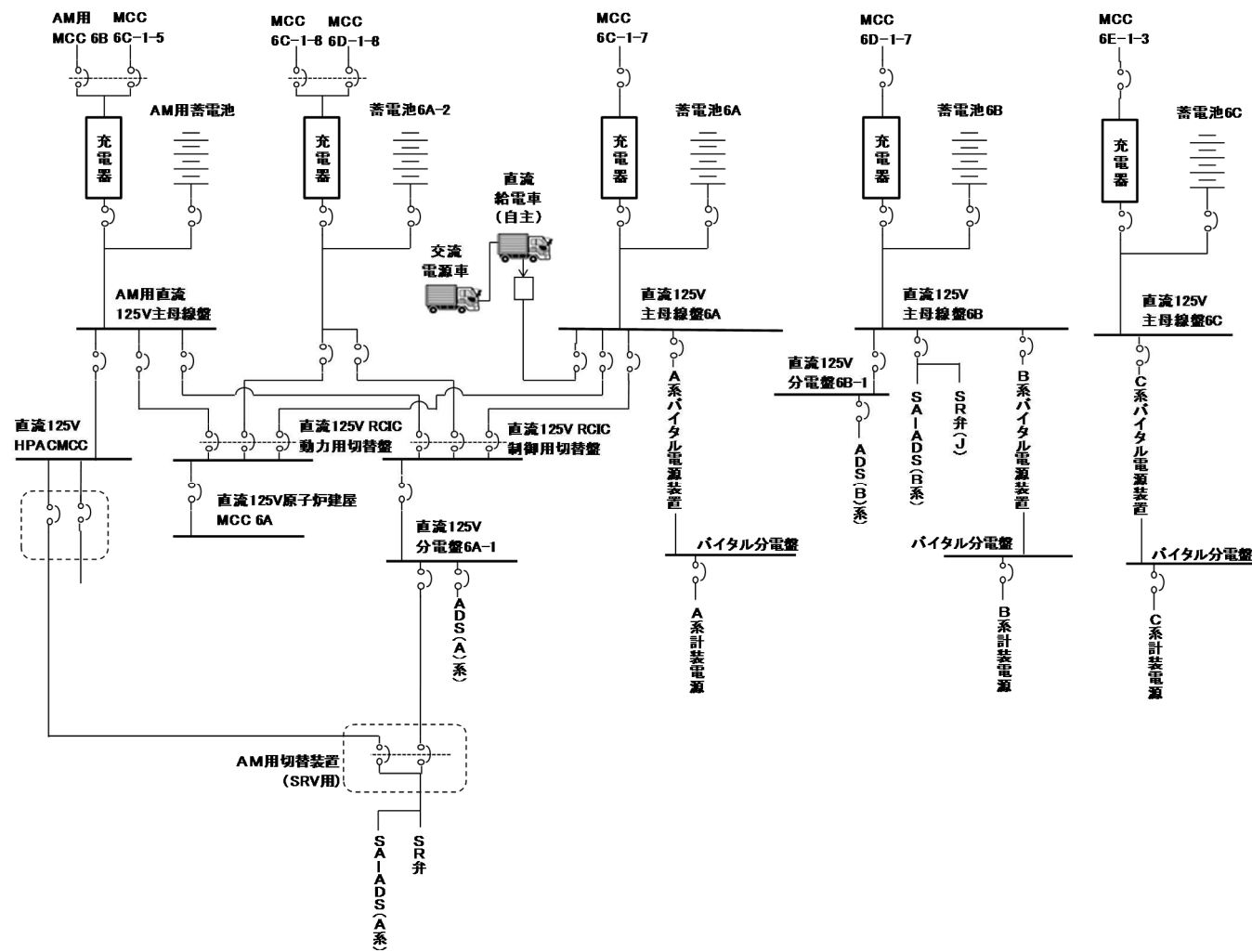


図3 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 直流電源)

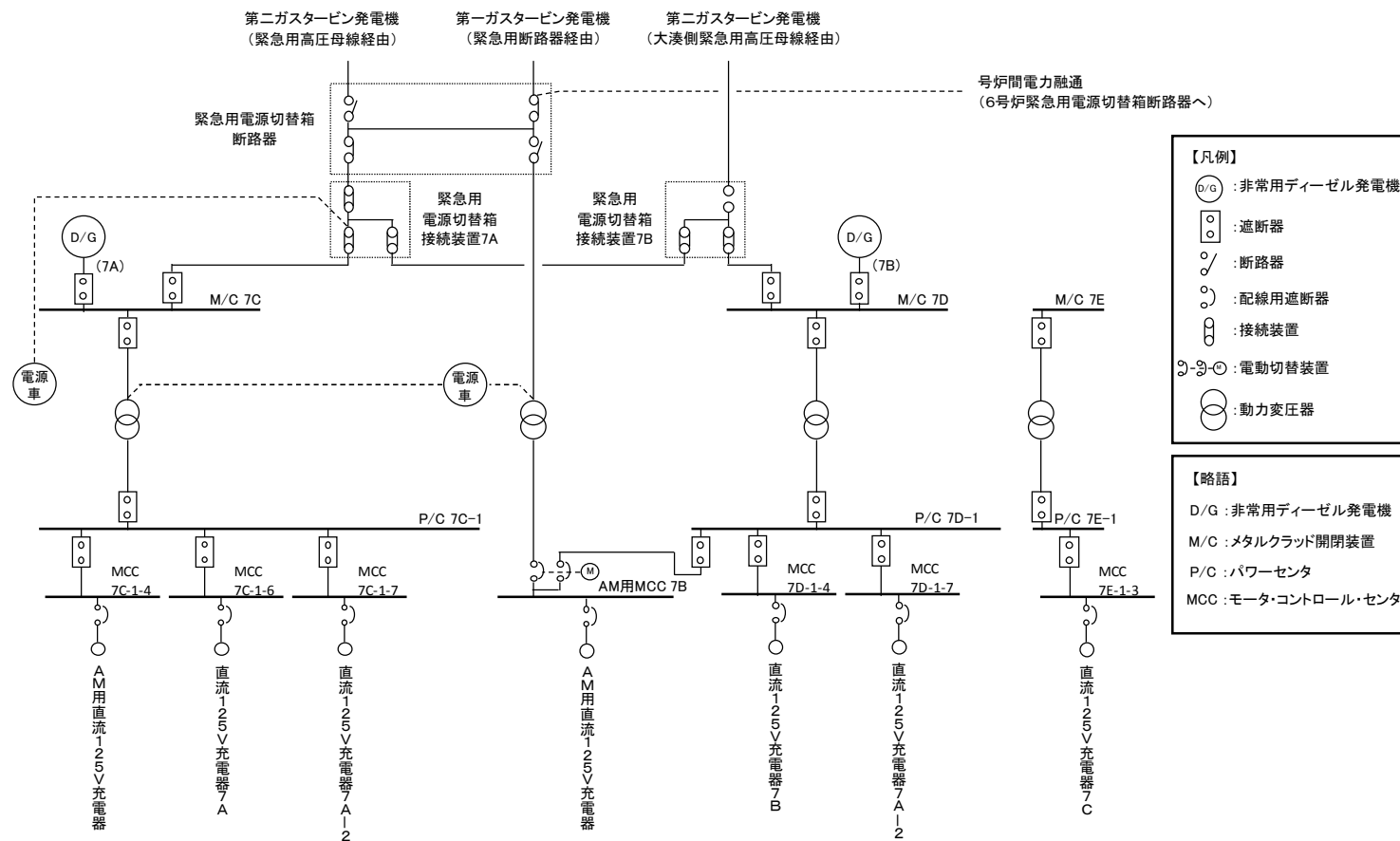


図4 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 交流電源)

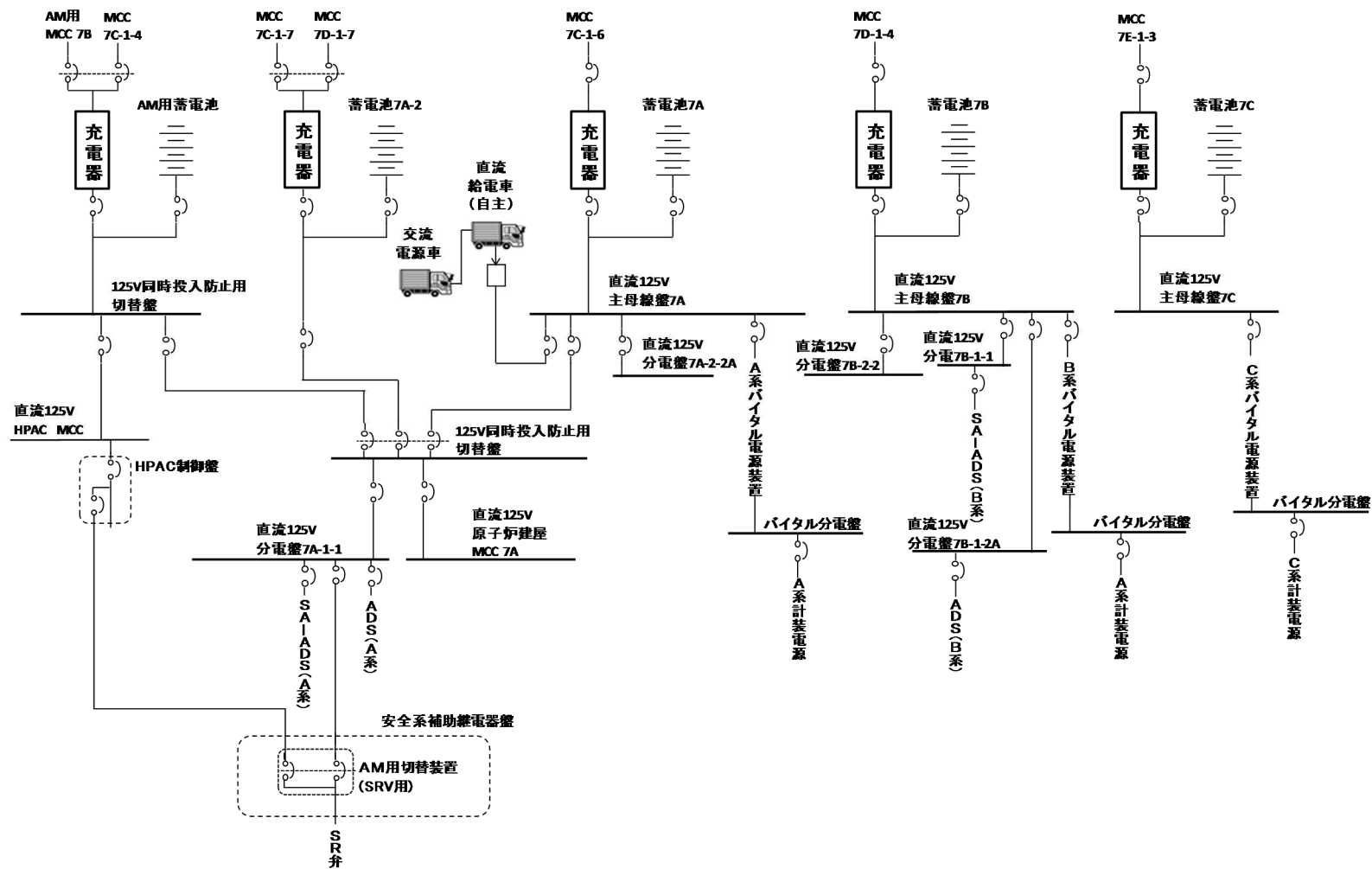


図5 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 直流電源)

重大事故対策の成立性

1. 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

a. 操作概要

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、常設代替直流電源設備により逃がし安全弁の駆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、原子炉の減圧を実施する。その後、常設代替直流電源設備の枯渇により逃がし安全弁の駆動電源喪失を防止するため、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源を継続的に供給する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 4 階, 地下 1 階(非管理区域)

原子炉建屋 地下 1 階(管理区域)

c. 必要要員数および操作時間

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放に必要な要員数(6名)、所要時間(35分)のうち、現場での系統構成、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)開放及び現場での減圧状況確認に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。また、常設代替直流電源設備の枯渇により逃がし安全弁の駆動電源喪失を防止するため、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の駆動に必要な直流電源を継続的に供給する。(可搬型直流電源設備に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。)

必要要員数 : 4名(現場運転員 4名)

所要時間目安: 35分(実績時間 : 28分)

d. 操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

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



系統構成



減圧確認(現場)

2. 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

a. 操作概要

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)の機能を回復させて逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を開放する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 4 階, 地下 1 階(非管理区域)

原子炉建屋 地下 1 階(管理区域)

c. 必要要員数および操作時間

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)開放に必要な要員数(6名)、所要時間(55分)のうち、現場での系統構成、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)開放及び現場での減圧状況確認に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4名(現場運転員 4名)

所要時間目安: 55分(実績時間: 44分)

d. 操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池接続においても、通常の端子操作であり、容易に接続が可能である。

操作に必要な資機材(逃がし安全弁用可搬型蓄電池, 仮設ケーブル)は原子炉減圧操作場所近傍に配備している。

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



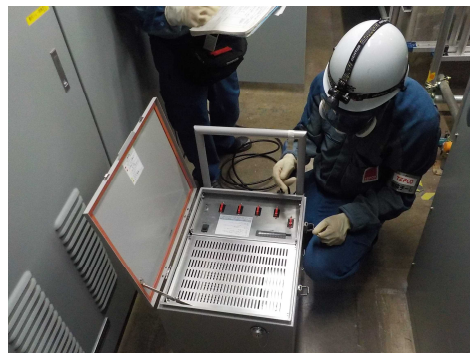
系統構成



減圧確認(現場)



逃がし安全弁用可搬型蓄電池運搬



逃がし安全弁用可搬型蓄電池接続

3. 代替逃が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

a. 操作概要

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、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)を開放する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下1階(非管理区域)
原子炉建屋 地上1階, 地下1階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

代替逃が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)開放に必要な要員数(6名)、所要時間(40分)のうち、現場での系統構成、減圧操作、減圧確認に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4名(現場運転員4名)
所要時間目安: 40分(実績時間: 38分)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備して作業を行う。

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

操作に必要な資機材(仮設ホース, ガスケット)は系統構成操作場所近傍に配備している。

連絡手段: 通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声

呼出電話設備)のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。



仮設ホース接続



仮設ホース

4. 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保

(1) 高圧窒素ガスポンベによる窒素ガス供給のためのライン切替え

a. 操作概要

高圧窒素ガス供給系ドライウェル入口圧力低警報が発生し、逃がし安全弁の駆動源を確保する必要がある場合において、電動弁の電源が確保できず中央制御室の操作スイッチにて窒素ガスの供給ラインを高圧窒素ガスポンベ側へ切り替えることができない場合、現場での弁の手動操作にて窒素ガスの供給ラインを切り替える。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 4 階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保に必要な要員数(4名)、所要時間(20分)のうち、高圧窒素ガスポンベによる供給のためのライン切替えに必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :2名(現場運転員2名)

所要時間目安:20分(実績時間:13分)

d. 操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

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

(2) 高圧窒素ガスボンベ(待機側)への切替え及び使用済み高圧窒素ガスボンベの交換

a. 操作概要

原子炉減圧操作中及び減圧完了後の逃がし安全弁開保持期間中に、逃がし安全弁作動用の高圧窒素ガス供給系(非常用)出口のボンベ圧力低警報が発生した場合、高圧窒素ガスボンベ(待機側)への切替えと使用済みボンベの交換を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 4 階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保に必要な要員数(4名)、所要時間(60分)のうち、高圧窒素ガスボンベ(待機側)への切替え、使用済み高圧窒素ガスボンベの交換操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :4名(現場運転員4名)

所要時間目安:60分(実績時間:59分)

d. 操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常のボンベ切替え・交換操作であり、容易に実施可能である。

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



窒素ガスポンベ交換



窒素ガスポンベ運搬

5. インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい停止操作(高圧炉心注水系の場合)

a. 操作概要

インターフェイスシステムLOCA発生時は、原子炉格納容器外への漏えいを停止するための破断箇所の隔離が必要となる。破断箇所の発見又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により原子炉を減圧し、原子炉建屋への原子炉冷却材漏えいを抑制する。その後は原子炉を冷温停止状態に移行させ、破断箇所の隔離操作を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上1階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

インターフェイスシステム LOCA 発生時の高圧炉心注水系からの漏えい停止操作に必要な要員数(6名)、所要時間(240分)のうち移動、保護具装着、原子炉建屋内隔離操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :4名(現場運転員4名)

所要時間目安:90分(実績時間:60分)

d. 操作の成立性について

作業環境:現場環境(温度・湿度・圧力)が改善された状態での操作であり、酸素呼吸器及び耐熱服を確実に装着することにより事故環境下においても作業可能である。

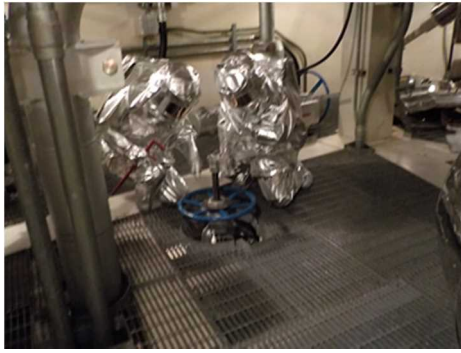
移動経路:バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

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



現場手動弁隔離操作
(保護具着用)



耐熱服



酸素呼吸器



保護具装着状態

インターフェイスシステム LOCA 時の概要図

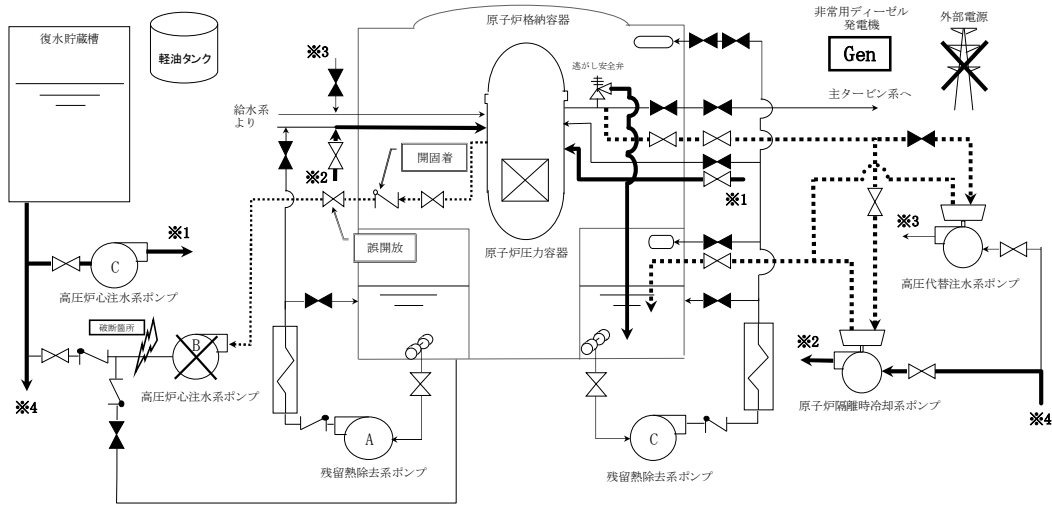


図 1 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)時の重大事故等対策の概要図(1/3) (原子炉急速減圧及び原子炉注水)

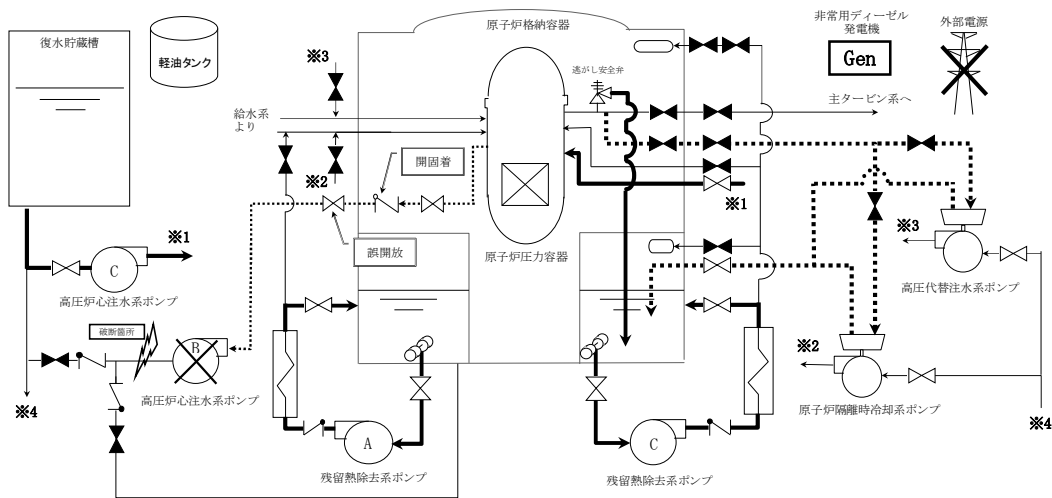


図 2 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)時の重大事故等対策の概要図(2/3) (原子炉注水及び原子炉格納容器除熱)

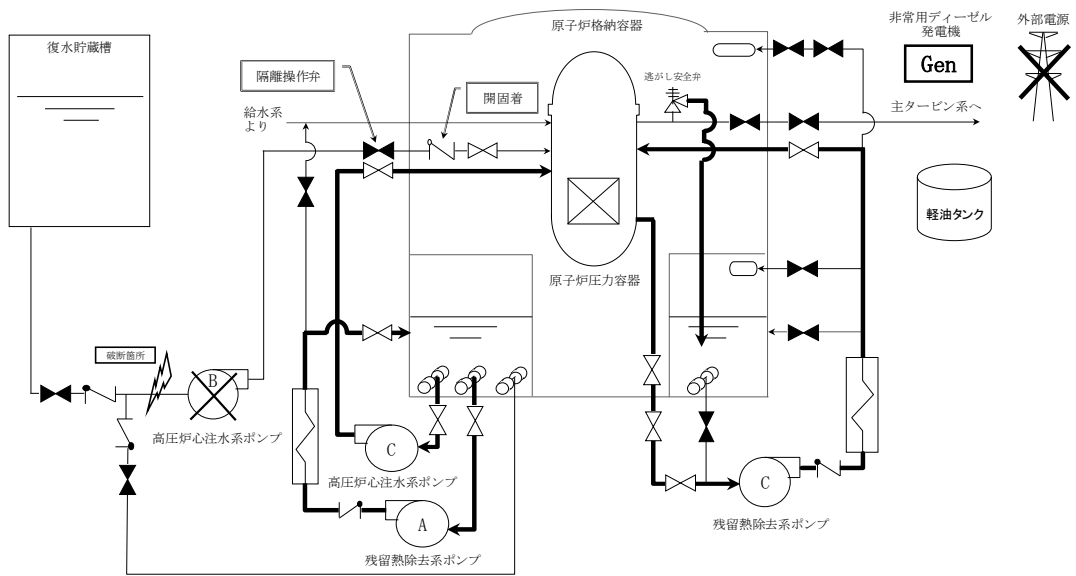


図 3 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)時の重大事故等対策の概要図(3/3) (原子炉注水, 原子炉格納容器除熱及び原子炉冷却)

インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について

インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、インターフェイスシステム LOCA が発生する可能性が最も高い高圧炉心注水系の吸込配管としている。ここでは、低圧設計部となっている配管及び弁、計装設備の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、各構造の実耐力を踏まえた評価を行い、破断面積の評価及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境への影響について評価する。

(1) インターフェイスシステム LOCA における破断面積の設定

高圧炉心注水系の電動弁開閉試験にて、原子炉注入逆止弁が故障により開固着し、原子炉注入電動弁が誤操作又は誤動作した場合、高圧炉心注水系の低圧設計のポンプ吸込配管の過圧を想定しても、その漏えい面積は 1cm^2 を超えることはない。

そこで、インターフェイスシステム LOCA における破断面積は、保守的な想定とはなるがフランジ部の漏えい面積として保守的に 10cm^2 を想定することとする。

(2) 現場の想定

・評価の想定と事故進展解析

ここでは、破断面積 10cm^2 のインターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境（原子炉建屋内）に着眼し評価を行った。評価条件を表 1 に示す。また、評価に使用する原子炉建屋のノード分割モデルを図 1 に示す。

事象進展解析（MAAP）の実施に際して主要な仮定を以下に示す。

前提条件：事象発生と同時に外部電源喪失し原子炉スクラム、
インターフェイスシステム LOCA 時破断面積 10cm^2 、
健全側高圧炉心注水系による注入

事象進展：弁誤開又はサーベイランス時における全開誤操作（連続開）
（この時内側テストブルチェックも同時に機能喪失（全開））

・状況判断の開始（弁の開閉状態確認，HPCF 室漏えい検出，ポンプ吐出圧力，エリアモニタ指示値上昇）

原子炉水位 L2 到達：原子炉隔離時冷却系の自動起動

事象発生約 15 分後：急速減圧

原子炉水位 L1.5 到達：高圧炉心注水系の自動起動

事象発生約 4 時間後：インターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離

・評価の結果

○温度・湿度・圧力の想定

主要なパラメータの時間変化を図 2 から図 4 に示す。

原子炉建屋内の温度は、事象発生直後は上昇するものの 15 分後に原子炉減圧した後は低下する。また、弁隔離操作のためにアクセスする弁室の温度も同様に、原子炉減圧操作後に低下した後、約 38℃程度で推移する。湿度については破断箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、原子炉減圧及び破断箇所隔離操作を実施することで、事象発生約 4 時間以降低下する傾向にある。圧力については破断直後に上昇するもののブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。

○冷却材漏えいによる影響

破断面積 10cm² のインターフェイスシステム LOCA に伴う原子炉建屋内への原子炉内及び復水貯蔵槽からの漏えい量は、原子炉圧力容器及び復水貯蔵槽からの流出量を考慮しても最大で約 200m³/h であり、高圧炉心注入ポンプ吸込弁または復水貯蔵槽側吸込弁の閉止や原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持することでさらに漏えい量を少なくすることができる。

破断した系統の区分と他区分の非常用炉心冷却系が機能喪失に至る約 2,000m³（浸水高さ約 3m）に到達するには 10 時間以上の十分な時間余裕がある。

○現場の線量率の想定について

・評価の想定

原子炉格納容器バウンダリが喪失することで、原子炉圧力容器から直接的に放射性物質が原子炉建屋原子炉区域内に放出される。

漏えいした冷却材中から気相へと移行される放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋から漏えいしないという条件で現場の線量率について評価した。

評価上考慮する核種は現行許認可と同じものを想定し（詳細は表 2, 3 参照）、全希ガス漏えい率（f 値）については、近年の運転実績データの最大値である 3.7×10⁸Bq/s を採用して評価する。なお、現行許認可ベースの f 値はこの値にさらに一桁余裕を見た 10 倍の値である。これに伴い、原子炉建屋内へ放出される放射性物質量は、許認可評価の MSLBA（主蒸気管破断事故）時に追加放出される放射性物質量の 1/10 となる。なお、冷却材中に存在する放射性物質量は、追加放出量の数%程度であり大きな影響はない。また、現場作業の被ばくにおいては、放射線防護具（酸素呼吸器等）を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とした。

・評価の方法

原子炉建屋内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{R/B}} \cdot E_{\gamma} \cdot \{1 - e^{-\mu \cdot R}\} \cdot 3600$$

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$

Q_{γ} : 原子炉区域内放射エネルギー (Bq: γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$V_{R/B}$: 原子炉区域内気相部容積 (86,000m³)

E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$)

R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)

V_{OF} : 評価対象エリア (原子炉建屋地上1階) の容積 (2,500m³)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$$

・評価の結果

評価結果を図5に示す。外部被ばくは最大でも約15mSv/h程度であり、時間減衰によってその線量率も低下するため、線量率の上昇が現場操作や期待している機器の機能維持を妨げることはない。

なお、事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部がブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるが、中央制御室換気空調系の換気口的位置はプルーフの広がりを取り込みにくい箇所であり、中央制御室内に放射性物質を大量に取り込むことはないと考えられる(図6)。さらに、これらの事故時には原子炉区域排気放射能高の信号により中央制御室換気空調系が非常時運転モード(循環運転)となるため、中操にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

(3) 現場の隔離操作

現場での高圧炉心注水隔離弁の隔離操作が必要となった場合、運転員は床漏えい検知器やサンプポンプの起動頻度増加などにより現場状態を把握するとともに、換気空調系による換気や破断からの蒸気の漏えいの低減(原子炉減圧や原子炉停止時冷却(実施可能な際において))等を行うことで現場環境の改善を行う。

現場の温度は3時間程度で約38℃程度まで低下することから、酸素呼吸器

及び耐熱服等の防護装備の着用を実施することで現場での隔離操作は実施可能である。

(4)まとめ

(2), (3)で示した評価結果より, 破断面積 10cm^2 のインターフェイスシステム LOCA 発生による現場の温度上昇は小さく (3 時間程度で約 38°C 程度), また, 現場線量率についても 15mSv/h 以下であることから現場操作の妨げとならず, また設備の機能も維持される。

したがって, 炉心損傷防止対策として期待している原子炉隔離時冷却系による炉心冷却, 残留熱除去系による原子炉格納容器除熱等の機能も維持可能である。

表1 破断面積 10cm² のインターフェイスシステム LOCA 時における温度・湿度・圧力の評価条件

項目	内容	根拠
外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから設定
漏えい箇所	高圧炉心注水 (B) ポンプ室	漏えいを想定した高圧炉心注水系の低圧設計部 (計装設備やフランジ部等) の設置場所
漏えい面積	高圧炉心冷却系配管 : 10cm ² (1.0×10 ⁻³ m ²)	圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に十分に余裕をとった値
事故シナリオ	原子炉水位 L2 到達時点で、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始	インターロック設定値
	事象発生 15 分後に手動減圧 (逃がし安全弁 8 個)	中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生 15 分後を設定
	水位回復後は崩壊熱除去相当の注水を実施し破断配管の高さにて水位制御	漏えい量低減のために実施する操作を想定
	サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転は急速減圧後に実施 (事象発生 20 分後)	減圧実施によるサプレッション・チェンバのプール水の温度上昇を抑えるための操作を想定
	事象発生約 4 時間後にインターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離	運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定
原子炉建屋への流出経路条件	原子炉格納容器及び原子炉建屋からの漏えいなし	保守的に考慮しない
評価コード	MAAP 4	—
原子炉建屋モデル	分割モデル	現実的な伝搬経路を想定
原子炉建屋壁からの放熱	考慮しない	保守的に考慮しない
原子炉スクラム	事象発生とともにスクラム	事象発生とともに外部電源喪失し、原子炉スクラムすることを想定
主蒸気隔離弁	原子炉水位 L1.5 にて自動閉	インターロック設定値
高圧炉心注水系の水源	復水貯蔵槽	高圧炉心注水系設計条件
復水貯蔵槽の水温	0~12 時間 : 50℃ 12~24 時間 : 45℃ 24 時間以降 : 40℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定
ブローアウトパネル開放圧力	3.4kPa [gage]	ブローアウトパネル設定値

表2 評価条件 (f 値, 追加放出量)

項目	評価ケース	現行許認可ベース (参考)
f 値	3.7×10 ⁸ Bq/s (現行許認可の 1/10)	3.7×10 ⁹ Bq/s
追加放出量 (Bq) (γ 線 0.5MeV 換算値)	2.28×10 ¹⁴	2.28×10 ¹⁵

表3 インターフェイスシステム LOCA 時の追加放出量

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d ⁻¹)	γ 線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—		—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.95	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.04	5.82E-02	0.02	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.25	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス 合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 +希ガス	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14

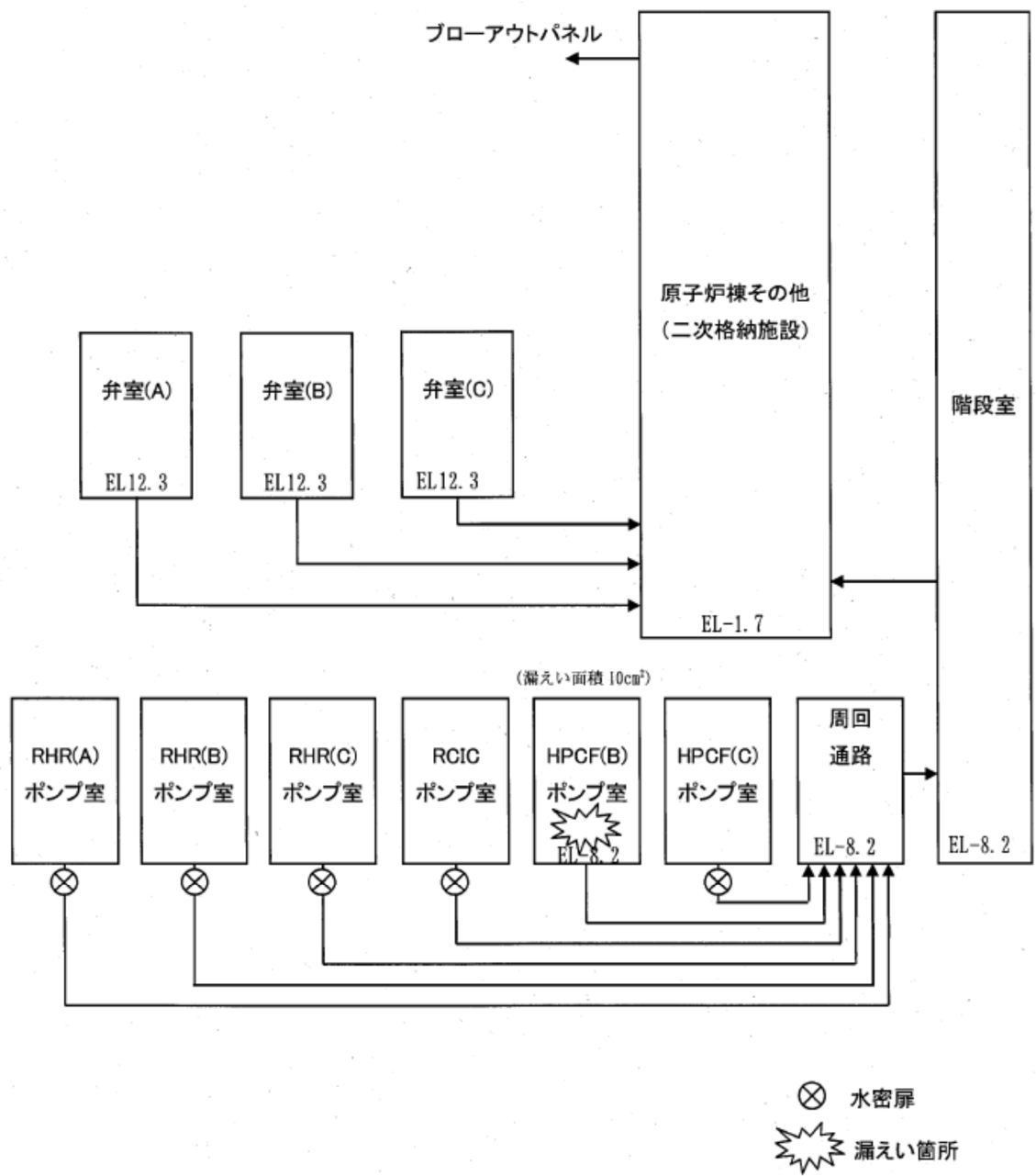


図1 インターフェイスシステムLOCAにおける原子炉建屋ノード分割モデル

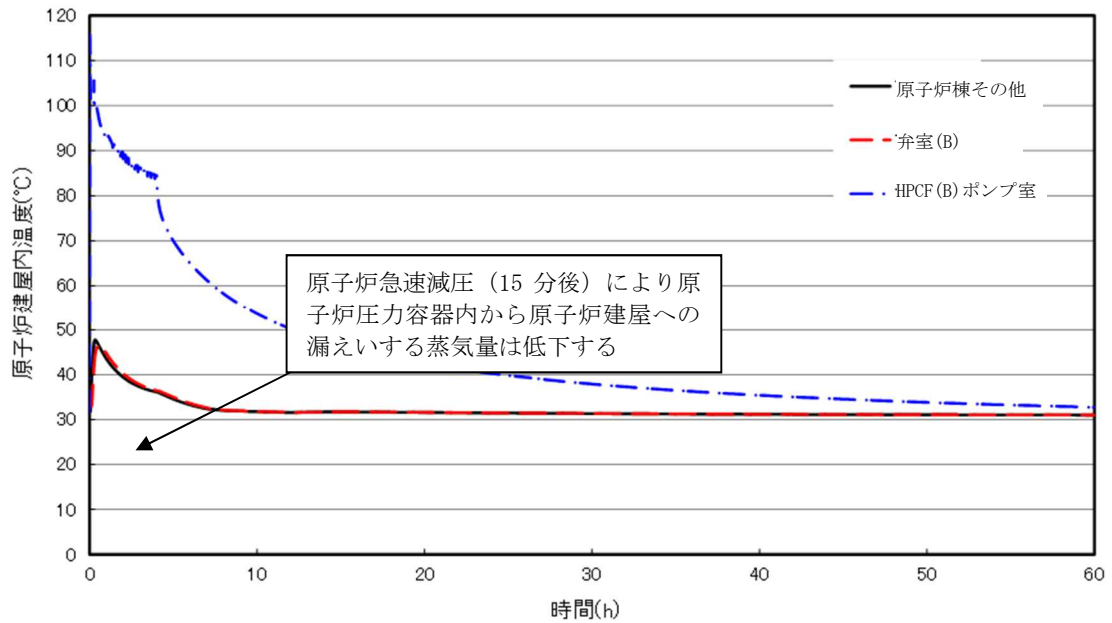


図 2 原子炉建屋内の温度の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

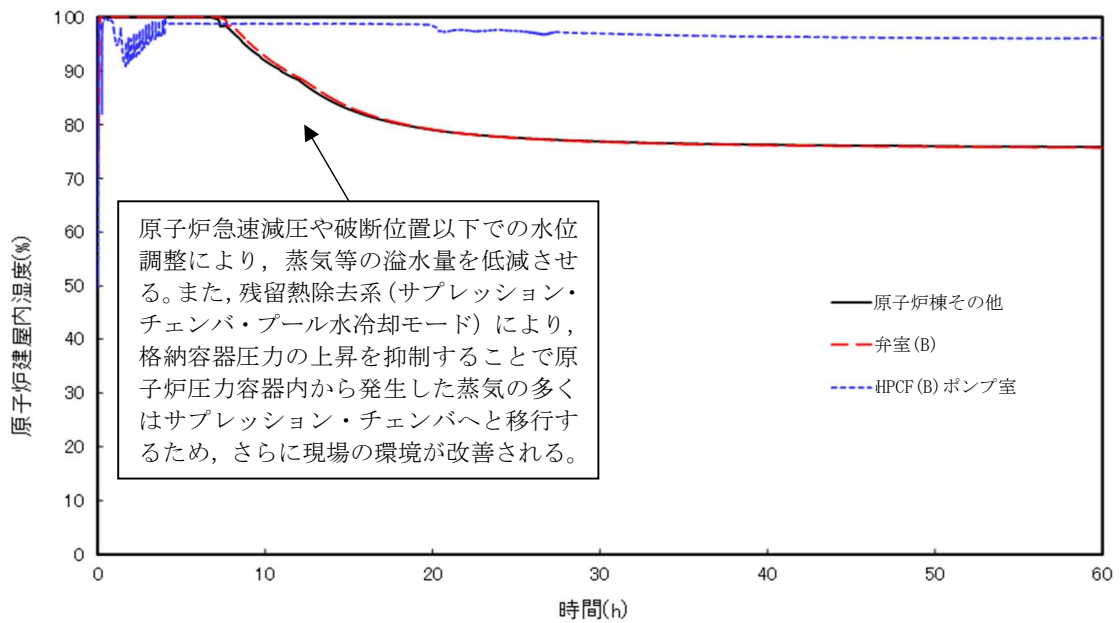


図 3 原子炉建屋内の湿度の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

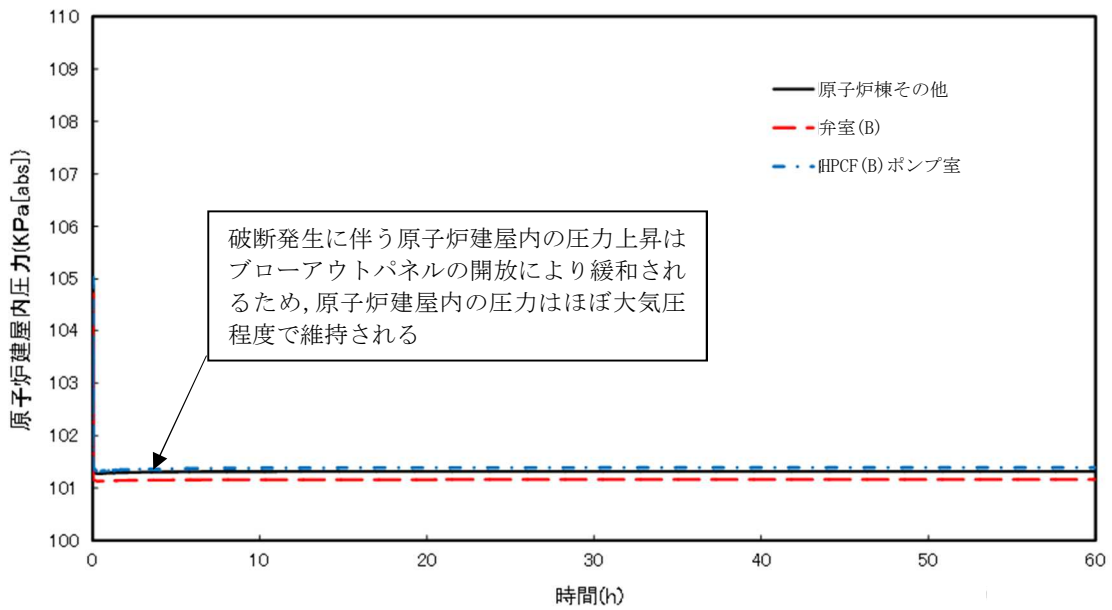


図 4 原子炉建屋内の圧力の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

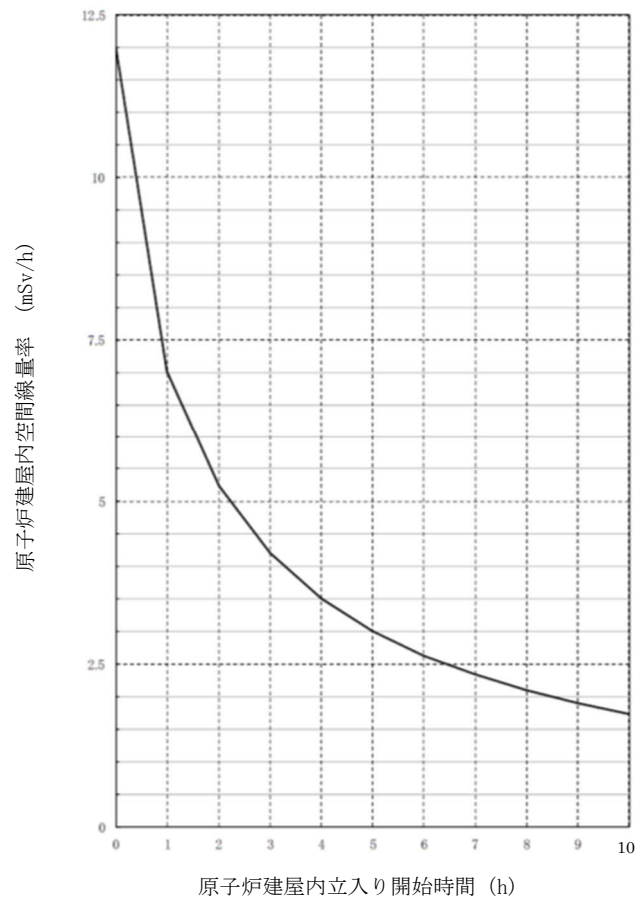
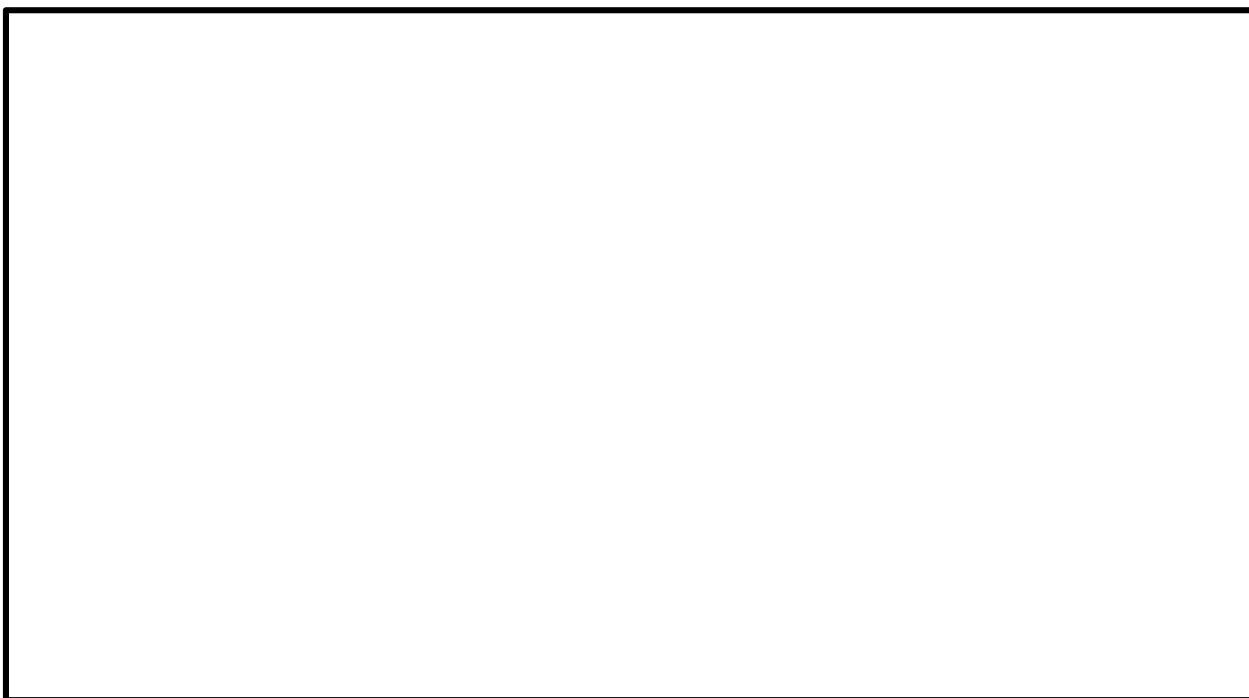


図 5 原子炉建屋内立入り開始時間と線量率の関係 (インターフェイスシステム LOCA)



(a) 平面図



(b) 断面図

図6 原子炉建屋／中央制御室の配置と換気口・ブローアウトパネルの位置関係（インターフェイスシステム LOCA）

インターフェイスシステム LOCA 発生時の検知手段について

(1) インターフェイスシステム LOCA 発生時の判断方法について

表 1 にインターフェイスシステム LOCA と原子炉格納容器内での LOCA が発生した場合のパラメータ比較を示す。インターフェイスシステム LOCA と原子炉格納容器内での LOCA は、どちらも原子炉冷却材の漏えい事象であるが、漏えい箇所が原子炉格納容器の内側か外側かという点で異なる。このため、原子炉圧力、原子炉水位といった原子炉冷却材一次バウンダリ内のパラメータは同様の挙動を示すが、エリアモニタや格納容器圧力といった原子炉格納容器内外のパラメータに相違が表れるので、容易にインターフェイスシステム LOCA と判別することができる。

表 1 インターフェイスシステム LOCA と原子炉格納容器内での LOCA 発生時のパラメータ比較

	各パラメータ	ISLOCA	原子炉格納容器内での LOCA
原子炉圧力容器 パラメータ	原子炉水位	変動※	変動※
	原子炉圧力	変動※	変動※
原子炉格納容器 パラメータ	格納容器圧力	変化なし	上昇
	格納容器温度	変化なし	上昇
	D/W サンプ液位	変化なし	上昇
原子炉格納容器外 パラメータ	高圧炉心注水系系統圧力	低下	変化なし
	原子炉建屋サンプポンプ運転回数	増加※	変化なし
	原子炉建屋放射線モニタ	上昇	変動なし

※漏えい量により変動しない場合がある

(2) インターフェイスシステム LOCA 発生時の漏えい場所(エリア)の特定方法について

インターフェイスシステム LOCA 発生時は，高圧炉心注水系は図 1 に示すとおり，各部屋が分離されており，床漏えい検出器及び火災報知器による漏えい場所(エリア)の特定が可能である。また，監視カメラの情報も漏えい場所(エリア)特定の参考とすることが可能である。

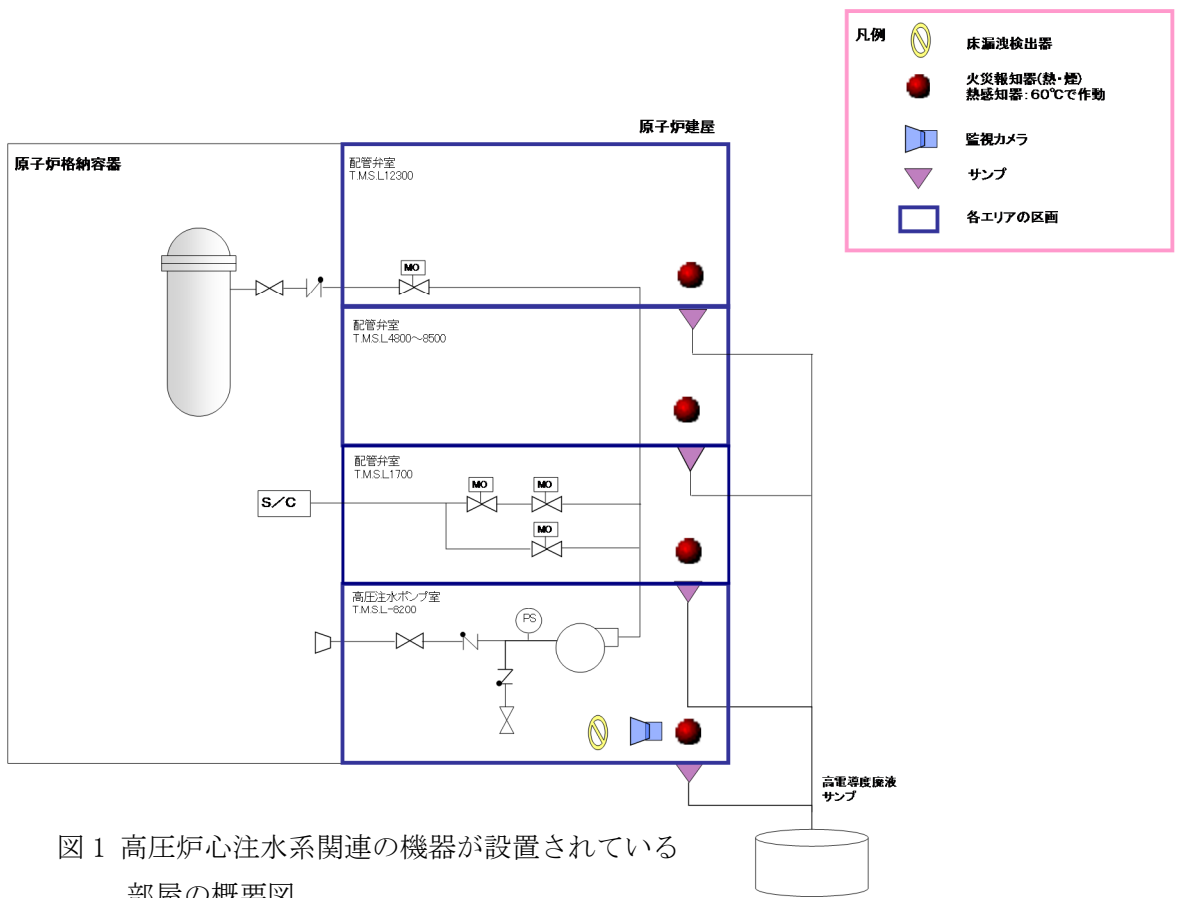


図 1 高圧炉心注水系関連の機器が設置されている部屋の概要図

低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系注水準備完了にて原子炉を急速減圧する条件及び理由について

原子炉を急速減圧する際は、低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台又は代替注水系 2 系による原子炉への注水準備完了を基本とするが、以下のケースにおいては原子炉への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系のみであっても原子炉の急速減圧操作を実施する。

なお、注水設備については、低圧代替注水系（常設）の場合、起動しているポンプの台数を基準としているが、代替注水系の場合、低圧代替注水系（常設）と比較して信頼性の点で劣ることから注水可能な系統数を基準としている。

(1) 原子炉水位が規定値に到達した場合

【判断基準】

高圧注水系の不調等により原子炉水位が規定値（レベル 1）まで低下した場合は、炉心損傷の防止又は著しい炉心損傷の抑制を目的として、原子炉への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系のみであっても急速減圧操作を実施する。

【理由】

有効性評価においては、給水系及び復水系の全喪失、並びに高圧及び低圧注水機能の喪失により原子炉水位が低下した場合において、原子炉水位が規定値（レベル 1）に到達した段階で急速減圧を実施しているが、急速減圧に先立ち、注水可能な設備として低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台が準備できた場合を想定している。

この場合、低圧代替注水系（常設）のポンプ 2 台で原子炉への注水を開始することにより、炉心損傷を防止できることが確認されている。

一方、急速減圧に先立ち、注水可能な設備として低圧代替注水系（常設）のポンプ 1 台のみが準備できた場合や低圧代替注水系（常設）以外の代替注水系の 1 系のみが準備できた場合において、原子炉水位が規定値（レベル 1）に到達した段階で急速減圧を実施した場合、炉心損傷の防止はできないが、著しい炉心損傷の抑制が期待できる。

特に原子炉停止からの経過時間が長くなるほど、崩壊熱が小さく、原子炉水位を維持するために必要となる注水量が少なくなることから、著しい炉心損傷の抑制効果は大きい。

(2) 原子炉格納容器パラメータが規定値に到達した場合

・ S/C 圧力制限に到達した場合

【判断基準】

S/C 圧力が設計限界圧力 (310kPa[gage]) に接近した場合は、原子炉への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系 (常設) のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系のみであっても急速減圧操作を実施する。

【理由】

LOCA 時においても、ブローダウン経路が健全であれば、原子炉エネルギー (蒸気) はベント管を介して直接 S/P へ放出され、そのエネルギーは S/P で凝縮されることにより S/C 圧力制限値 (180kPa[gage]) 以下に収まる設計であるが、真空破壊弁等にバイパスリークが生じている場合は、エネルギーが S/P で凝縮されずに格納容器内へ直接放出されるため、格納容器圧力が S/C 圧力制限値以上に上昇する。これにより格納容器圧力が上昇し、S/C 圧力が設計限界圧力 (310kPa[gage]) を超えた場合、格納容器が損傷するおそれがある。

したがって、急速減圧操作を実施することで、SRV を通してエネルギーを直接 S/P へ導き、S/P でそのエネルギーを凝縮させることにより、S/C 圧力の上昇を抑制する。

・ 格納容器空間部温度制限に到達した場合

【判断基準】

格納容器空間部温度が制限 (171℃) に接近した場合は、格納容器の損傷を防止することを目的として、原子炉への注水準備が完了している系統が低圧代替注水系 (常設) のポンプ 1 台又は代替注水系 1 系のみであっても急速減圧操作を実施する。

【理由】

LOCA が発生すると、原子炉エネルギー (高温水、蒸気) が原子炉圧力容器から格納容器内へ放出され、格納容器空間部温度が高温となる。格納容器空間部温度が高温となった場合、D/W スプレー操作等にて格納容器の減圧及び温度上昇の抑制を試みるが、それでもなお格納容器空間部温度が設計温度 (171℃) を超えた場合、格納容器が損傷するおそれがある。

したがって、急速減圧操作を実施することで、SRV を通して原子炉エネルギーを直接 S/P へ導き、S/P でそのエネルギーを凝縮させることにより、格納容器空間部温度の上昇を抑制するとともに、原子炉へ注水を促し、炉心の冷却を行う。

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順	(1)代替減圧	a. 手動による原子炉減圧	復水器が使用可能 復水器真空度がMSIV閉設定値(復水器器内圧力にて [])以下に維持可能な状態	
			タービンバイパス弁の開操作が可能 タービン制御油圧力が確立(主タービン高圧制御油圧力にて圧力低警報 [] 以上)している状態	
			復水器が使用不可能 MSIV開不能又はタービンバイパス弁が動作不能,又は復水器真空度がMSIV閉設定値(復水器器内圧力にて [])以下に維持不可能な状態	
			逃がし安全弁の開操作が可能 逃がし安全弁作動用窒素ガスが確保(高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力にて圧力低警報 [] 以上)され,かつ作動電磁弁が正常(電磁弁電源断警報なし)な状態	
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順	(1)常設直流電源系統喪失時の減圧	a. 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	逃がし安全弁(自動減圧機能なし)作動用の窒素ガスが確保されている場合 高圧窒素ガス供給系(非常用)出口のボンベ圧力が低警報設定値 [] 以上確保されている場合	
		b. 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	逃がし安全弁(自動減圧機能付き)作動用の窒素ガスが確保されている場合 高圧窒素ガス供給系(非常用)出口のボンベ圧力が低警報設定値 [] 以上確保されている場合	
		c. 代替逃が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	逃がし安全弁(自動減圧機能なし)作動用の窒素ガスが確保されている場合 SRV 緊急時強制操作用窒素ガスボンベ出口圧力が [] 以上確保されている場合	
	(2)逃がし安全弁作動窒素ガス喪失時の減圧	a. 高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保	高圧窒素ガス供給系ドライウエル入口圧力低警報が発生した場合 高圧窒素ガス供給系窒素ガスボンベ出口圧力低警報が発生した場合	高圧窒素ガス供給系ドライウエル入口圧力低警報 [] 以下が発生した場合 高圧窒素ガス供給系窒素ガスボンベ出口圧力低警報 [] 以下が発生した場合

操作手順の解釈一覧

手順	操作手順記載内容	解釈		
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順	(1)常設直流電源系統喪失時の減圧	a. 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	ATWS/RPT盤 原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となる	H11-P654 原子炉圧力容器内の圧力が0.34MPaに到達する
		高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁	P54-M0-F203	
		高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A),(B)	P54-M0-F012A, B	
		高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A),(B)供給弁	P54-M0-F003A, B	
		窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上	窒素ガスポンベ出口圧力指示値が [] 以上	
		b. 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	ATWS/RPT盤	H11-P654
			高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁	P54-M0-F203
			高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A),(B)	P54-M0-F012A, B
			高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A),(B)供給弁	P54-M0-F003A, B
			窒素ガスポンベ出口圧力指示値が規定値以上	窒素ガスポンベ出口圧力指示値が [] 以上
	c. 代替逃が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	ATWS/RPT盤	H11-P654	
		高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス供給弁後弁(A)	P54-F405A	
		高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第一隔離弁(A)	P54-407A	
		高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガスPCV第二隔離弁(A)	P54-F406A	
		高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス排気止め弁(A)	P54-F410A	
	(2)逃がし安全弁駆動窒素ガス喪失時の減圧	高圧窒素ガス供給系重大事故時用窒素ガス(A)供給弁	P54-F403A	
		原子炉圧力容器内の圧力が逃がし安全弁による減圧完了圧力となる	原子炉圧力容器内の圧力が0.34MPaに到達する	
		a. 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保	高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A),(B)供給弁	P54-M0-F003A, B
			高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A),(B)	P54-M0-F012A, B
			高圧窒素ガス供給系常用窒素ガス供給止め弁	P54-M0-F203
高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力指示値が規定値			高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力指示値が [] 以上	
高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報		高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報 [] 以下		
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順		(1)EOP「原子炉建屋制御」	逃がし安全弁及びタービンバイパス弁により急速減圧を行い	逃がし安全弁(～0.34MPaまでの原子炉減圧が可能)及びタービンバイパス弁(～0MPaまでの原子炉減圧が可能)により原子炉の急速減圧(～0MPa)を行い

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

< 目 次 >

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. 原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

ii. 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 原子炉停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

ii. 重大事故等対処設備

c. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水/海水）

(c) 消火系による原子炉注水

b. 重大事故等時の対応手段の選択

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水

- b. 重大事故等時の対応手段の選択
- (3) 溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順
 - a. 低圧代替注水
 - (a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
 - (b) 消火系による残存溶融炉心の冷却
 - (c) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水/海水）
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.4.2.2 原子炉停止中における対応手順
 - (1) フロントライン系故障時の対応手順
 - (2) サポート系故障時の対応手順
 - a. 復旧
 - (a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉除熱
 - b. 重大事故等時の対応手段の選択
- 1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順
 - (1) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水
 - (2) 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
- 1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

- 添付資料 1.4.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表
- 添付資料 1.4.2 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.4.3 重大事故対策の成立性
 - 1. 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
 - 2. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水(淡水/海水)
 - 3. 残留熱除去系(C)注入配管使用による原子炉注水
 - 4. 高圧炉心注水系(C)注入配管使用による原子炉注水
 - 5. 消火系による原子炉注水
 - 6. 残留熱除去系による原子炉除熱
- 添付資料 1.4.4 解釈一覧
 - 1. 判断基準の解釈一覧
 - 2. 操作手順の解釈一覧

1.4 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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能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、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却

a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。

(2) 復旧

a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉内低圧時における冷却機能である。

また、原子炉停止中において、原子炉を長期的に冷却するための設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉内の崩壊熱除去機能である。

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、原子炉を冷却する対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、原子炉を冷却し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の設計基準事故対処設備として残留熱除去系（低圧注水モード）を設置している。

原子炉停止中において、原子炉内の崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づけ重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下、「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（図 1.4.1）。

また、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

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

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下、「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十七条及び技術基準規則第六十二条（以下、「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる。

残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ

- ・ 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
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 原子炉補機冷却系
- ・ 非常用交流電源設備

なお、残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

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で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 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
- ・ 非常用交流電源設備

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系故障として、残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障を想定する。

さらに、炉心溶融後、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を表 1.4.1 に整理する。

a. 原子炉運転中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）が故

障等により原子炉の冷却ができない場合には、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により原子炉を冷却する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却

低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・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・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
- ・防火水槽
- ・淡水貯水池
- ・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
- ・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

- ・燃料補給設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、海水を使用する手段もある。

(iii) 消火系による原子炉の冷却

消火系による原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・消火系配管・弁
- ・復水補給水系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁・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・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・非常用交流電源設備
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

ii . 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、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、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース、MUWC接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽及び淡水貯水池は「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）として位置づける。非常用交流電源設備は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態での冷却機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。

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

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、原子炉を冷却する手段として有効である。

- ・残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ、高圧炉心注水系(B)及び(C)配管・弁・スパージャ^{※1}

当該配管を用いた注水手段は使用に制限（原子炉への注水流量が少ない、注水流量の監視ができない、現場での系統構成が必要）があるが、残留熱除去系(A)及び(B)配管から注水ができない場合において、原子炉を冷却する手段として有効である。

※1：高圧炉心注水系配管・弁・スパージャのうち、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・弁は重大事故等対処設備であるが、原子炉への注水ラインの配管・弁・スパージャは自主対策設備として位置づける。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により使用できない場合には、「1.4.1(2)a.(a) i. 低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（低圧注水モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。

また、原子炉停止後は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行し、長期的に原子炉を除熱する手段がある。残留熱除去系（原子

炉停止時冷却モード) については, 「1.4.1(2)b.(b) i. 復旧」にて整備する。

(i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (低圧注水モード) の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (低圧注水モード) の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 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
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 原子炉補機冷却系
- ・ 代替原子炉補機冷却系
- ・ 常設代替交流電源設備

なお, 残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず, 熱交換器は流路としてのみ用いるため, 配管に含むこととする。

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち, サプレッション・チェンバ, 原子炉圧力容器, 代替原子炉補機冷却系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。また, 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・スパージャ及び原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備 (設計基準拡張) として位置づける。

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

(添付資料1.4.1)

以上の重大事故等対処設備により, 残留熱除去系 (低圧注水モード) が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により使用できない場合においても, 残留熱除去系 (低圧注水モード) を復旧し, 原子炉を冷却することができる。

(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉压力容器内に溶融炉心が残存する場合には，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により残存溶融炉心を冷却する手段がある。

(i) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵槽
- ・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
- ・原子炉压力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(ii) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）
- ・防火水槽
- ・淡水貯水池
- ・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
- ・原子炉压力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却は、防火水槽又は淡水貯水池の淡水を使用する手段だけでなく、海水を使用する手段もある。

(iii) 消火系による残存溶融炉心の冷却

消火系による残存溶融炉心の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・消火系配管・弁
- ・復水補給水系配管・弁
- ・残留熱除去系配管・弁・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
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

ii . 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧代替注水で使用する設備のうち、復水移送ポンプ、復水貯蔵槽、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、原子炉圧力容器、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、ホース、MUWC接続口及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置づける。防火水槽及び淡水貯水池は「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）として位置づける。

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

(添付資料 1.4.1)

以上の重大事故等対処設備により、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合においても、残存溶融炉心を冷却することができる。

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

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク、消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが、復水移送ポンプ及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同等の機能（流量）を有することから、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

b. 原子炉停止中の対応手段及び設備

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i. 低圧代替注水

原子炉停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により原子炉の除熱ができない場合には、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び消火系により原子炉を冷却する手段がある。

これらの対応手段で使用する設備は、「1.4.1(2)a.(a)i.低圧代替注水」で選定した設備と同様である。

以上の設備により、原子炉停止中に残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等で冷却機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却することができる。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i. 復旧

原子炉停止中に設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系により使用できない場合には、「1.4.1(2)b.(a)i.低圧代替注水」の手段に加え、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧する手段がある。

常設代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を十分な期間、運転継続することが可能である。

(i) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 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
- ・ 代替原子炉補機冷却系
- ・ 常設代替交流電源設備

ii. 重大事故等対処設備

復旧で使用する設備のうち、原子炉圧力容器、代替原子炉補機冷却系及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置づける。また、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・スパージャ及び原子炉補機冷却系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

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

（添付資料1.4.1）

以上の重大事故等対処設備により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系の故障により使用できない場合においても、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、原子炉を除熱することができる。

c. 手順等

上記「a. 原子炉運転中の対応手段及び設備」及び「b. 原子炉停止中の対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下、「EOP」という。）、事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下、「SOP」という。）、AM設備別操作手順書及び多様なハザード対応手順に定める（表1.4.1）。

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整理する（表1.4.2、表1.4.3）。

（添付資料1.4.2）

1.4.2 重大事故等時の手順

1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

a. 低圧代替注水

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。

(a) 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水

i. 手順着手の判断基準

給水系、復水系及び非常用炉心冷却系により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、低圧代替注水系(常設)及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。

※1:設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵槽)が確保されている場合。

ii. 操作手順

低圧代替注水系(常設)による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.2及び図1.4.3に、概要図を図1.4.5に、タイムチャートを図1.4.6～10に示す。

(各注入配管使用の場合について、手順⑥⑧⑨以外は同様。)

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注

水系(常設)による原子炉注水の準備開始を指示する。

- ②中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車の負荷容量確認を依頼し、低圧代替注水系(常設)が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは、復水移送ポンプ(2台)の起動操作を実施し、復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥^a残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑥^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作を実施する。
- ⑥^c残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。
なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。
- ⑥^d高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑥^e高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。
なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。
- ⑦当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑧^a残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作

を実施する。

⑧^b残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁 (A) の全開操作を実施する。

⑧^c残留熱除去系 (C) 注入配管使用の場合

現場運転員C及びDは、残留熱除去系洗浄水弁 (C) の全開操作を実施する。

⑧^d高圧炉心注水系 (B) 注入配管使用の場合

現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁 (B) の全開操作を実施する。

⑧^e高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用の場合

現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁 (C) の全開操作を実施する。

⑨^a注水確認 残留熱除去系 (B) 注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系 (B) 注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。

※原子炉压力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、原子炉格納容器への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁 (B) の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B) を全開とし、格納容器スプレイを実施する。

⑨^b残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系 (A) 注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。

⑨^c残留熱除去系 (C)、高圧炉心注水系 (B) 又は高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。

- ⑩現場運転員C及びDは、復水移送ポンプの水源確保として復水移送ポンプ吸込ラインの切替え操作(復水補給水系常/非常用連絡1次、2次止め弁の開操作)を実施する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に復水貯蔵槽の補給を依頼する。

iii. 操作の成立性

残留熱除去系(B)及び残留熱除去系(A)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉注水開始までの所要時間は以下のとおり。

残留熱除去系(B)注入配管使用の場合:12分以内

残留熱除去系(A)注入配管使用の場合:12分以内

残留熱除去系(C)、高圧炉心注水系(B)及び高圧炉心注水系(C)の注入配管を使用した低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉注水開始までの所要時間は以下のとおり。

残留熱除去系(C)注入配管使用の場合:約40分

高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合:約25分

高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合:約30分

上記操作実施後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保操作を実施した場合、15分以内で可能である。

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

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

(添付資料1.4.3-1, 1.4.3-3, 1.4.3-4)

(b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)

i. 手順着手の判断基準

常設の原子炉注水設備、低圧代替注水系(常設)、消火系により原子炉注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル

3)以上に維持できない場合において、低圧代替注水系(可搬型)及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源(防火水槽又は淡水貯水池)が確保されている場合。

ii. 操作手順

低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.2及び図1.4.3に、概要図を図1.4.11に、タイムチャートを図1.4.12～16に示す。

(各注入配管使用の場合について、手順⑥⑦⑫以外は同様。)

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備のため、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続を依頼する。
- ③中央制御室運転員A及びBは、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤現場運転員C及びDは、MUWC接続口内側隔離弁(B)又はMUWC接続口内側隔離弁(A)のどちらかを選択し全開操作を実施する。(当該弁は遠隔手動弁操作設備のためリンク機構を取り外し、弁操作を行う。)
- ⑥^a残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(C)の全開操作を実施する。
なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは残留熱除去系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。
- ⑥^b高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑥^c高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、高圧炉心注水系注入弁(C)の全開操作を実施する。

なお、電源が確保できない場合、現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系注入弁(C)の現場での手動全開操作を実施する。

⑦^a残留熱除去系(B)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。

⑦^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(A)の全開操作及び原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。

⑦^c残留熱除去系(C)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員C及びDは残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。

⑦^d高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員C及びDは高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。

⑦^e高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、現場運転員C及びDは高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。

⑧緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配備及びホース接続を行い、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水準備完了について緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長へ報告する。

⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、運転員の選択した送水ラインからの低圧代替注水系(可搬型)による送水開始を緊急時対策本部へ依頼する。

⑩当直副長は、中央制御室運転員に低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の確認を指示する。

⑪緊急時対策要員は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)起動後、運転員の選択した送水ラインから送水するため、MUWC接続口外側隔離弁1(B)、2(B)又はMUWC接続口外側隔離弁1(A)、2(A)のどちらかを全開に実施し、送水開始について緊急時対策本部へ報告する。また、緊急時対策本部は当直長へ報告する。

⑫^a注水確認 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。

※原子炉压力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、原子炉格納容器への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁(B)の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開とし、格納容器スプレイを実施する。

⑫^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。

⑫^c残留熱除去系(C)、高压炉心注水系(B)又は高压炉心注水系(C)注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。

⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

iii. 操作の成立性

防火水槽を水源とした低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水開始まで残留熱除去系(A)(B)(C)又は高压炉心注水系(B)(C)のいずれの注入配管を使用した場合においても約95分で可能である。

また、淡水貯水池を水源とした低压代替注水系(可搬型)による原子炉注水操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施

した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水開始まで残留熱除去系(A)(B)(C)又は高圧炉心注水系(B)(C)のいずれの注入配管を使用した場合においても約120分で可能である。

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

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

(添付資料1.4.3-2, 1.4.3-3, 1.4.3-4)

(c) 消火系による原子炉注水

i. 手順着手の判断基準

常設の原子炉注水設備、低圧代替注水系(常設)により原子炉注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合において、消火系及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1:設備に異常がなく、燃料及び水源(ろ過水タンク)が確保されている場合。

ii. 操作手順

消火系による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを図1.4.2及び図1.4.3に、概要図を図1.4.17に、タイムチャートを図1.4.18～22に示す。

(各注入配管使用の場合について、手順③⑦⑪⑫以外は同様。)

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に消火系による原子炉注水準備のため、ディーゼル駆動消火ポンプの起動を依頼する。
- ③^a受電操作 残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
現場運転員C及びDは、消火系による原子炉注水に必要な電動弁の

電源の受電操作を実施する。

- ③^b残留熱除去系 (C), 高圧炉心注水系 (B) 又は高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用の場合
現場運転員E及びFは, 消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源の受電操作を実施する。
- ④中央制御室運転員A及びBは, 消火系による原子炉注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは, 復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全開操作を実施する。
- ⑥中央制御室運転員A及びBは, 消火系による原子炉注水の系統構成として, 復水補給水系消火系第1, 第2連絡弁の全開操作を実施する。
- ⑦^a残留熱除去系 (B) 注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは, 残留熱除去系注入弁 (B) の全開操作を実施する。
- ⑦^b残留熱除去系 (A) 注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは, 残留熱除去系注入弁 (A) の全開操作を実施する。
- ⑦^c残留熱除去系 (C) 注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは, 残留熱除去系注入弁 (C) の全開操作を実施する。
なお, 電源が確保できない場合, 現場運転員C及びDは, 残留熱除去系注入弁 (C) の現場での手動全開操作実施する。
- ⑦^d高圧炉心注水系 (B) 注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは, 高圧炉心注水系注入弁 (B) の全開操作を実施する。
- ⑦^e高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは, 高圧炉心注水系注入弁 (C) の全開操作を実施する。
なお, 電源が確保できない場合, 現場運転員C及びDは, 高圧炉心注水系注入弁 (C) の現場での手動全開操作を実施する。
- ⑧緊急時対策要員は, ディーゼル駆動消火ポンプの起動完了を緊急時対策本部へ報告する。また, 緊急時対策本部は当直長へ報告する。
- ⑨当直長は, 当直副長からの依頼に基づき, 消火系による原子炉注

水開始を緊急時対策本部へ報告する。

- ⑩当直副長は、原子炉压力容器内の圧力がディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、運転員に消火系による原子炉注水の開始を指示する。
- ⑪^a残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑪^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系洗浄水弁(A)の全開操作を実施する。
- ⑪^c残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
現場運転員C及びDは、残留熱除去系洗浄水弁(C)の全開操作を実施する。
- ⑪^d高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合
現場運転員C及びDは高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑪^e高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
現場運転員C及びDは、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)の全開操作を実施する。
- ⑫^a注水確認 残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。
※原子炉压力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、原子炉格納容器への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁(B)の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開とし、格納容器スプレイを実施する。
- ⑫^b残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。

⑫[○]残留熱除去系(C)， 高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C) 注入配管使用の場合

中央制御室運転員A及びBは， 原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し， 当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。

⑬当直長は， 当直副長からの依頼に基づき， 消火系による原子炉注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

iii. 操作の成立性

作業開始を判断してから， 消火系による原子炉注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

残留熱除去系(A)又は残留熱除去系(B) 注入配管使用

- ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)，
現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて所要時間を約30分

残留熱除去系(C) 注入配管使用

- ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)，
現場運転員4名及び緊急時対策要員2名にて所要時間を約40分

高圧炉心注水系(B)又は高圧炉心注水系(C) 注入配管使用

- ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)，
現場運転員4名及び緊急時対策要員2名にて所要時間を約30分
円滑に作業できるように， 移動経路を確保し， 放射線防護具， 照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.4.3-3, 1.4.3-4, 1.4.3-5)

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1.4.29に示す。

代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合， 復水貯蔵槽水源が使用可能であれば低圧代替注水系(常設)により原子炉を冷却する。復水貯蔵槽水源が使用できない場合， 消火系又は低圧代替注水系(可搬型)により原子炉を冷却する。

交流動力電源が確保できない場合， 現場の手動操作により系統構成を実施し， 消火系又は低圧代替注水系(可搬型)により原子炉を冷却する。

なお， 消火系による原子炉の冷却は， 発電所構内(大湊側)で重大事故等

へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、中央制御室からの操作が可能であって、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：残留熱除去系(B)注入配管(中央制御室からの操作が可能)

優先②：残留熱除去系(A)注入配管(中央制御室からの操作が可能)

優先③：残留熱除去系(C)注入配管

優先④：高圧炉心注水系(B)注入配管

優先⑤：高圧炉心注水系(C)注入配管

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水

全交流動力電源の喪失により常設の原子炉注水設備による注水機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(低圧注水モード)にて原子炉への注水を実施する。

i. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系(低圧注水モード)が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。

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

ii. 操作手順

残留熱除去系(B)(低圧注水モード)による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系(A)(低圧注水モード)による原子炉注水手順も同様)概要図を図1.4.23に、タイムチャートを図1.4.24に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に残留熱除去系(B)(低圧注水モード)による原子炉注水の準備開始を指示する。

- ②中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B) (低圧注水モード)の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていること、並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。
 - ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B) (低圧注水モード)が使用可能か確認する。
 - ④中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認後、当直副長に残留熱除去系(B) (低圧注水モード)による原子炉注水の準備完了を報告する。
 - ⑤当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員A及びBに、残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の開始を指示する。
 - ⑥中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系注入弁(B)を全開として原子炉への注水を開始する。
 - ⑦中央制御室運転員A及びBは、原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系(B)系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。
- ※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間、原子炉格納容器への格納容器スプレイを実施する場合は、残留熱除去系注入弁(B)の全閉操作を実施後、残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)、残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)を全開とし、格納容器スプレイを実施する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水開始まで15分以内で可能である。

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

る。

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1.4.29に示す。

外部電源、常設代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系(低压注水モード)により原子炉を冷却する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系(低压注水モード)により原子炉を冷却するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、低压代替注水系(常設)等による原子炉の冷却を並行して実施する。

原子炉停止後は、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)により原子炉を除熱する。

(3) 熔融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応手順

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、熔融炉心が原子炉压力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下した場合、格納容器下部注水系により原子炉格納容器下部へ注水することで落下した熔融炉心を冷却するが、原子炉压力容器内に熔融炉心が残存した場合は、低压代替注水により原子炉压力容器へ注水することで残存熔融炉心を冷却し、原子炉压力容器から原子炉格納容器への放熱量を抑制する。

a. 低压代替注水

(a) 低压代替注水系(常設)による残存熔融炉心の冷却

i. 手順着手の判断基準

原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化^{※1}により原子炉压力容器の破損を判断した場合において、低压代替注水系(常設)による原子炉压力容器への注水が可能^{※2}。

※1:「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h, 35~70 m³/h)が確保され、更に低压代替注水系(常設)により原子炉压力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確

保できる場合。

なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

ii. 操作手順

低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.1(1)a.(a)低圧代替注水系(常設)による原子炉注水」の操作手順のうち、残留熱除去系(B)注入配管及び残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。

なお、手順の対応フローを図1.4.4に示す。また、概要図は図1.4.5、タイムチャートは図1.4.6及び図1.4.7と同様である。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(常設)による原子炉注水開始までの所要時間は以下のとおり。

残留熱除去系(B)注入配管使用:12分以内

残留熱除去系(A)注入配管使用:12分以内

その後、現場運転員2名にて復水移送ポンプの水源確保を実施した場合、15分以内で可能である。

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

(添付資料1.4.3-1)

(b) 消火系による残存溶融炉心の冷却

i. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)が使用できず、消火系による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{*2}。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器スプレイ及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h, 35~70 m³/h)が確保され、更に消火系により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。た

だし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

ii. 操作手順

消火系による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.1(1)a.(c)消火系による原子炉注水」の操作手順のうち、残留熱除去系(B)注入配管及び残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様である。

なお、手順の対応フローを図1.4.4に示す。また、概要図は図1.4.17、タイムチャートは図1.4.18及び図1.4.19と同様である。

iii. 操作の成立性

作業開始を判断してから、消火系による原子炉注水開始までの必要な要員及び所要時間は以下のとおり。

残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用

- ・1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）、現場運転員2名及び緊急時対策要員2名にて所要時間を約30分
- 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料1.4.3-5)

(c) 低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)

i. 手順着手の判断基準

原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化^{*1}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合において、低圧代替注水系(常設)及び消火系が使用できず、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水が可能な場合^{*2}。

※1:「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、格納容器内圧力指示値の上昇、ドライウェル雰囲気温度指示値の上昇により確認する。

※2:原子炉格納容器スプレー及び原子炉格納容器下部への注水に必要な流量(140m³/h, 35~70 m³/h)が確保され、更に低圧代替注水系(可搬型)により原子炉圧力容器への注水に必要な流量(30m³/h)が確保できる場合。

なお、十分な注水流量が確保できない場合には溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する。

ii. 操作手順

低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却については、「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水」の操作手順のうち、残留熱除去系(B)注入配管及び残留熱除去系(A)注入配管を使用した手順と同様。

なお、手順の対応フローを図1.4.4に示す。また、概要図は図1.4.11、タイムチャートは図1.4.12及び図1.4.13と同様である。

iii. 操作の成立性

防火水槽を水源とした低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水開始まで残留熱除去系(A)又は残留熱除去系(B)のいずれの注入配管を使用した場合においても約95分で可能である。

また、淡水貯水池を水源とした低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)、現場運転員2名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水開始まで残留熱除去系(A)又は残留熱除去系(B)のいずれの注入配管を使用した場合においても約120分で可能である。

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

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

(添付資料1.4.3-2)

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1.4.29に示す。

代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合、復水貯蔵槽水源が使用可能であれば低圧代替注水系(常設)により残存溶融炉心を冷却する。復水貯蔵槽水源が使用できない場合、消火系又は低圧代替注水系(可搬型)により残存溶融炉心を冷却する。

なお、消火系による原子炉の冷却は、発電所構内(大湊側)で重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していないことが確認できた場合に実施する。

低圧代替注水を実施する際の注入配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。優先順位は以下のとおり。

優先①：残留熱除去系(B)注入配管

優先②：残留熱除去系(A)注入配管

1.4.2.2 原子炉停止中における対応手順

(1) フロントライン系故障時の対応手順

原子炉停止中に低圧注水系が機能喪失した場合の対応手順については、「1.4.2.1(1)a.(a)低圧代替注水系(常設)による原子炉注水」、
「1.4.2.1(1)a.(b)低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)」
及び「1.4.2.1(1)a.(c)消火系による原子炉注水」の対応手順と同様である。

(2) サポート系故障時の対応手順

a. 復旧

(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉除熱

全交流動力電源の喪失により残留熱除去系による崩壊熱除去機能の喪失が起きた場合、常設代替交流電源設備により残留熱除去系の電源を復旧し、原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)にて原子炉の除熱を実施する。

i. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、常設代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)が使用可能な状態^{※1}に復旧された場合。

※1:設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の

状態。

ii. 操作手順

残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。(残留熱除去系(A)(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱手順も同様)概要図を図1.4.25に、タイムチャートを図1.4.26に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていること、原子炉水位指示値が原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持されていること、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へ第一ガスタービン発電機又は第二ガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱の系統構成として、残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁(B)、残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)を全閉、残留熱除去系停止時冷却内側、外側隔離弁(B)、残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)、残留熱除去系注入弁(B)の全開操作を実施する。
- ⑤現場運転員C及びDは、残留熱除去系封水ポンプ(B)吸込弁、残留熱除去系封水ポンプ(B)吐出弁、残留熱除去系封水ポンプ(B)最小流量吐出弁の全閉操作を実施する。
- ⑥現場運転員E及びFは、残留熱除去系封水ポンプ(B)及び残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)のMCC電源「切」操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)運転の準備完了を当直副長へ報告する。
- ⑧当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系(B)(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱の開始を指示する。
- ⑨中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプ(B)の起動操作を

実施し、残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力が上昇したことを残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力にて確認後、残留熱除去系熱交換器出口弁(B)を調整開し原子炉の除熱を開始する。

- ⑩中央制御室運転員A及びBは、原子炉の除熱が開始されたことを残留熱除去系(B)系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系(B)熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。

iii. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）及び現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱開始まで20分以内で可能である。

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

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

(添付資料1.4.3-6)

b. 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを図1.4.29に示す。

外部電源、常設代替交流電源設備等により交流動力電源が確保できた場合、原子炉補機冷却系の運転が可能であれば残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)により原子炉を除熱する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合、代替原子炉補機冷却系を設置し、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)により原子炉を除熱するが、代替原子炉補機冷却系の設置に時間を要することから、低圧代替注水系(常設)等による原子炉の冷却を並行して実施する。

1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水

残留熱除去系が健全な場合は、自動起動（原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高）による作動、又は中央制御室からの手動操作によ

り残留熱除去系(低圧注水モード)を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水を実施する。

a. 手順着手の判断基準

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

b. 操作手順

残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水手順の概要は以下のとおり。概要図を図 1.4.27 に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員A及びBは，中央制御室からの手動起動操作，又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）又はドライウェル圧力高）により残留熱除去系ポンプが起動し，残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上となったことを確認後，当直副長に残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の準備完了を報告する。
- ③当直副長は，原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったことを確認後，中央制御室運転員に残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水の開始を指示する。
- ④中央制御室運転員A及びBは，中央制御室からの手動操作，又は自動起動信号（原子炉水位低（レベル1）及び原子炉圧力低，又はドライウェル圧力高及び原子炉圧力低）により残留熱除去系注入弁が全開となったことを確認する。
- ⑤中央制御室運転員A及びBは，原子炉への注水が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し，当直副長に報告するとともに原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。

※原子炉圧力容器内の水位が維持され原子炉注水が不要となる間，原子炉格納容器への格納容器スプレイを実施する場合は，残留熱除去系注入弁の全閉操作を実施後，残留熱除去系格納容器冷却流

量調節弁，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁を全開とし，格納容器スプレーを実施する。

c. 操作の成立性

上記の操作は，1ユニット当たり中央制御室運転員2名（操作者及び確認者）にて操作を実施する。操作スイッチによる中央制御室からの遠隔操作であるため，速やかに対応できる。

(2) 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

残留熱除去系が健全な場合は，中央制御室からの手動操作により残留熱除去系(原子炉停止時モード)を起動し，原子炉の除熱を実施する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され，かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。

b. 操作手順

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手順の概要は以下のとおり。概要図を図 1.4.28 に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員に残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A 及び B は，原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持されていること，原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下であることを確認する。
- ③中央制御室運転員 A 及び B は，残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱の系統構成として，残留熱除去系ポンプ S/P 水吸込隔離弁，残留熱除去系最小流量バイパス弁を全閉、残留熱除去系停止時冷却内側，外側隔離弁，残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁，残留熱除去系注入弁の全開操作を実施する。
- ④現場運転員 C 及び D は，残留熱除去系封水ポンプ吸込弁，残留熱除去系封水ポンプ吐出弁，残留熱除去系封水ポンプ最小流量吐出弁の全閉操作を実施する。
- ⑤現場運転員 E 及び F は，残留熱除去系封水ポンプ及び残留熱除去系最小流量バイパス弁の MCC 電源「切」操作を実施する。

- ⑥中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転の準備完了を当直副長へ報告する。
- ⑦当直副長は、中央制御室運転員に残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱の開始を指示する。
- ⑧中央制御室運転員A及びBは、残留熱除去系ポンプの起動操作を実施し、残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が上昇したことを確認後、残留熱除去系熱交換器出口弁を調整開し原子炉の除熱を開始する。
- ⑨中央制御室運転員A及びBは、原子炉の除熱が開始されたことを残留熱除去系系統流量指示値の上昇及び残留熱除去系熱交換器入口温度指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、1ユニット当たり中央制御室運転員2名(操作者及び確認者)及び現場運転員4名にて操作を実施した場合、操作開始を判断してから残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉除熱開始まで20分以内で可能である。

(添付資料1.4.3-6)

1.4.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系への代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

復水貯蔵槽, 防火水槽及びろ過水タンクへの水の補給手順並びに水源から接続口までの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による送水手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

復水移送ポンプ, 残留熱除去系ポンプ, 電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに第一ガスタービン発電機, 第二ガスタービン発電機, 電源車, ディーゼル駆動消火ポンプ, 可搬型代替注水ポンプへの燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 1.4.1 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
 対応手段, 対処設備, 手順書一覧 (1/8)
 (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	手順書	
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉の冷却	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 ※6 給水系配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系 ※3 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉の除熱	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 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等
			原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	

※1:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要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)

※6:残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず, 熱交換器は流路としてのみ用いるため, 配管に含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧(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応設備	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード)	低圧代替注水系(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	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備 (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 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」※1
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備 (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】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧(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応設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系(低圧注水モード)	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 事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」

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

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4: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】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧(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応設備	対応手段	対応設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	常設代替交流電源設備による残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧	サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 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 対応設備 重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)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 ージャ ※6 給水系配管・弁・スパー ージャ 原子炉補機冷却系 ※3		

※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)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧(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応設備	対応手段	対応設備	手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	—	低圧代替注水系(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	重大事故等対応設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作手順書 「MUWC(RPV破損後のRPV代替注水)」
		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	重大事故等対応設備 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」※1
		自主対策設備	防火水槽 ※1, ※5 淡水貯水池 ※1, ※5	
		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 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」等 AM設備別操作手順書 「FP(RPV破損後のRPV代替注水)」

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

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4: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)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧(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応設備	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	低圧代替注水系(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	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「MUWCによる原子炉注水」
			非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備(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 非常用交流電源設備 ※2	重大事故等対応設備	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」※1
			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水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧(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応設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)	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 事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」

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

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4: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】1 b)項を満足するための代替淡水源(措置)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対応設備，手順書一覧(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応設備	対応手段	対応設備	手順書	
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系	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 対応設備	事故時運転操作手順書(微候ベース) 「減圧冷却」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」
			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・スパーージャ 給水系配管・弁・スパーージャ 原子炉補機冷却系 ※3	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	

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

※2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3:手順は「1.5 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)

※6:残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

表 1.4.2 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1/9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1)フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧	
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)	
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	
		原子炉圧力容器への注水量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・ 残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系(B) 注入配管流量	
		補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ(A) 吐出圧力 復水移送ポンプ(B) 吐出圧力 復水移送ポンプ(C) 吐出圧力	
		水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)	
	事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
			電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 防火水槽			
操作		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)	
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	
		原子炉圧力容器への注水量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・ 残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系(B) 注入配管流量	
		補機監視機能 可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	
		水源の確保 防火水槽	

監視計器一覧(2/9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水			
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) ろ過水タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉压力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉压力容器) ・ 残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系(B) 注入配管流量
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力
		水源の確保	ろ過水タンク水位

監視計器一覧(3/9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉注水」 「RHR(B)による原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位

監視計器一覧(4/9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「MUWC(RPV 破損後の RPV 代替注水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)	
	操作	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉圧力容器への注水量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・ 残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系(B) 注入配管流量
		補機監視機能 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出圧力(A) 復水移送ポンプ吐出圧力(B) 復水移送ポンプ吐出圧力(C)
水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA)		

監視計器一覧(5/9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「FP(RPV 破損後の RPV 代替注水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉格納容器内の圧力 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウェル雰囲気温度
		電源 M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
	操作	水源の確保 復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) ろ過水タンク水位
		原子炉圧力容器内の水位 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉圧力容器への注水量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・ 残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系(B) 注入配管流量
		補機監視機能 ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力 水源の確保 ろ過水タンク水位

監視計器一覧(6/9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
	水源の確保	復水貯蔵槽水位 復水貯蔵槽水位(SA) 防火水槽	
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ・ 残留熱除去系(A) 注入配管流量 ・ 残留熱除去系(B) 注入配管流量
		補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力
水源の確保		防火水槽	

監視計器一覧(7/9)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ(計器)	
1. 4. 2. 2 原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 残留熱除去系(A)熱交換器入口温度 残留熱除去系(B)熱交換器入口温度
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 残留熱除去系熱交換器(A)入口冷却水流量 残留熱除去系熱交換器(B)入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度

監視計器一覧(8/9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (1) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉压力容器への注水量	残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力 残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位

監視計器一覧(9/9)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)	
1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (2) 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			
事故時運転操作手順書(微候ベース) 「減圧冷却」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 残留熱除去系(A)熱交換器入口温度 残留熱除去系(B)熱交換器入口温度 残留熱除去系(C)熱交換器入口温度
		補機監視機能	原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量
		電源	M/C C 電圧 M/C D 電圧 M/C E 電圧 P/C C-1 電圧 P/C D-1 電圧 P/C E-1 電圧 直流 125V 主母線盤 A 電圧 直流 125V 主母線盤 B 電圧 直流 125V 主母線盤 C 電圧
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度 残留熱除去系熱交換器(B)入口温度 残留熱除去系熱交換器(C)入口温度 残留熱除去系熱交換器(A)出口温度 残留熱除去系熱交換器(B)出口温度 残留熱除去系熱交換器(C)出口温度 残留熱除去系(A)系統流量 残留熱除去系(B)系統流量 残留熱除去系(C)系統流量 原子炉補機冷却水系(A)系統流量 原子炉補機冷却水系(B)系統流量 原子炉補機冷却水系(C)系統流量 残留熱除去系(A)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(B)熱交換器入口冷却水流量 残留熱除去系(C)熱交換器入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器(A)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(B)出口冷却水温度 原子炉補機冷却水系熱交換器(C)出口冷却水温度

表 1.4.3 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
【1.4】 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	復水移送ポンプ	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 AM用MCC
	復水補給水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 (6号炉のみ) AM用MCC
	残留熱除去系ポンプ	常設代替交流電源設備 M/C C系 M/C D系
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備 MCC C系 MCC D系 AM用MCC
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 計測用A系電源 計測用B系電源

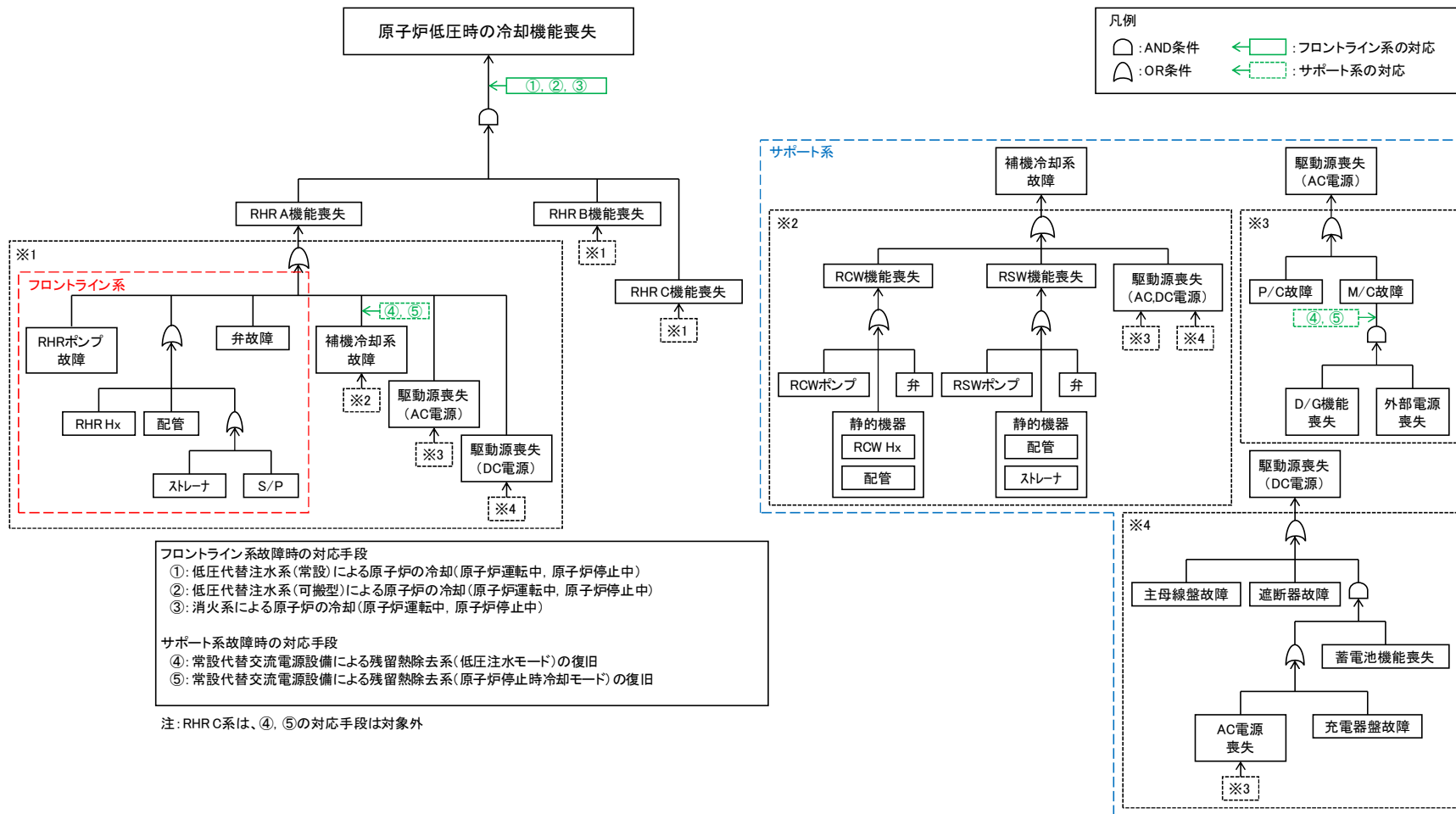


図 1. 4. 1 機能喪失原因対策分析(1/2)

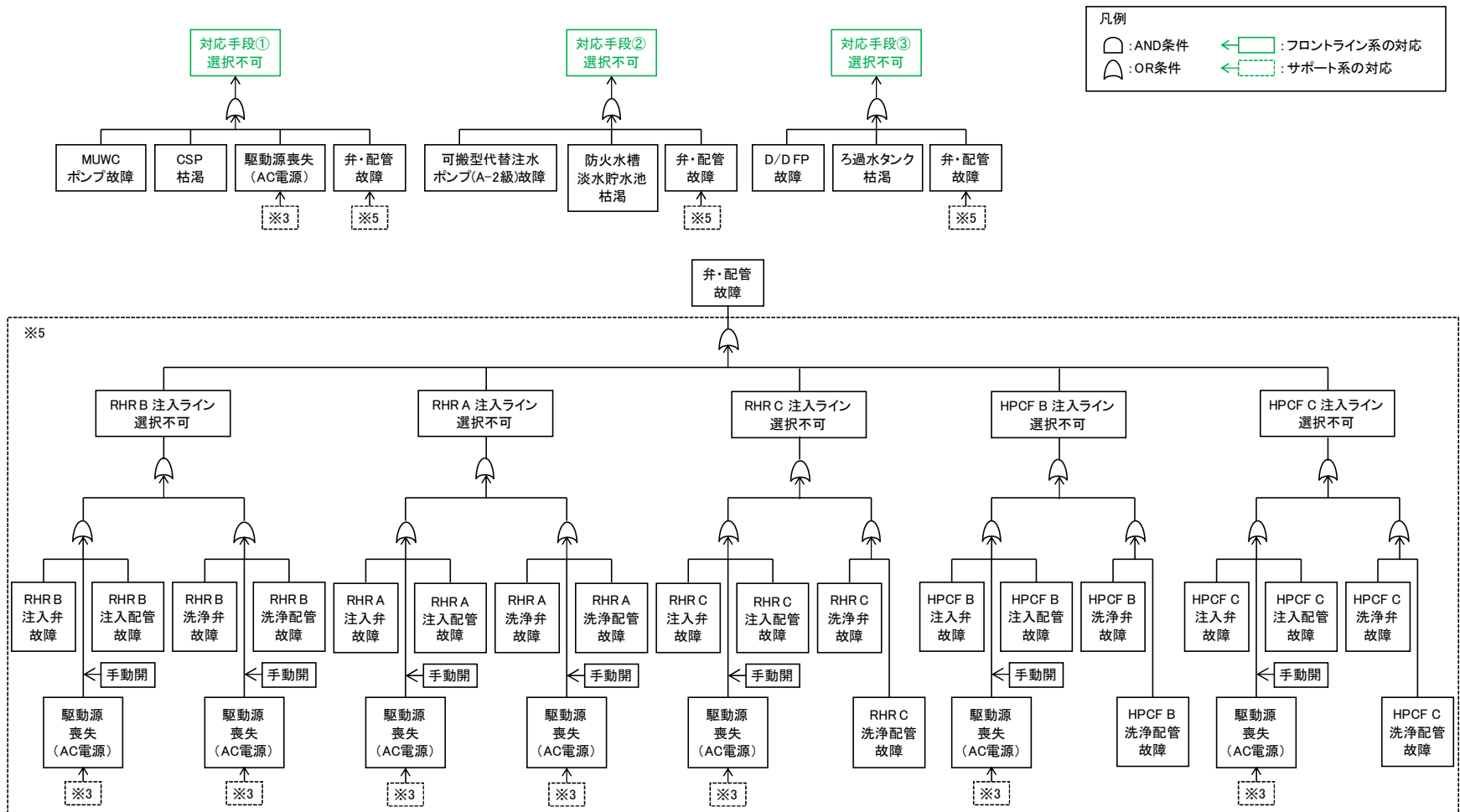


図 1. 4. 1 機能喪失原因対策分析 (2/2)

凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8		
低圧注水系機能喪失	RHR A機能喪失 ※1	RHRポンプ故障 弁故障								
		静的機器故障	RHR Hx 配管							
			水源	S/P ストレーナ						
		補機冷却系故障 ※2	RCW機能喪失	RCWポンプ 弁						
			RSW機能喪失	静的機器故障	RCW Hx 配管					
				RSWポンプ 弁						
			駆動源喪失 (AC, DC 電源)	※3同様 ※4同様						
		駆動源喪失 (AC電 源) ※3	P/C故障							
			M/C故障	D/G機能喪失 外部電源喪失						
		駆動源喪失 (DC電 源) ※4	主母線盤故障 遮断器故障							
			直流電源供給機能喪 失	蓄電池機能喪失						
				充電器機能喪失	充電器盤故障 AC電源喪失				※3同様	
		RHR B機能喪失	※1同様							
		RHR C機能喪失	※1同様							

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

図 1.4.1 機能喪失原因対策分析(補足)

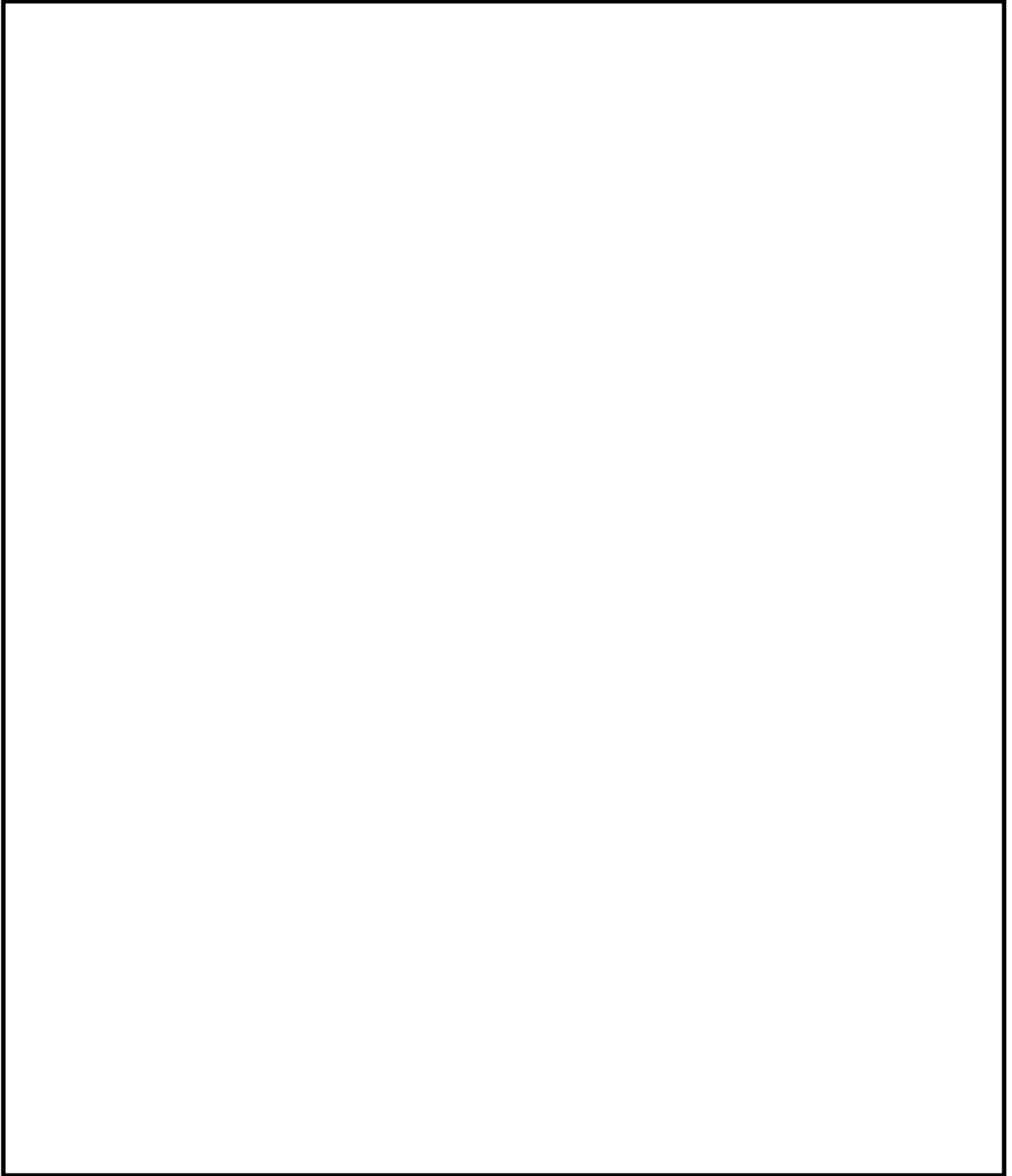


図 1.4.2 EOP 原子炉制御「水位確保」における対応フロー

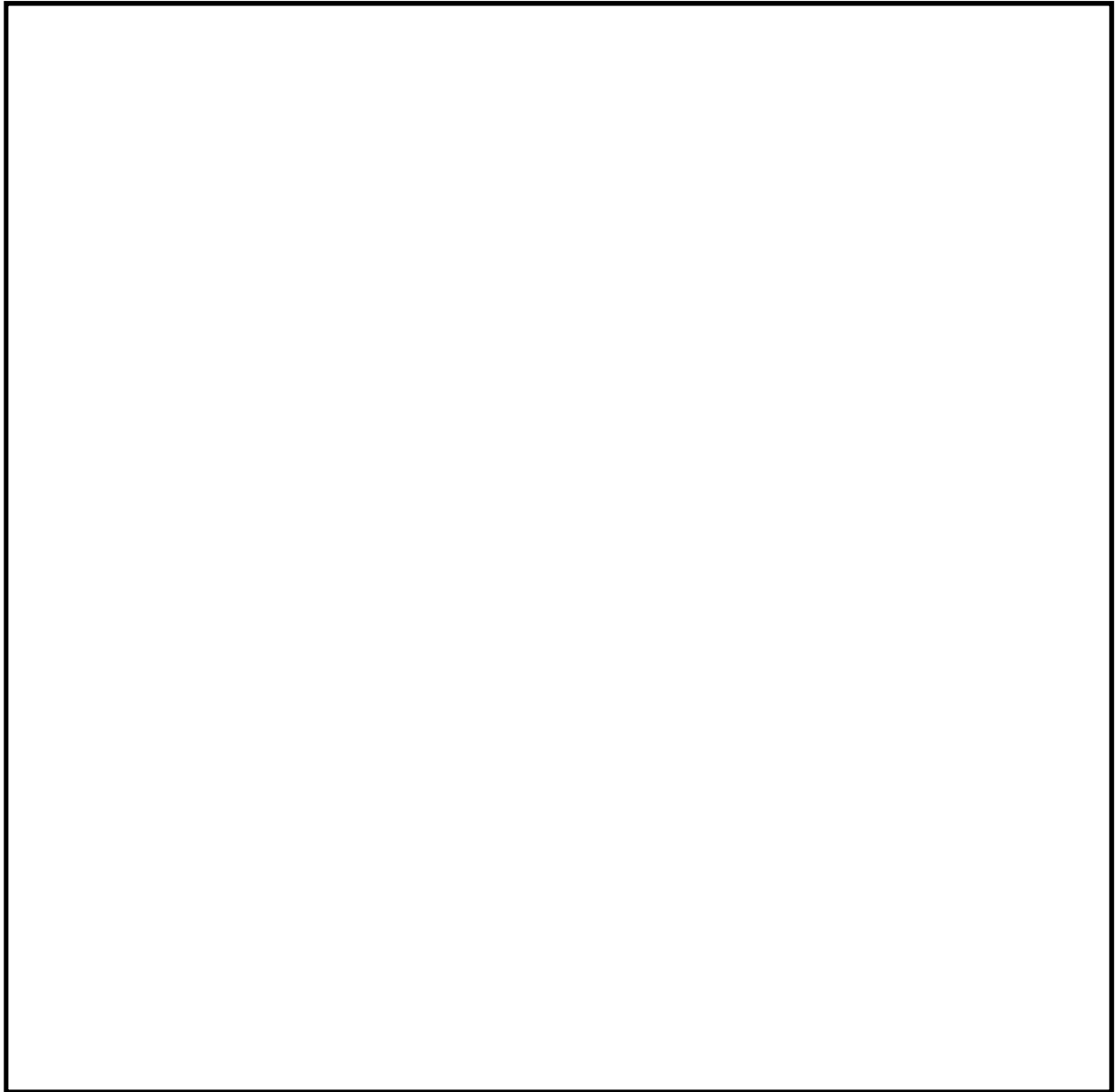


図 1.4.3 EOP 不測事態「水位回復」における対応フロー

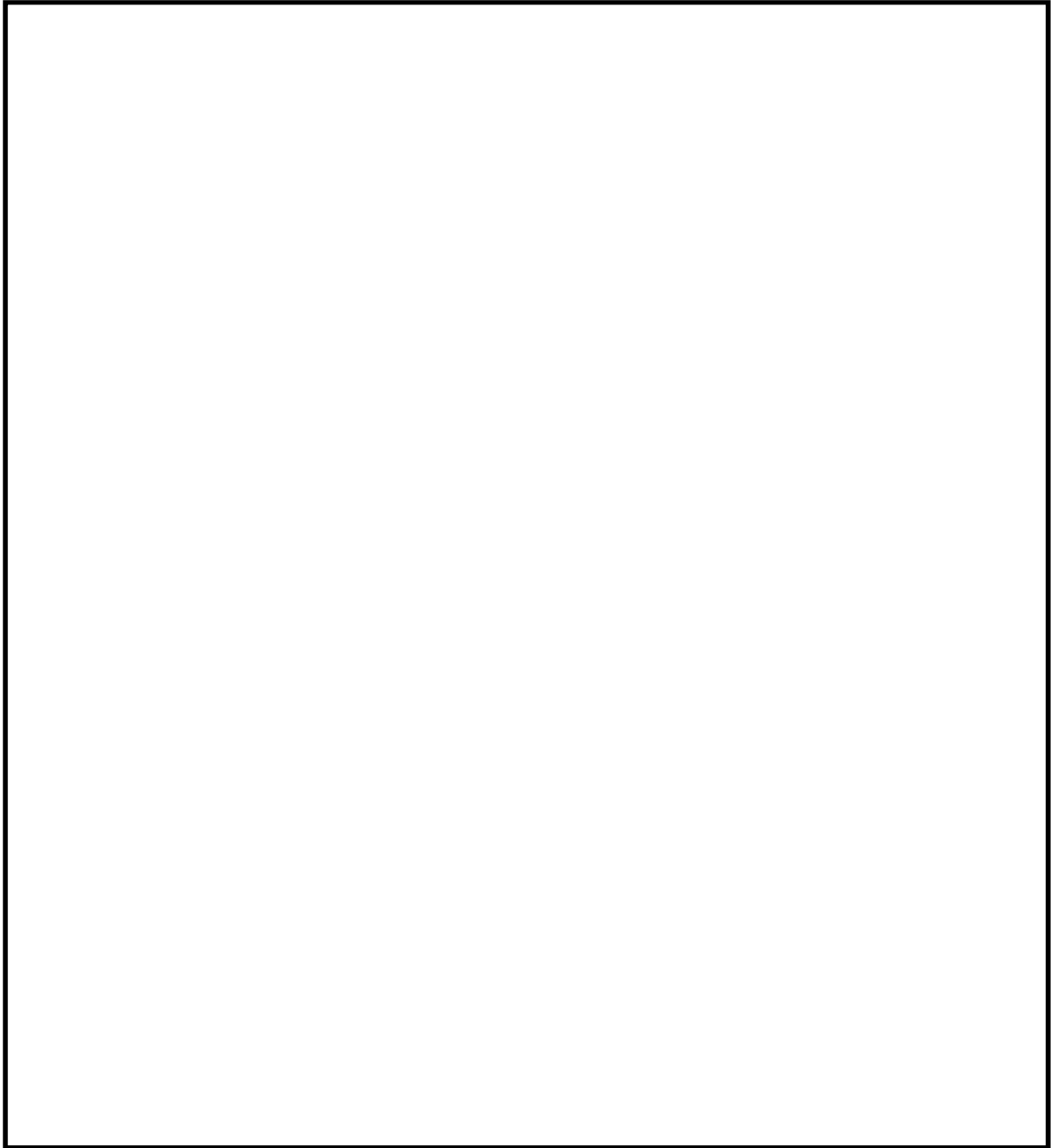
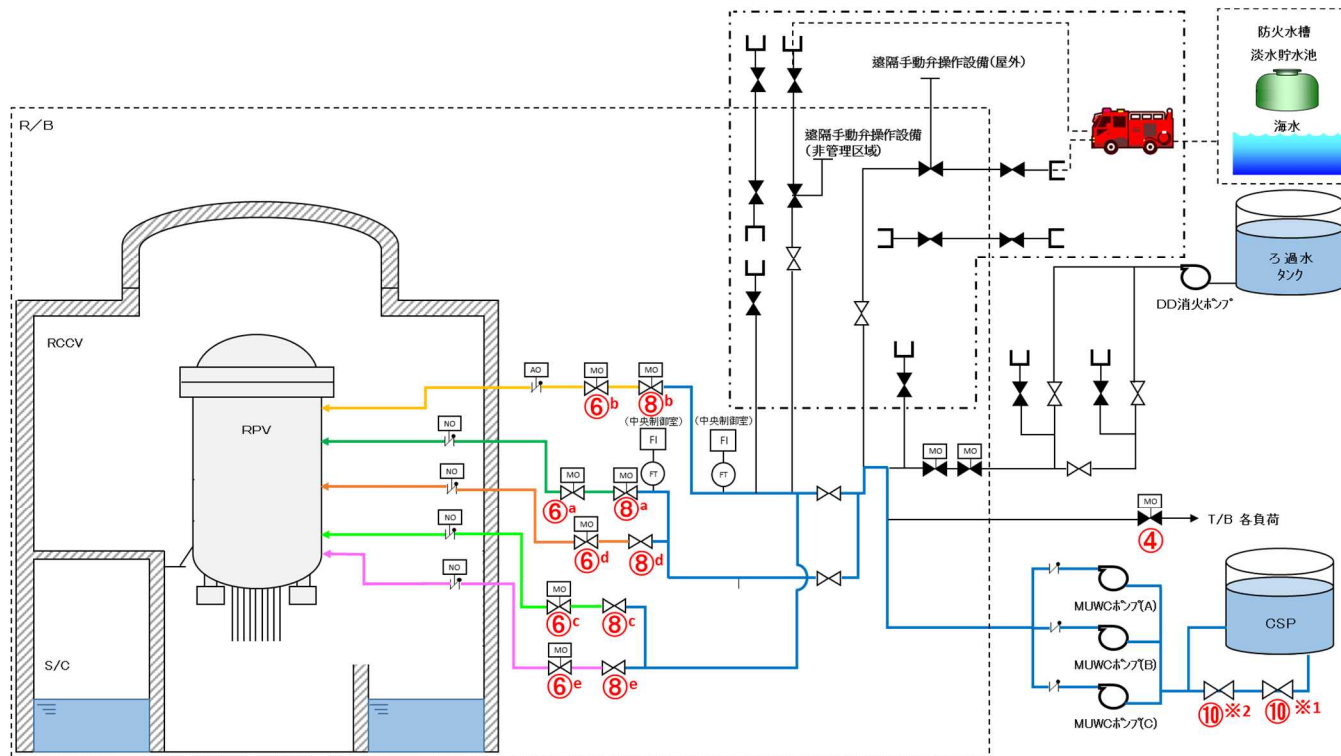


図 1.4.4 SOP 「注水-4」における対応フロー



操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑥ ^a	残留熱除去系注入弁(B)
⑥ ^b	残留熱除去系注入弁(A)
⑥ ^c	残留熱除去系注入弁(C)
⑥ ^d	高圧炉心注水系注入弁(B)
⑥ ^e	高圧炉心注水系注入弁(C)
⑧ ^a	残留熱除去系洗浄水弁(B)
⑧ ^b	残留熱除去系洗浄水弁(A)
⑧ ^c	残留熱除去系洗浄水弁(C)
⑧ ^d	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)
⑧ ^e	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)
⑩ ^{※1}	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
⑩ ^{※2}	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁

凡例	注入配管
	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合
	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
	設計基準対象施設から追加した箇所

図 1. 4. 5 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 概要図

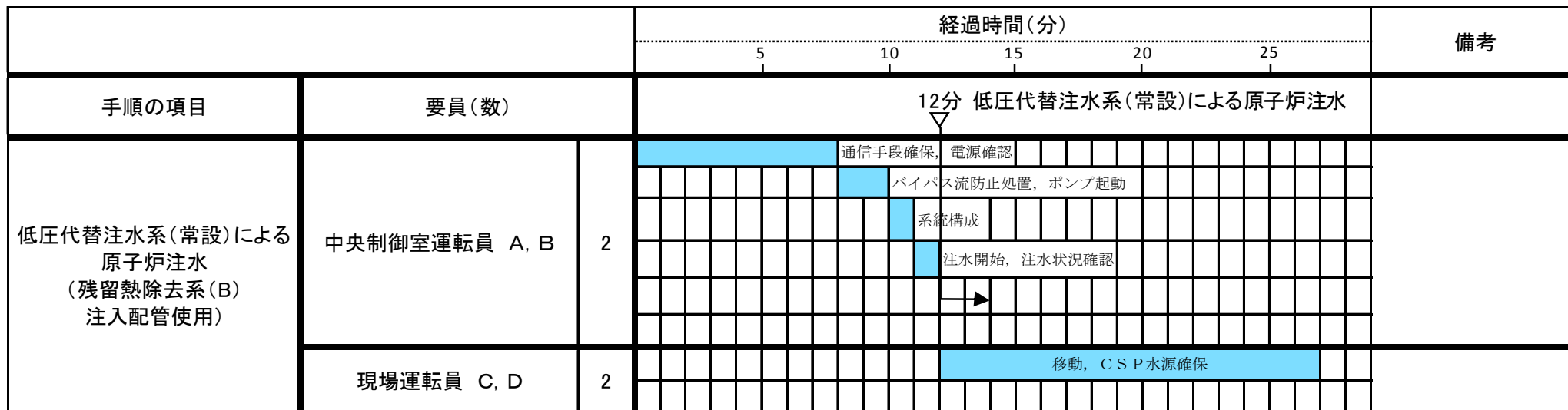


図 1.4.6 低压代替注水系(常設)による原子炉注水(残留熱除去系(B)注入配管使用) タイムチャート

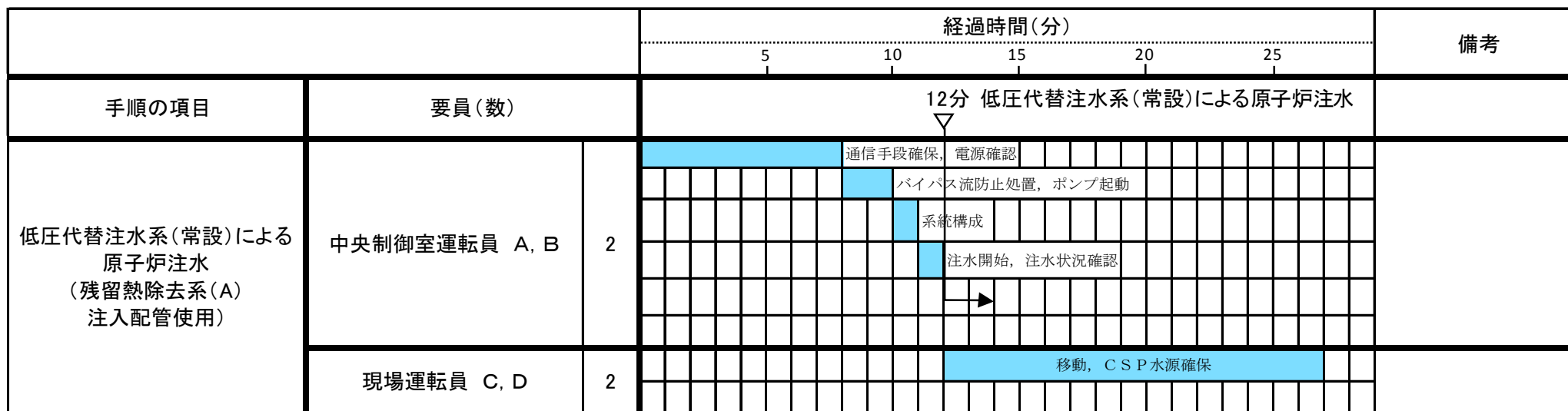


図 1.4.7 低压代替注水系(常設)による原子炉注水(残留熱除去系(A)注入配管使用) タイムチャート

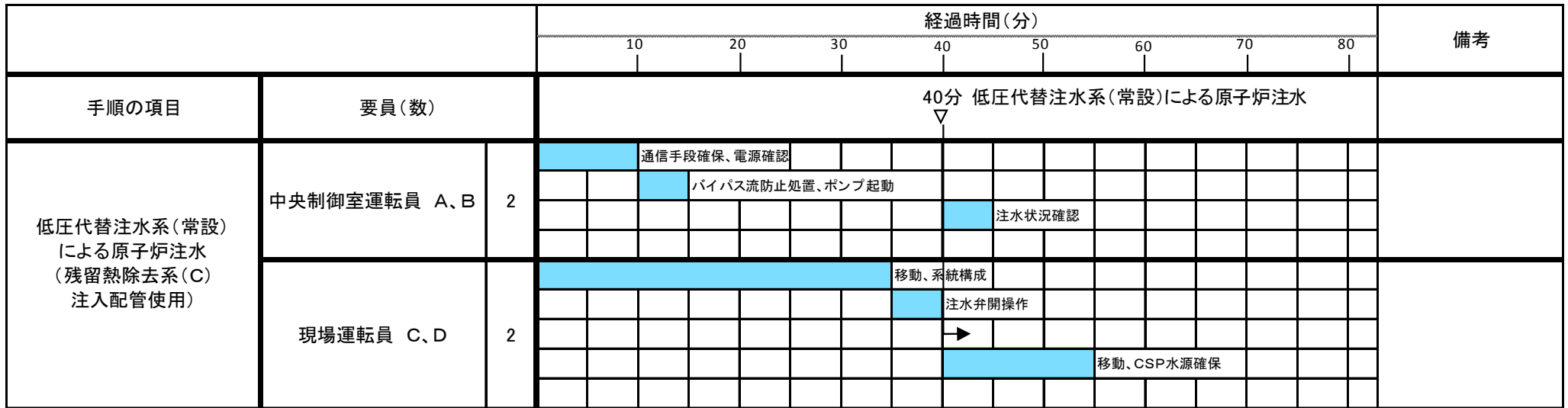


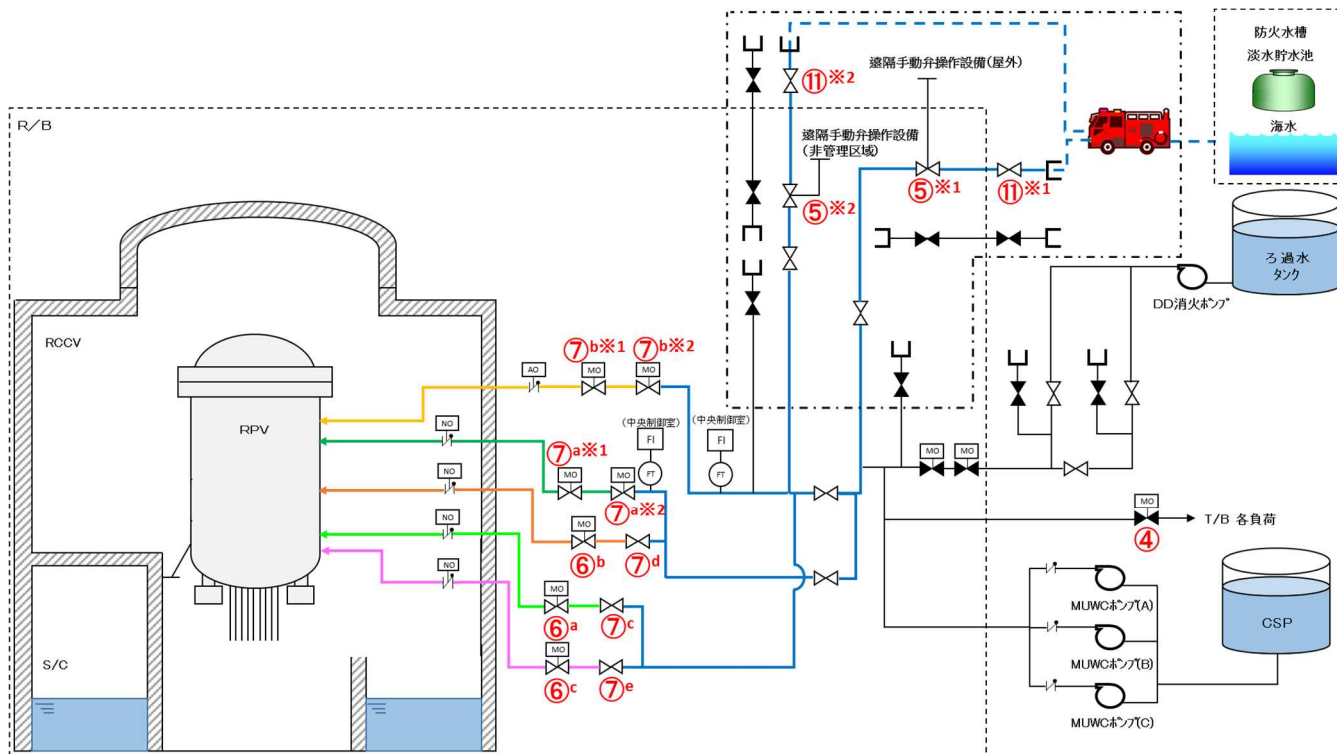
図 1.4.8 低压代替注水系(常設)による原子炉注水(残留熱除去系(C)注入配管使用) タイムチャート



図 1.4.9 低压代替注水系(常設)による原子炉注水(高压炉心注水系(B)注入配管使用) タイムチャート

		経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80								
手順の項目	要員(数)	30分 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 ▽															
低圧代替注水系(常設) による原子炉注水 (高圧炉心注水系(C) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認														
			バイパス流防止処置、ボレブ起動														
			注水状況確認														
	現場運転員 C、D	2	移動、系統構成														
			注入隔離弁開操作														
			▶														
			移動、CSP水源確保														

図 1.4.10 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(高圧炉心注水系(C)注入配管使用) タイムチャート



操作手順	弁名称
④	タービン建屋負荷遮断弁
⑤※1	MUWC接続口内側隔離弁(B)
⑤※2	MUWC接続口内側隔離弁(A)
⑥ ^a	残留熱除去系注入弁(C)
⑥ ^b	高圧炉心注水系注入弁(B)
⑥ ^c	高圧炉心注水系注入弁(C)
⑦ ^a ※1	残留熱除去系注入弁(B)
⑦ ^a ※2	残留熱除去系洗浄水弁(B)
⑦ ^b ※1	残留熱除去系注入弁(A)
⑦ ^b ※2	残留熱除去系洗浄水弁(A)
⑦ ^c	残留熱除去系洗浄水弁(C)
⑦ ^d	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)
⑦ ^e	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)
⑪※1	MUWC接続口外側隔離弁1(B), MUWC接続口外側隔離弁2(B)
⑪※2	MUWC接続口外側隔離弁1(A), MUWC接続口外側隔離弁2(A)







凡例	注入配管
	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合
	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
	設計基準対象施設から追加した箇所

図 1. 4. 11 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水) 概要図

		経過時間(分)											備考											
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110												
手順の項目	要員(数)	低圧代替注入系(可搬型)による原子炉注水 95分 ▽																						
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(残留熱除去系(B)注入配管使用) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																					
			バイパス流防止措置、系統構成																					
																								注水確認
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																					
	緊急時対策要員	3	緊急時対策所～大湊高台移動 ※																					
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																					
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動～配置																					
							送水準備(淡水または海水)																	
							送水、注水開始																	
			→																					
														※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する										

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

図 1.4.12 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(残留熱除去系(B)注入配管使用) タイムチャート (1/2)

		経過時間(分)														備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140				
手順の項目	要員(数)	低圧代替注入系(可搬型)による原子炉注水 120分																	
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(残留熱除去系(B)注入配管使用) [淡水貯水池を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																
		2	バイパス流防止措置、系統構成																
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																
		2	緊急時対策所～淡水貯水池移動																
	緊急時対策要員	2	貯水池出口弁「開」																
		2	淡水貯水池～大湊高台移動移動																
		2	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動～配置、送水ライン水張り及び健全性確認																
		2	送水ホース及び消防ホース接続継手接続																
	緊急時対策要員	2	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプへの送水開始																
		2	緊急時対策所～大湊高台移動 ※																
		2	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																
		2	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)2台移動～配置																
				送水準備															
				送水、注水開始															

※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する

図 1.4.12 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(残留熱除去系(B)注入配管使用) タイムチャート (2/2)

		経過時間(分)											備考																				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110																					
手順の項目	要員(数)	低圧代替注入系(可搬型)による原子炉注水 95分 ▽																															
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 (残留熱除去系(A)注入配管使用) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																														
			バイパス流防止措置、系統構成																														
																							注水確認										
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																														
	緊急時対策要員	3	緊急時対策所～大湊高台移動 ※																														
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																														
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動～配置																														
							送水準備																										
											送水、注水開始																						
												→																					
																																	※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する

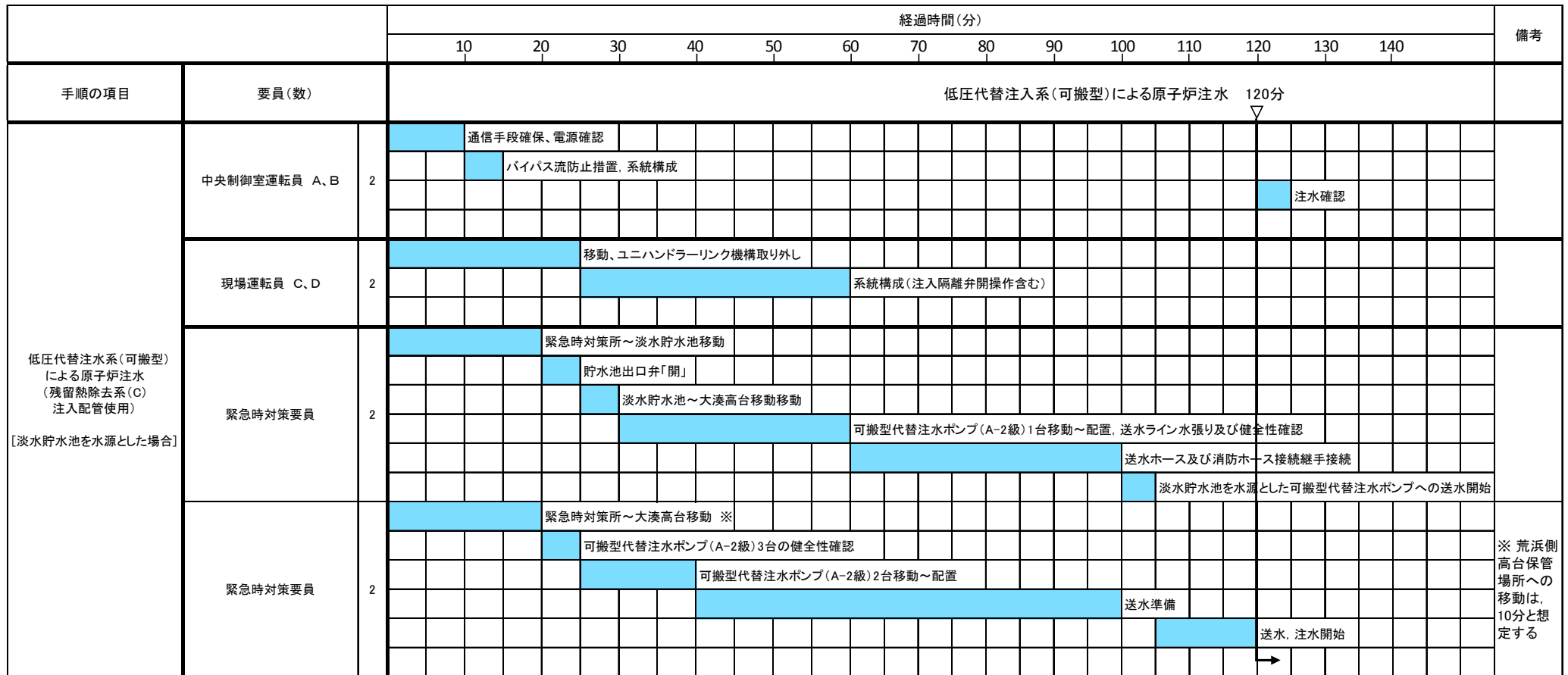
※荒浜側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)を使用する場合は、約85分で可能である。

図 1.4.13 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(残留熱除去系(A)注入配管使用) タイムチャート (1/2)

		経過時間(分)											備考										
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110											
手順の項目	要員(数)	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 95分																					
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(残留熱除去系(C)注入配管使用) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																				
			バイパス流防止措置、系統構成																				
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																				
			系統構成(注入隔離弁開操作含む)																				
	緊急時対策要員	3	緊急時対策所～大湊高台移動 ※																				
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																				
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動～配置																				
			送水準備																				
			送水、注水開始																				

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

図 1.4.14 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(残留熱除去系(C)注入配管使用) タイムチャート (1/2)



※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する

図 1.4.14 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(残留熱除去系(C)注入配管使用) タイムチャート (2/2)

		経過時間(分)											備考									
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110										
手順の項目	要員(数)	低圧代替注入系(可搬型)による原子炉注水 95分 ▽																				
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 (高圧炉心注水系(B)注入配管使用) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																			
			バイパス流防止措置、系統構成																			
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																			
			系統構成																			
	緊急時対策要員	3	緊急時対策所～大湊高台移動 ※																			
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																			
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動～配置																			
			送水準備																			
			送水、注水開始																			
																						※ 荒浜側高台保管場所への移動は、10分と想定する

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

図 1.4.15 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(高圧炉心注水系(B)注入配管使用) タイムチャート (1/2)

		経過時間(分)														備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140					
手順の項目	要員(数)	低圧代替注入系(可搬型)による原子炉注水 120分																		
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 (高圧炉心注水系(B)注入配管使用) [淡水貯水池を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																	
		2	バイパス流防止措置、系統構成																	
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																	
		2	系統構成																	
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～淡水貯水池移動																	
			貯水池出口弁「開」																	
			淡水貯水池～大湊高台移動移動																	
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動～配置、送水ライン水張り及び健全性確認																	
	緊急時対策要員	2	送水ホース及び消防ホース接続継手接続																	
			淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプへの送水開始																	
			緊急時対策所～大湊高台移動 ※																	
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																	
	緊急時対策要員	2	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)2台移動～配置																	
			送水準備																	
送水、注水開始																				

図 1. 4. 15 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(高圧炉心注水系(B)注入配管使用) タイムチャート (2/2)

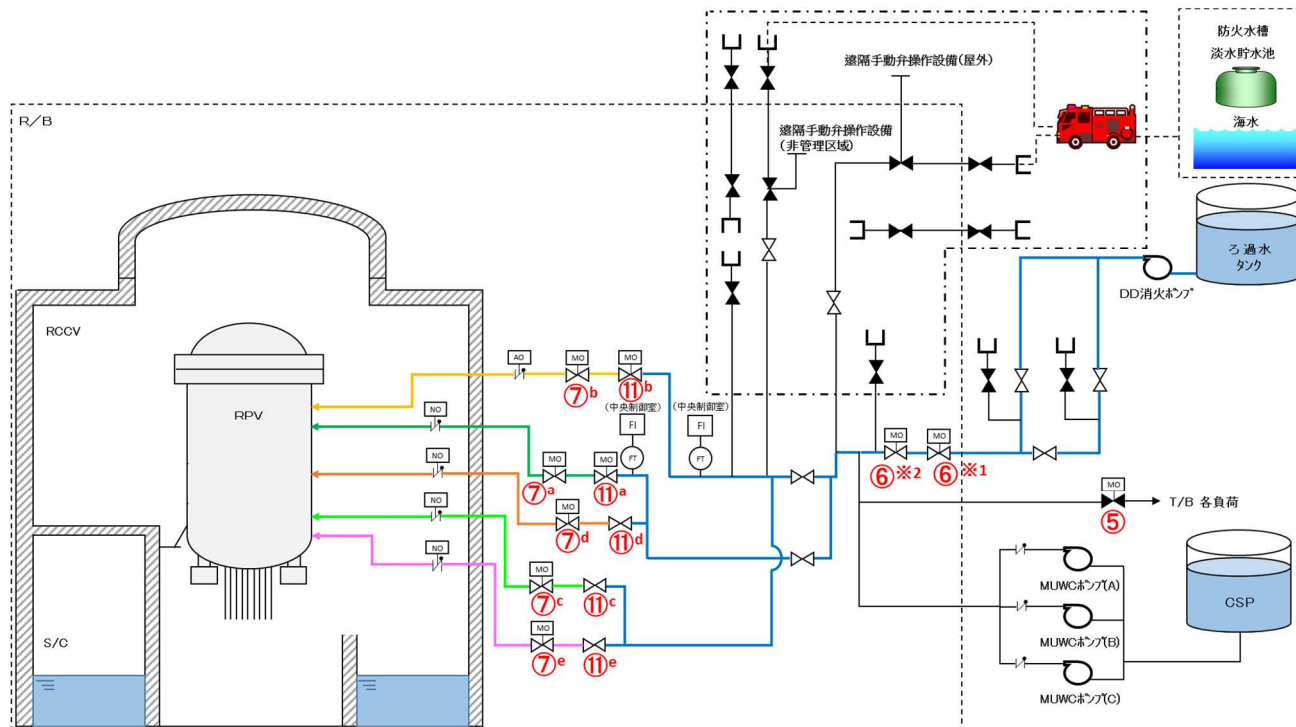
		経過時間(分)											備考										
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110											
手順の項目	要員(数)	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水 95分																					
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(高圧炉心注水系(C)注入配管使用) [防火水槽を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																				
			バイパス流防止措置、系統構成																				
																							注水確認
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																				
			系統構成(注入隔離弁開操作含む)																				
	緊急時対策要員	3	緊急時対策所～大湊高台移動 ※																				
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																				
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台移動～配置																				
									送水準備														
											送水、注水開始												

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

図 1.4.16 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(高圧炉心注水系(C)注入配管使用) タイムチャート (1/2)

		経過時間(分)														備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140						
手順の項目	要員(数)	低圧代替注入系(可搬型)による原子炉注水 120分																			
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(高圧炉心注水系(C)注入配管使用) [淡水貯水池を水源とした場合]	中央制御室運転員 A、B	2	通信手段確保、電源確認																		
		2	バイパス流防止措置、系統構成																		
	現場運転員 C、D	2	移動、ユニハンドラーリンク機構取り外し																		
		2	系統構成(注入隔離弁開操作含む)																		
	緊急時対策要員	2	緊急時対策所～淡水貯水池移動																		
			貯水池出口弁「開」																		
			淡水貯水池～大湊高台移動移動																		
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)1台移動～配置、送水ライン水張り及び健全性確認																		
	緊急時対策要員	2	送水ホース及び消防ホース接続継手接続																		
			淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプへの送水開始																		
			緊急時対策所～大湊高台移動 ※																		
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)3台の健全性確認																		
	緊急時対策要員	2	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)2台移動～配置																		
			送水準備																		
送水、注水開始																					

図 1.4.16 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)(高圧炉心注水系(C)注入配管使用) タイムチャート (2/2)



操作手順	弁名称
⑤	タービン建屋負荷遮断弁
⑥※1	復水補給水系消火系第1連絡弁
⑥※2	復水補給水系消火系第2連絡弁
⑦ ^a	残留熱除去系注入弁(B)
⑦ ^b	残留熱除去系注入弁(A)
⑦ ^c	残留熱除去系注入弁(C)
⑦ ^d	高圧炉心注水系注入弁(B)
⑦ ^e	高圧炉心注水系注入弁(C)
⑪ ^a	残留熱除去系洗浄水弁(B)
⑪ ^b	残留熱除去系洗浄水弁(A)
⑪ ^c	残留熱除去系洗浄水弁(C)
⑪ ^d	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)
⑪ ^e	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)

凡例	注入配管
	残留熱除去系(A)注入配管使用の場合
	残留熱除去系(B)注入配管使用の場合
	高圧炉心注水系(B)注入配管使用の場合
	残留熱除去系(C)注入配管使用の場合
	高圧炉心注水系(C)注入配管使用の場合
	設計基準対象施設から追加した箇所

図 1. 4. 17 消火系による原子炉注水 概要図

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)	30分 消火系による原子炉注水														
消火系による原子炉注水 (残留熱除去系(B) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確保確認													
			システム構成, バイパス流防止処置													
			注水開始, 注水状況確認													
	→															
	現場運転員 C, D	2	電源確保													
	緊急時対策要員	2	消火ポンプ起動													

図 1.4.18 消火系による原子炉注水(残留熱除去系(B)注入配管使用) タイムチャート

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)	30分 消火系による原子炉注水														
消火系による原子炉注水 (残留熱除去系(A) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確保確認													
			バイパス流防止処置, システム構成													
			注水開始, 注水状況確認													
	→															
	現場運転員 C, D	2	電源確保													
	緊急時対策要員	2	消火ポンプ起動													

図 1.4.19 消火系による原子炉注水(残留熱除去系(A)注入配管使用) タイムチャート

		経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80								
手順の項目	要員(数)	40分 消火系による原子炉注水															
消火系による原子炉注水 (残留熱除去系(C) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確保確認														
			バイパス流防止処置, 系統構成														
			注水状況確認														
	現場運転員 C, D	2	移動, 系統構成														
			注水開始				▶										
	現場運転員 E, F	2	電源確保														
	緊急時対策要員	2	消火ポンプ起動														

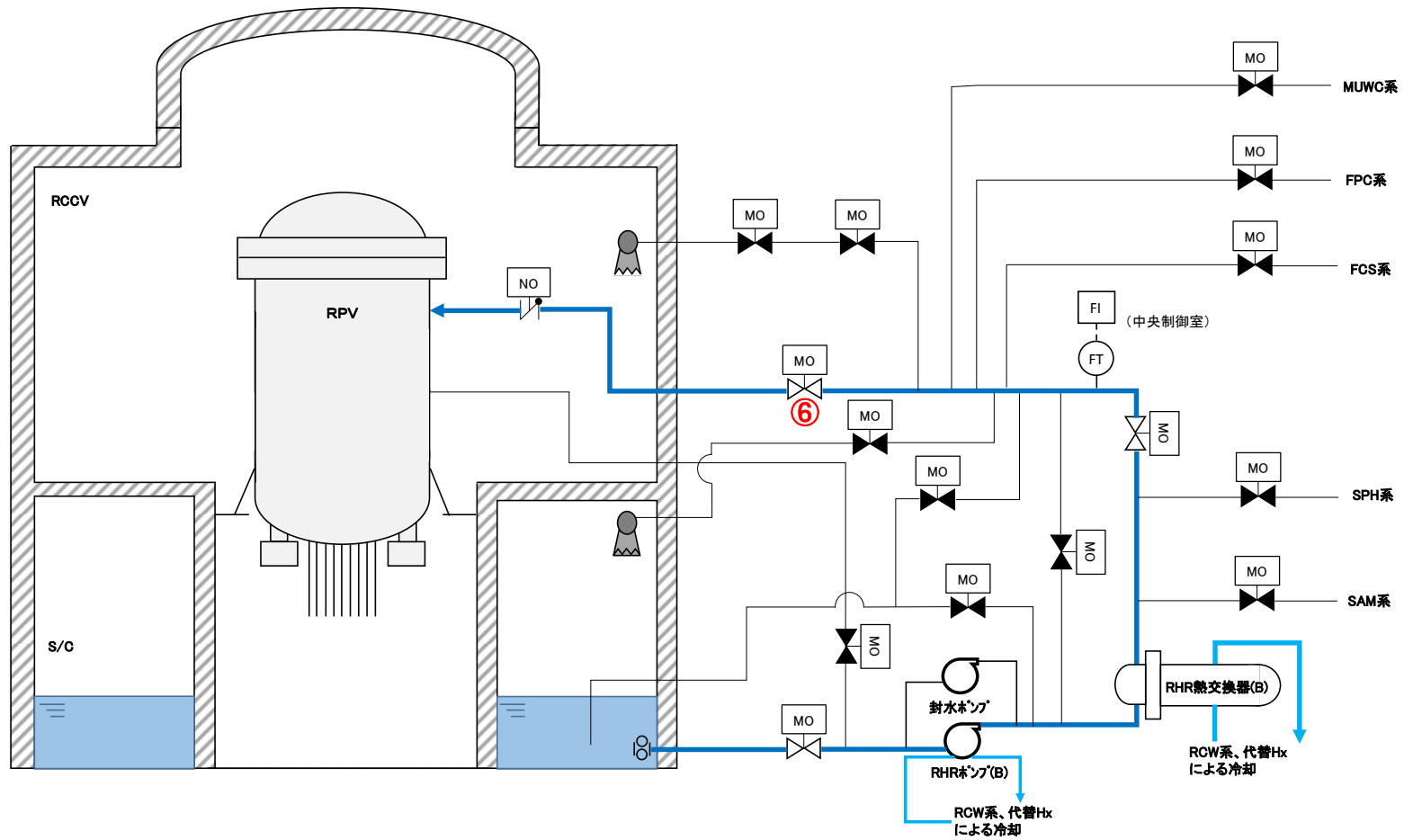
図 1.4.20 消火系による原子炉注水(残留熱除去系(C)注入配管使用) タイムチャート

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)	30分 消火系による原子炉注水														
消火系による原子炉注水 (高圧炉心注水系(B) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確保確認													
			バイパス流防止処置, 系統構成													
			注水状況確認													
	現場運転員 C, D	2	移動													
			注水開始													
			→													
	現場運転員 E, F	2	電源確保													
			消火ポンプ起動													
	緊急時対策要員	2														

図 1.4.21 消火系による原子炉注水(高圧炉心注水系(B) 注入配管使用) タイムチャート

		経過時間(分)												備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80							
手順の項目	要員(数)	30分 消火系による原子炉注水														
消火系による原子炉注水 (高圧炉心注水系(C) 注入配管使用)	中央制御室運転員 A, B	2	通信手段確保, 電源確保確認													
			バイパス流防止処置, 系統構成													
			注水状況確認													
	現場運転員 C, D	2	移動, 系統構成													
			注水開始													
			→													
	現場運転員 E, F	2	電源確保													
	緊急時対策要員	2	消火ポンプ起動													

図 1. 4. 22 消火系による原子炉注水(高圧炉心注水系(C)注入配管使用) タイムチャート

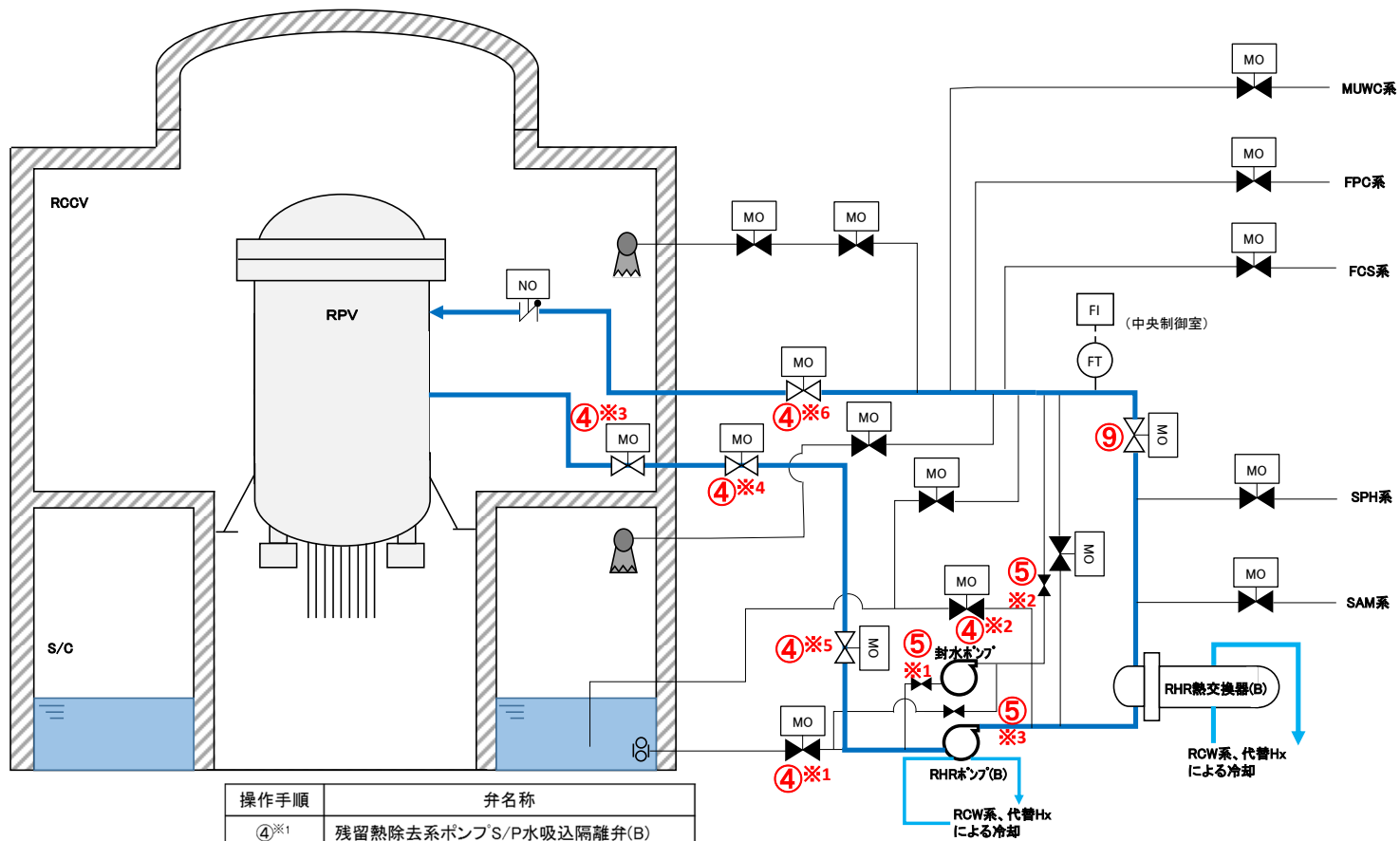


操作手順	弁名称
⑥	残留熱除去系注入弁(B)

図 1. 4. 23 残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水 概要図

		経過時間(分)																備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80										
手順の項目	要員(数)	15分 残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水																	
残留熱除去系電源復旧後の 原子炉注水	中央制御室運転員 A, B	2	電源確認																
			系統構成, ポンプ起動																
			→																

図 1. 4. 24 残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水 タイムチャート

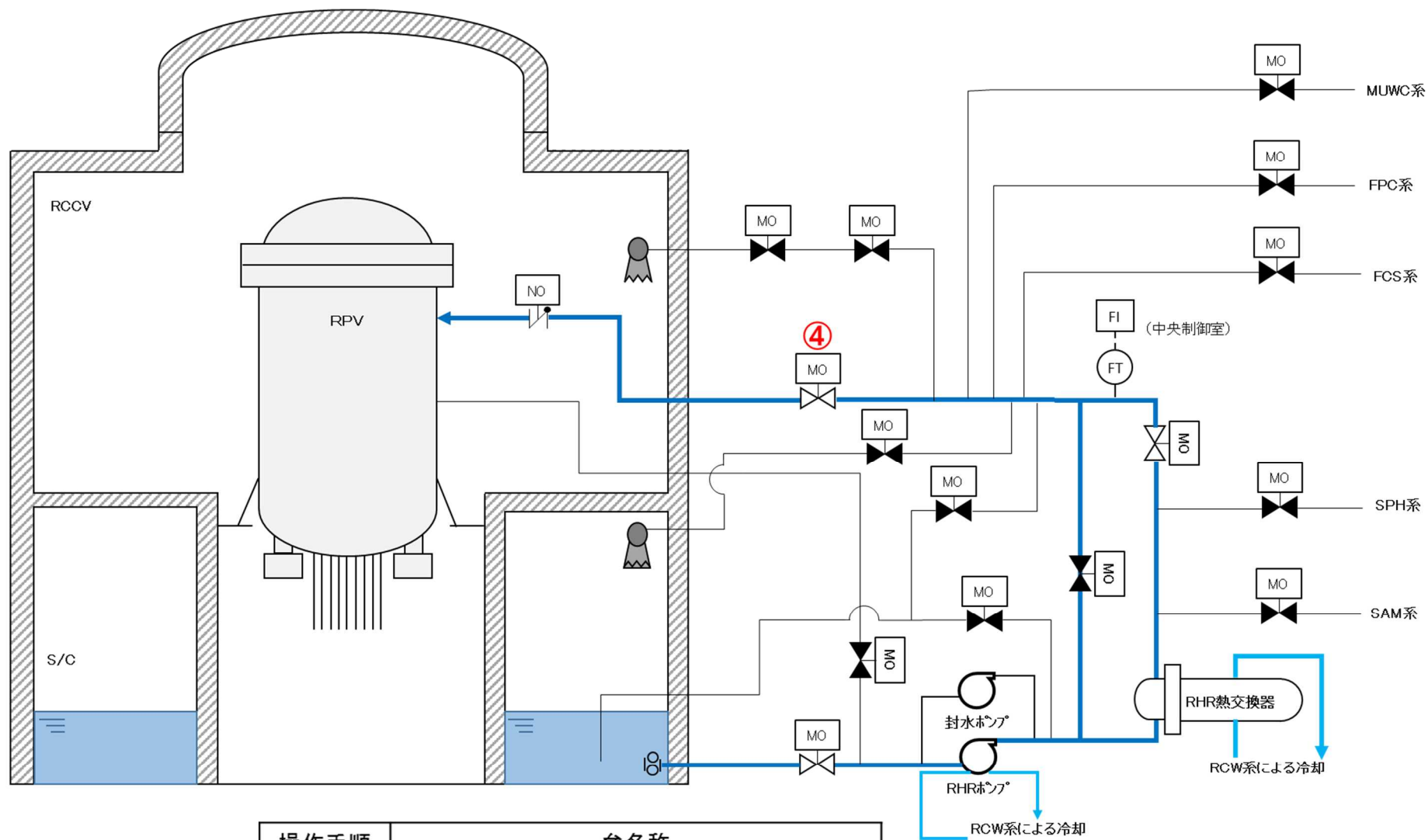


操作手順	弁名称
④※1	残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁(B)
④※2	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)
④※3	残留熱除去系停止時冷却側隔離弁(B)
④※4	残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁(B)
④※5	残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B)
④※6	残留熱除去系注入弁(B)
⑤※1	残留熱除去系封水ポンプ(B)吸込弁
⑤※2	残留熱除去系封水ポンプ(B)吐出弁
⑤※3	残留熱除去系封水ポンプ(B)最小流量吐出弁
⑨	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)

図 1. 4. 25 残留熱除去系電源復旧後の原子炉除熱 概要図

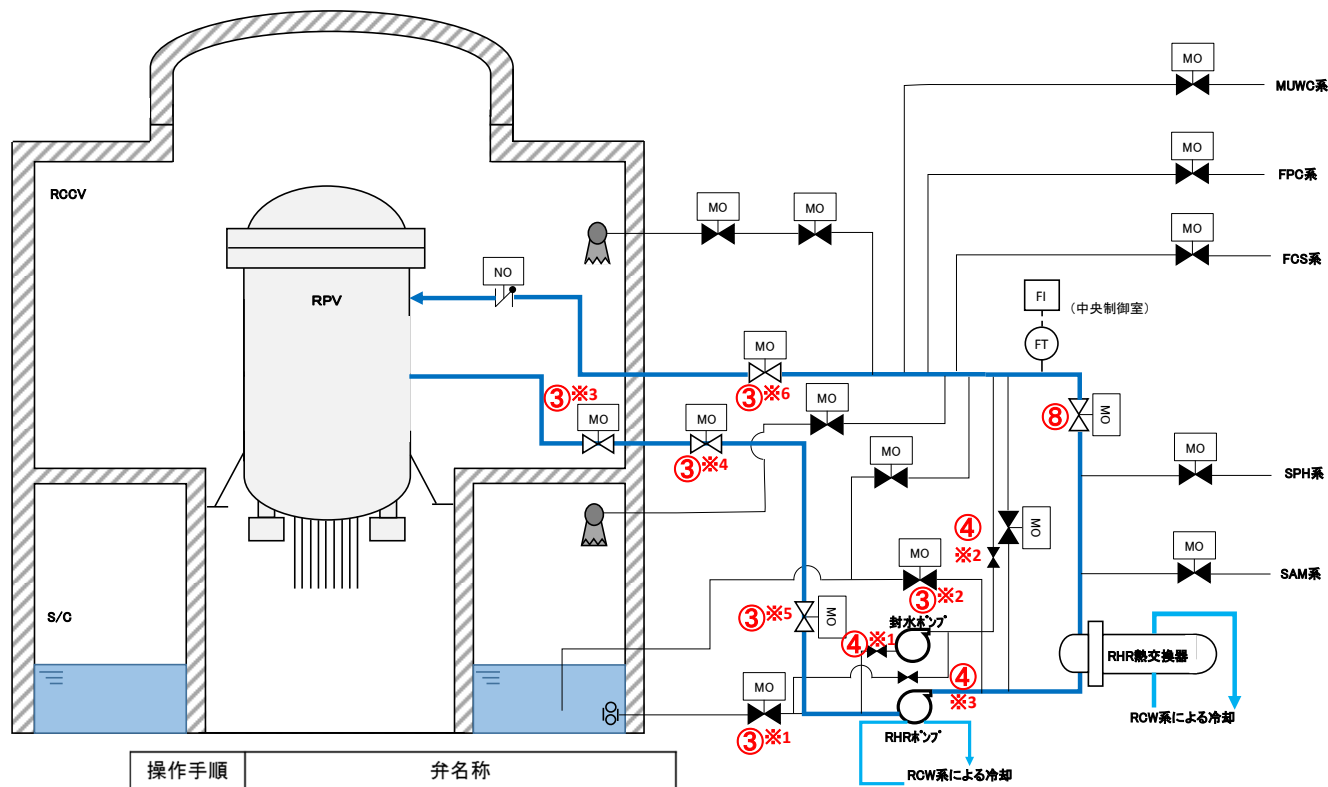
		経過時間(分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80								
手順の項目	要員(数)	20分 残留熱除去系電源復旧後の原子炉除熱															
残留熱除去系電源復旧後の 原子炉除熱	中央制御室運転員 A, B	2	電源確認, 通信手段確保														
			系統構成, ポンプ起動														
		移動															
	現場運転員 C, D	2	系統構成														
			移動														
		2	電源開放(封水ポンプ, 最小流量バイパス弁)														
	移動																

図 1.4.26 残留熱除去系電源復旧後の原子炉除熱 タイムチャート



操作手順	弁名称
④	残留熱除去系注入弁

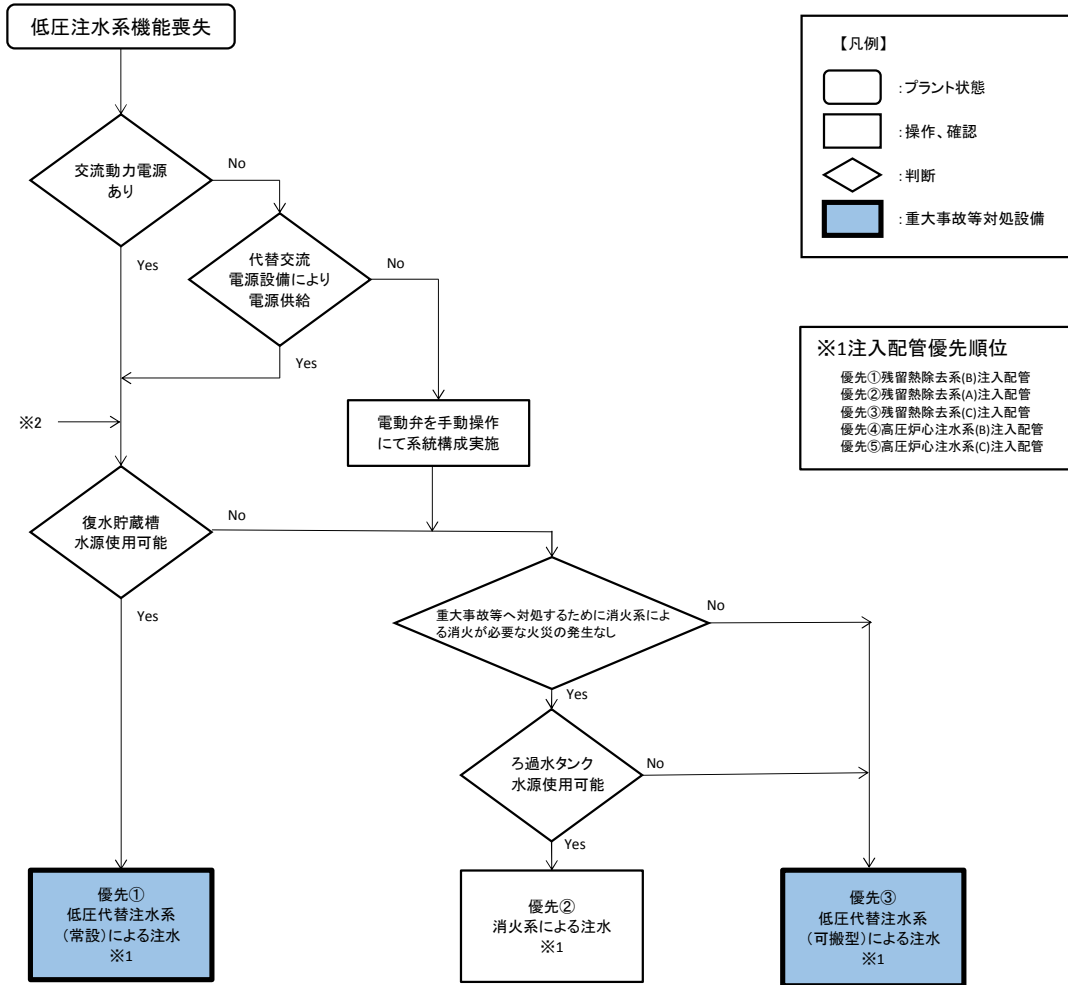
図 1. 4. 27 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水



操作手順	弁名称
③※1	残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁
③※2	残留熱除去系最小流量バイパス弁
③※3	残留熱除去系停止時冷却内側隔離弁
③※4	残留熱除去系停止時冷却外側隔離弁
③※5	残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁
③※6	残留熱除去系注入弁
④※1	残留熱除去系封水ポンプ吸込弁
④※2	残留熱除去系封水ポンプ吐出弁
④※3	残留熱除去系封水ポンプ最小流量吐出弁
⑧	残留熱除去系熱交換器出口弁

図 1. 4. 28 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

(1)フロントライン系故障時の対応手段の選択



(2)サポート系故障時の対応手段の選択

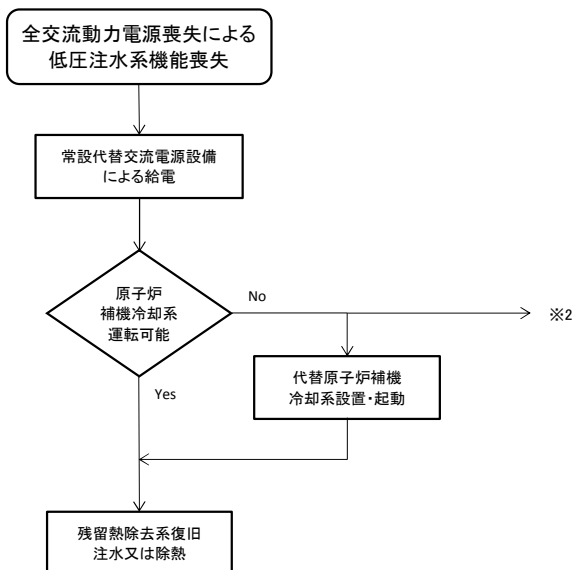


図 1.4.29 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/2)

(3)溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手段の選択

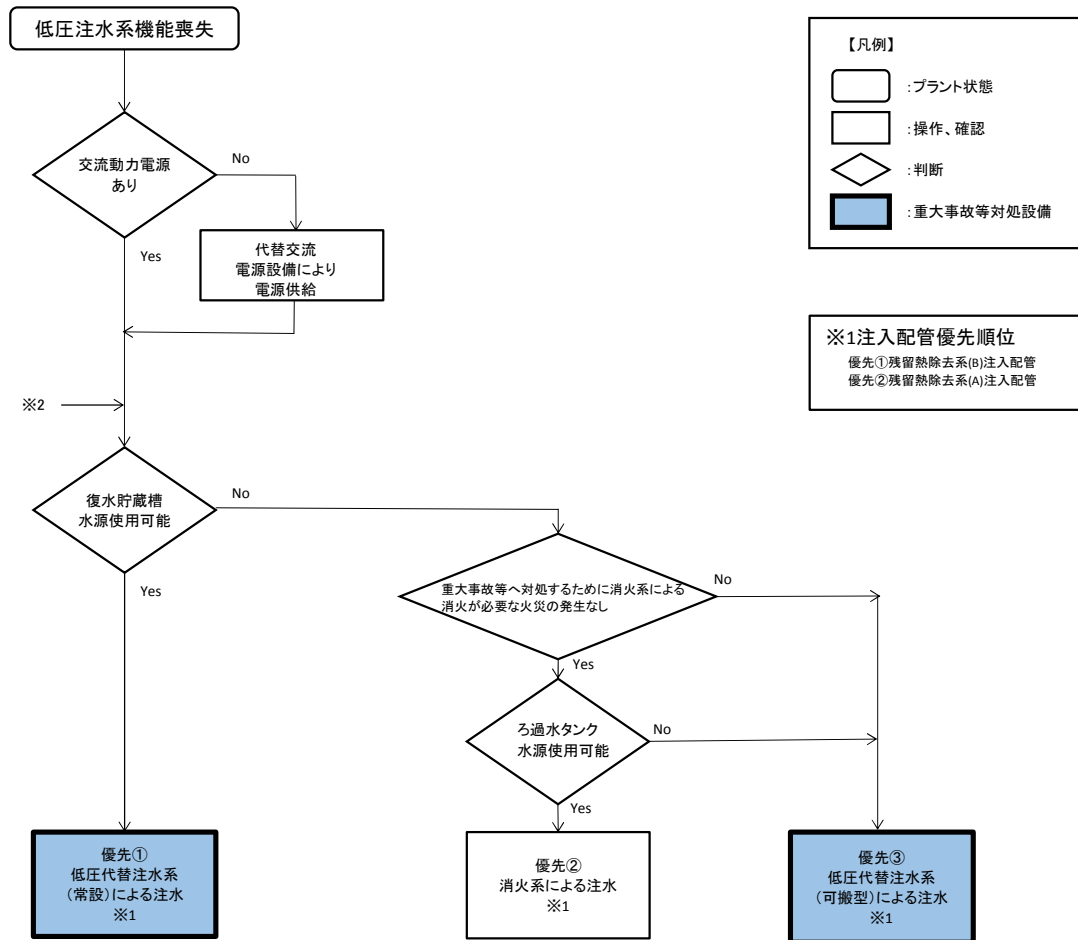


図 1.4.29 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(2/2)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1/4)

技術的能力審査基準 (1.4)	番号	設置許可基準規則 (47条)	技術基準規則 (62条)	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能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、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能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、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能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、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。	④
【解釈】 1 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 1 第62条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	—
(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却 a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。	②	(1) 重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。	(1) 重大事故防止設備 a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。	⑤
(2) 復旧 a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。	③	b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。 c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。	b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。 c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。	⑥ ⑦

■ : 重大事故等対処設備 ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
残留熱除去系(低圧注水モード)	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	—	—	—	—	—	—
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	残留熱除去系配管・弁・ストレナ・スパーージャ ※3	既設							
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	原子炉補機冷却系	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
残留熱除去系(原子炉停止時冷却)	残留熱除去系ポンプ	既設	① ④	—	—	—	—	—	—
	原子炉圧力容器	既設							
	残留熱除去系熱交換器	既設							
	残留熱除去系配管・弁・スパーージャ	既設							
	給水系配管・弁・スパーージャ	既設							
	原子炉補機冷却系	既設							
	非常用交流電源設備	既設							

※1: 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

※2: 「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)

※3: 残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/4)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策									
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考				
低圧による 原子炉系の 冷却	復水移送ポンプ	既設	① ④ ⑥ ⑦	低圧による 原子炉系の 冷却	復水移送ポンプ	常設	-	-	自主対策とする 理由は本文 参照				
	復水貯蔵槽	既設			復水貯蔵槽	常設							
	復水補給水系配管・弁	既設 新設			復水補給水系配管・弁	常設							
	残留熱除去系(B)配管・弁・スパージヤ	既設			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージヤ	常設	40分	4名					
	残留熱除去系(A)配管・弁	既設			高压炉心注水系(B)配管・弁・スパージヤ	常設	25分	4名					
	給水配管・弁・スパージヤ	既設			高压炉心注水系(C)配管・弁・スパージヤ	常設	30分	4名					
	高压炉心注水系配管・弁 ※1	既設			高压炉心注水系配管・弁 ※1	常設	-	-					
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設							
	非常用交流電源設備	既設			非常用交流電源設備	常設							
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設							
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬							
	代替所内電気設備	既設 新設			代替所内電気設備	常設							
	低圧による 原子炉系の 冷却					① ④ ⑥ ⑦	消火系による 原子炉系の 冷却	ディーゼル駆動消火ポンプ		常設	-	-	自主対策とする 理由は本文 参照
								ろ過水タンク		常設			
消火系配管・弁			常設										
復水補給水系配管・弁			常設	30分				6名					
残留熱除去系(B)配管・弁・スパージヤ			常設										
残留熱除去系(A)配管・弁			常設	30分				6名					
給水系配管・弁・スパージヤ			常設	40分				8名					
残留熱除去系(C)配管・弁・スパージヤ			常設										
高压炉心注水系(B)配管・弁・スパージヤ			常設	30分				8名					
高压炉心注水系(C)配管・弁・スパージヤ			常設	30分				8名					
原子炉圧力容器			常設	-				-					
非常用交流電源設備			常設										
常設代替交流電源設備			常設										
可搬型代替交流電源設備			可搬										
代替所内電気設備	常設												
燃料補給設備	常設 可搬												

※1: 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

※2: 「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)

※3: 残留熱除去系 (低圧注水モード) は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/4)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策							
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考		
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)	新設	① ② ④ ⑤ ⑦	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)	可搬	-	-	自主対策とする理由は本文参照		
	防火水槽 ※2	新設			防火水槽	常設					
	淡水貯水池 ※2	新設			淡水貯水池	常設					
	ホース	新設			ホース	可搬					
	MUWC接続口	新設			MUWC接続口	常設					
	復水補給水系配管・弁	既設 新設			復水補給水系配管・弁	常設					
	残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ	既設			残留熱除去系(C)配管・弁・スパージャ	常設				(防火水槽を水源とした場合) 95分	(防火水槽を水源とした場合) 7名
	残留熱除去系(A)配管・弁	既設			高圧炉心注水系(B)配管・弁・スパージャ	常設				(淡水貯水池を水源とした場合) 120分	(淡水貯水池を水源とした場合) 8名
	給水配管・弁・スパージャ	既設			高圧炉心注水系(C)配管・弁・スパージャ	常設					
	原子炉压力容器	既設			原子炉压力容器	常設				-	-
	非常用交流電源設備	既設			非常用交流電源設備	常設					
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設					
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬					
	代替所内電気設備	既設 新設			代替所内電気設備	常設					
燃料補給設備	既設 新設	燃料補給設備	常設 可搬								
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	残留熱除去系ポンプ	既設	① ③ ④	-	-	-	-	-	-		
	サブプレッション・チェンバ	既設		-	-	-	-	-	-		
	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ ※3	既設		-	-	-	-	-	-		
	給水系配管・弁・スパージャ	既設		-	-	-	-	-	-		
	原子炉压力容器	既設		-	-	-	-	-	-		
	原子炉補機冷却系	既設		-	-	-	-	-	-		
	代替原子炉補機冷却系	新設		-	-	-	-	-	-		
常設代替交流電源設備	新設	-	-	-	-	-	-				

※1: 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

※2: 「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)

※3: 残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4/4)

: 重大事故等対処設備
 : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策							
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考		
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	既設	① ④	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	常設	-	-	自主対策とする理由は本文参照		
	復水貯蔵槽	既設			ろ過水タンク	常設					
	復水補給水系配管・弁	既設 新設			消火系配管・弁	常設					
	残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ	既設			復水補給水系配管・弁	常設					
	残留熱除去系(A)配管・弁	既設			残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ	常設				30分	6名
	給水配管・弁・スパージャ	既設			残留熱除去系(A)配管・弁	常設				30分	6名
	高圧炉心注水系配管・弁 ※1	既設			給水系配管・弁・スパージャ	常設					
	原子炉压力容器	既設			原子炉压力容器	常設					
	常設代替交流電源設備	新設			常設代替交流電源設備	常設					
	可搬型代替交流電源設備	新設			可搬型代替交流電源設備	可搬				-	-
	代替所内電気設備	既設 新設			代替所内電気設備	常設					
						燃料補給設備				常設 可搬	
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)	新設	① ④								
	防火水槽 ※2	新設									
	淡水貯水池 ※2	新設									
	ホース	新設									
	MUWC接続口	新設									
	復水補給水系配管・弁	既設 新設									
	残留熱除去系(B)配管・弁・スパージャ	既設									
	残留熱除去系(A)配管・弁	既設									
	給水配管・弁・スパージャ	既設									
	原子炉压力容器	既設									
	常設代替交流電源設備	新設									
	可搬型代替交流電源設備	新設									
代替所内電気設備	既設 新設										
燃料補給設備	既設 新設										
常設代替冷却モード(原子炉設備の復旧停止時)	残留熱除去系ポンプ	既設	① ③ ④								
	原子炉压力容器	既設									
	残留熱除去系熱交換器	既設									
	残留熱除去系配管・弁・スパージャ	既設									
	給水系配管・弁・スパージャ	既設									
	原子炉補機冷却系	既設									
	代替原子炉補機冷却系	新設									
常設代替交流電源設備	新設										

※1: 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

※2: 「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)

※3: 残留熱除去系(低圧注水モード)は熱交換機能に期待しておらず、熱交換器は流路としてのみ用いるため、配管に含むこととする。

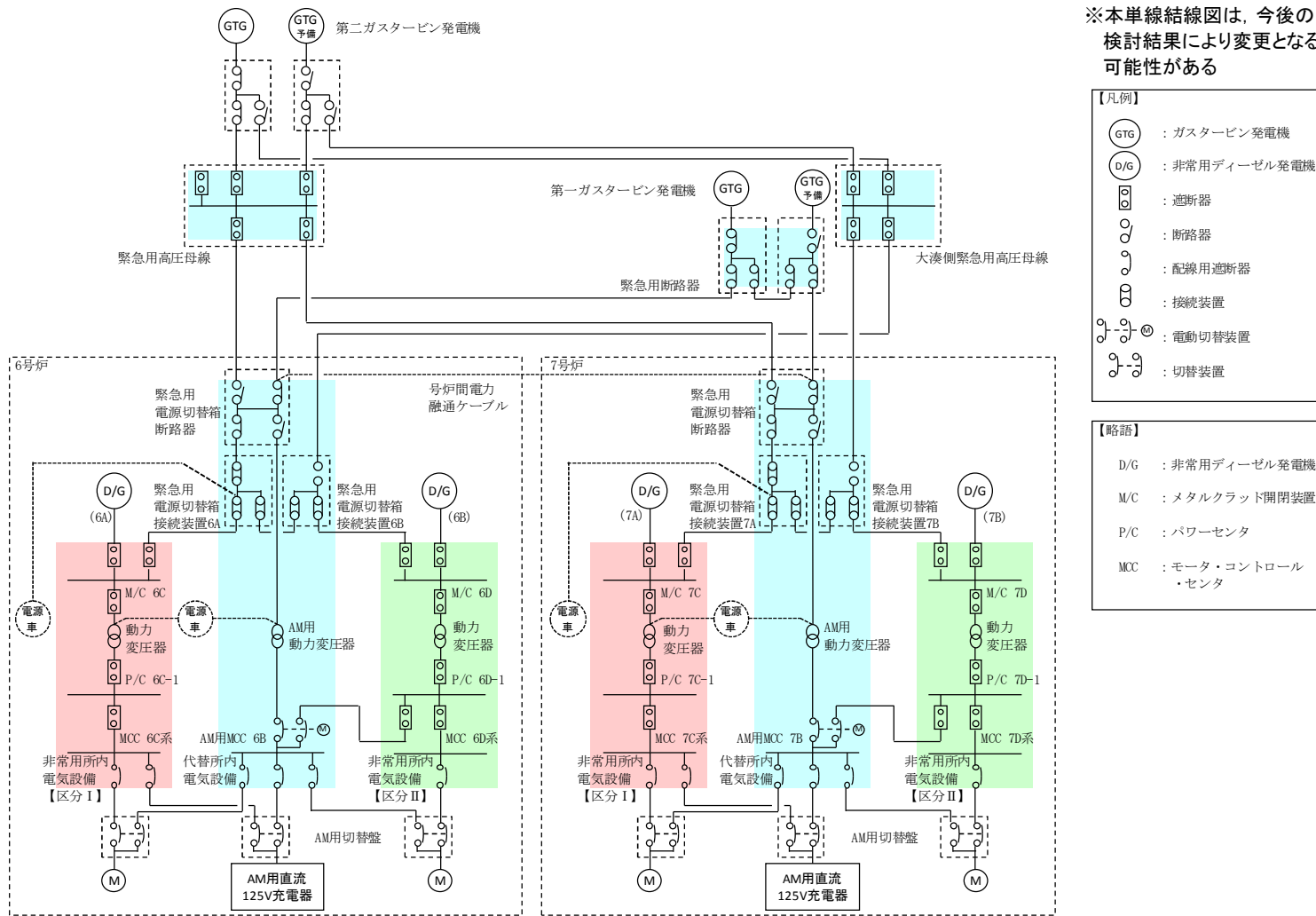


図1 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号及び7号炉 交流電源)

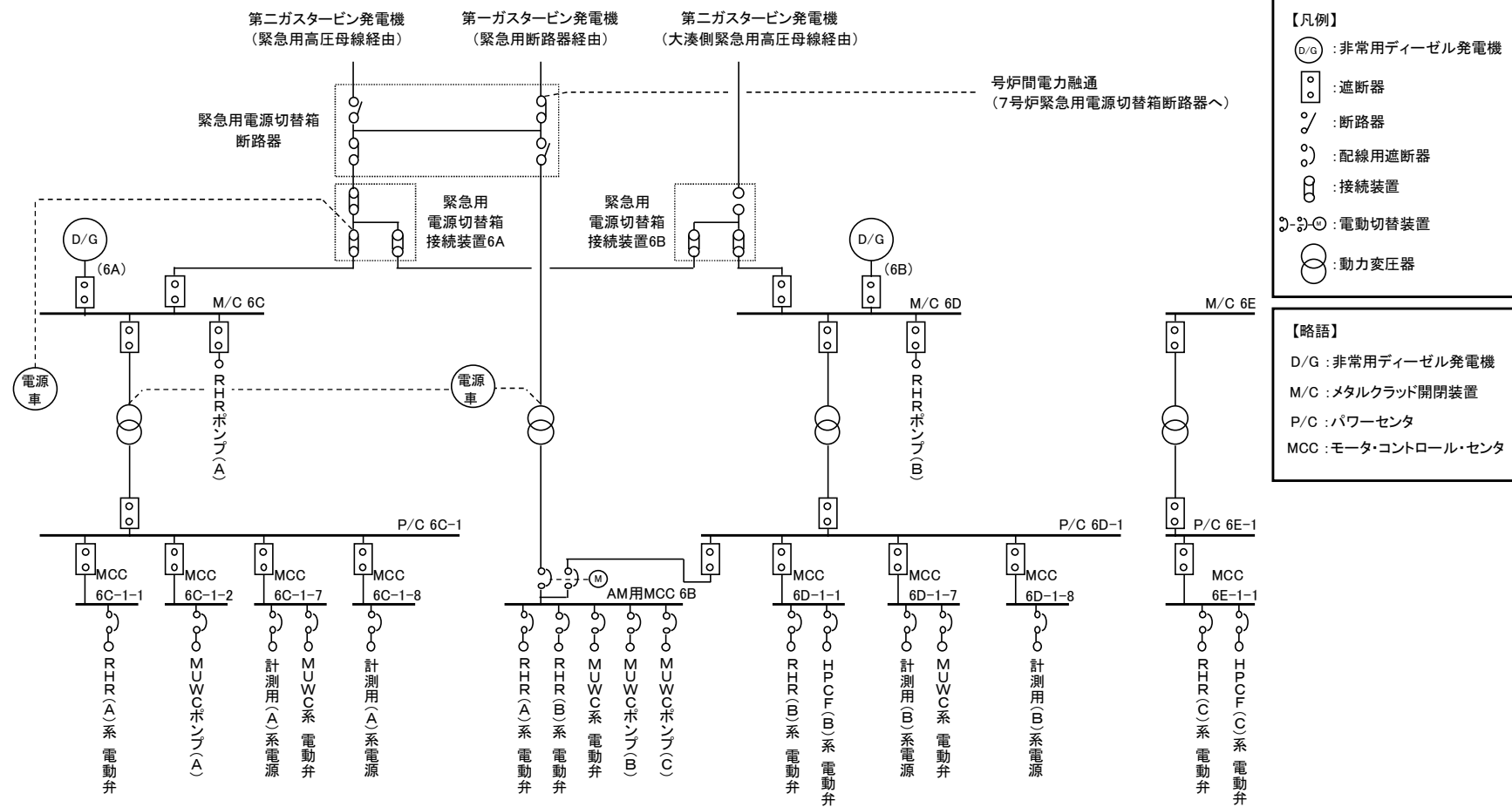


図2 対応手段として選定した設備の電源構成図(6号炉 交流電源)

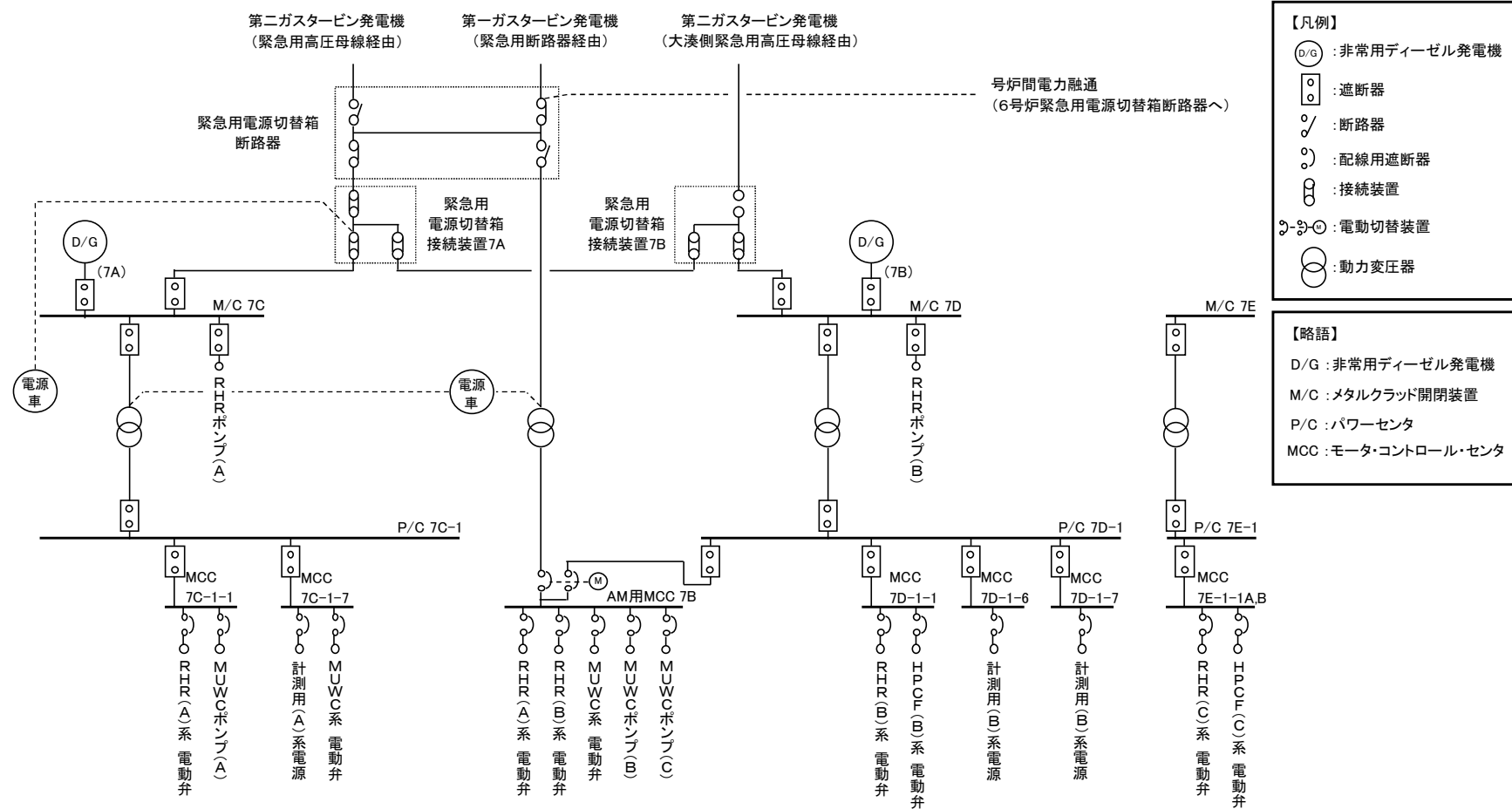


図3 対応手段として選定した設備の電源構成図(7号炉 交流電源)

重大事故対策の成立性

1. 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水

(1) 復水貯蔵槽水源確保

a. 操作概要

復水貯蔵槽を水源として復水移送ポンプにより原子炉へ注水する際に、ポンプの吸込ラインを通常のラインから復水貯蔵槽下部からのラインに切り替えることにより水源を確保する。

b. 作業場所

廃棄物処理建屋 地下3階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

復水貯蔵槽水源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名(現場運転員2名)

所要時間目安: 15分(実績時間: 14分)

d. 操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

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



反射テープ



復水移送ポンプ吸込ライン切替え

2. 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)

(1) 遠隔手動弁操作設備の取外し及び系統構成

a. 操作概要

低圧代替注水系(可搬型)により原子炉へ注水する際に, MUWC 接続口内側隔離弁(B)又は MUWC 接続口内側隔離弁(A)は遠隔手動弁操作設備のため, リンク機構を取り外してから系統構成を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 2 階, 地上 1 階(管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水に必要な要員数(7 名), 所要時間(95 分)のうち, 遠隔手動弁操作設備の取外し及び取外し後の弁操作に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名(現場運転員 2 名)

所要時間目安: 25 分(実績時間: 10 分)

d. 操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 一般工具を使用した簡易な操作であり, 容易に実施可能である。

操作対象弁には, 暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

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



遠隔手動弁操作設備のリンク機構



リンク機構の取外し操作



(系統構成)

リンク機構の取外し後に、
ハンドルを取り付け、弁操作

(2) 屋外接続口から原子炉への注水(淡水/海水)

a. 操作概要

緊急時対策本部は、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水が必要な状況において、接続口(消防ホース接続箇所)及び水源を選定し、注水ルートを決する。

現場では、指示された注水ルートを確保した上で、可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により注水する。

b. 作業場所

屋外(原子炉建屋周辺, 防火水槽周辺)

c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水に必要な要員(防火水槽を水源とした場合 7 名, 淡水貯水池を水源とした場合 8 名), 所要時間(防火水槽を水源とした場合 95 分, 淡水貯水池を水源とした場合 120 分)のうち, 屋外接続口から原子炉への注水に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 「防火水槽を水源とした場合」3 名(緊急時対策要員 3 名)
「淡水貯水池を水源とした場合」4 名(緊急時対策要員 4 名)
所要時間目安: 「防火水槽を水源とした場合」95 分(実績時間なし)
「淡水貯水池を水源とした場合」120 分(実績時間なし)

d. 操作の成立性について

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

放射性物質が放出される可能性があることから, 操作は放射線防護具(全面マスク, 個人線量計, ゴム手袋)を装備又は携行して作業を行う。

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

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

連絡手段: 通信連絡設備(電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備)のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する。



[防火水槽を水源とした場合]
防火水槽への吸管投入



[淡水貯水池を水源とした場合]
送水ホースと可搬型代替注水ポンプ
吸管との接続



ホースを建屋接続口まで展開

3. 残留熱除去系 (C) 注入配管使用による原子炉注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

復水移送ポンプからの注水が行えるよう、手動にて残留熱除去系注入弁 (C) を全開とし、残留熱除去系洗浄水弁 (C) を開にて原子炉注水を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 1 階 (管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水 (残留熱除去系 (C) ライン) に必要な要員数 (4 名)、所要時間 (40 分) のうち、現場での系統構成、注水操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名 (現場運転員 2 名)

所要時間目安: 40 分 (実績時間: 37 分)

d. 操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

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



系統構成



現場での注水操作

4. 高圧炉心注水系 (C) 注入配管使用による原子炉注水

(1) 系統構成

a. 操作概要

復水移送ポンプからの注水が行えるよう、手動にて高圧炉心注水系注入弁 (C) を全開とし、高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁 (C) を開にて原子炉注水を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地上 1 階 (管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水 (高圧炉心注水系 (C) ライン) に必要な要員数 (4 名)、所要時間 (30 分) のうち、現場での系統構成、注水操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2 名 (現場運転員 2 名)

所要時間目安: 30 分 (実績時間: 26 分)

d. 操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

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



系統構成



現場での注水操作

5. 消火系による原子炉注水

(1) 受電操作

a. 操作概要

消火系による原子炉注水の系統構成のために電源確保を行う。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下1階(非管理区域)

c. 必要要員数及び操作時間

消火系による原子炉注水に必要な要員数(6名)、所要時間(30分)のうち系統構成のための電源確保に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 :2名(現場運転員2名)

所要時間目安:20分(実績時間:18分)

d. 操作の成立性について

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

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 :通常の受電操作であり、容易に実施可能である。

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



受電操作



受電確認

6. 残留熱除去系による原子炉除熱

a. 操作概要

残留熱除去系の停止時冷却モードにて原子炉の除熱を実施するため、残留熱除去系の停止時冷却モードのラインナップ及びそれに必要な電源開放操作を実施し、残留熱除去系ポンプを起動させ、原子炉の除熱を実施する。

b. 作業場所

原子炉建屋 地下3階(管理区域)

原子炉建屋 地下1階(非管理区域)

c. 必要要員数および操作時間

残留熱除去系による原子炉除熱に必要な要員数(6名)、所要時間(20分)のうち、現場での系統構成および電源開放操作に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4名(現場運転員4名)

所要時間目安: 系統構成 15分(実績時間:14分)

電源開放 15分(実績時間:12分)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

非管理区域における操作は放射性物質が放出される可能性があることから、放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備または携行して作業を行う。管理区域においては汚染の可能性を考慮し放射線防護具(全面マスク、個人線量計、ゴム手袋)を装備して作業を行う。

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

アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

電源開放操作においても通常操作であるため、容易に実施可能である。

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



系統構成

解釈一覧
判断基準の解釈一覧

手順	判断基準記載内容	解釈	
1. 4. 2. 1 原子炉運転中における対応手順	(1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 原子炉水位低(レベル3)	原子炉水位(狭帯域)にて原子炉水位低(レベル3)
		(b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水) 原子炉水位低(レベル3)	原子炉水位(狭帯域)にて原子炉水位低(レベル3)
		(c) 消火系による原子炉注水 原子炉水位低(レベル3)	原子炉水位(狭帯域)にて原子炉水位低(レベル3)
	(3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却 溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する	原子炉格納容器下部への初期水張りが完了している場合は、原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却するとともに、注水した水が破損口から原子炉格納容器下部へ落下することにより原子炉格納容器下部の溶融炉心も冷却できる。原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却が不十分と確認された場合は原子炉格納容器下部への注水により原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却を優先する。
		(b) 消火系による残存溶融炉心の冷却 溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する	原子炉格納容器下部への初期水張りが完了している場合は、原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却するとともに、注水した水が破損口から原子炉格納容器下部へ落下することにより原子炉格納容器下部の溶融炉心も冷却できる。原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却が不十分と確認された場合は原子炉格納容器下部への注水により原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却を優先する。
		(c) 低圧代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却 溶融炉心の冷却を優先し効果的な注水箇所を選択する	原子炉格納容器下部への初期水張りが完了している場合は、原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却するとともに、注水した水が破損口から原子炉格納容器下部へ落下することにより原子炉格納容器下部の溶融炉心も冷却できる。原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却が不十分と確認された場合は原子炉格納容器下部への注水により原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却を優先する。
1. 4. 2. 2 原子炉停止中における対応手順	(2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉除熱 原子炉圧力指示値が規定値以下	原子炉圧力指示値が <input type="text"/> 以下
1. 4. 2. 3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順	(2) 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	原子炉圧力指示値が規定値以下	原子炉圧力指示値が <input type="text"/> 以下

操作手順の解釈一覧(1/3)

手順	操作手順記載内容	解釈	
1. 4. 2. 1 原子炉運転中における対応手順 a. 低圧代替注水	(a) 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	タービン建屋負荷遮断弁 P13-M0-F029	
	復水移送ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上	復水移送ポンプ吐出圧力指示値が [] 以上	
	残留熱除去系注入弁(B)	E11-M0-F005B	
	残留熱除去系注入弁(A)	E11-M0-F005A	
	残留熱除去系注入弁(C)	E11-M0-F005C	
	高圧炉心注水系注入弁(B)	E22-M0-F003B	
	高圧炉心注水系注入弁(C)	E22-M0-F003C	
	原子炉圧力容器内の圧力が復水移送ポンプの吐出圧力以下であること	原子炉圧力容器内の圧力が [] 以下であること	
	残留熱除去系洗浄水弁(B)	E11-M0-F032B	
	残留熱除去系洗浄水弁(A)	E11-M0-F032A	
	残留熱除去系洗浄水弁(C)	E11-F032C	
	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)	E22-F016B	
	高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)	E22-F016C	
	残留熱除去系(B)注入配管流量指示値の上昇	残留熱除去系(B)注入配管流量指示値が300m ³ /h程度まで上昇	
	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-M0-F017B	
	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-M0-F018B	
	残留熱除去系(A)注入配管流量指示値の上昇	残留熱除去系(A)注入配管流量指示値が [] 程度まで上昇	
	復水補給水系常/非常用連絡1次, 2次止め弁	(1次止め弁) P13-F019 (2次止め弁) P13-F020	
	(b) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)	タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
		MUWC接続口内側隔離弁(B)	P13-F137
		MUWC接続口内側隔離弁(A)	P13-F133
		残留熱除去系注入弁(C)	E11-M0-F005C
		高圧炉心注水系注入弁(B)	E22-M0-F003B
		高圧炉心注水系注入弁(C)	E22-M0-F003C
		残留熱除去系注入弁(B)	E11-M0-F005B
		原子炉圧力指示値が可搬型代替注水ポンプの吐出圧力以下であること	原子炉圧力指示値が [] 以下であること
		残留熱除去系洗浄水弁(B)	E11-M0-F032B
		残留熱除去系注入弁(A)	E11-M0-F005A
		残留熱除去系洗浄水弁(A)	E11-M0-F032A
		残留熱除去系洗浄水弁(C)	E11-F032C
		高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B)	E22-F016B
		高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C)	E22-F016C
		MUWC接続口外側隔離弁1(B), 2(B)	(隔離弁1(B)) P13-F136 (隔離弁2(B)) P13-F141
MUWC接続口外側隔離弁1(A), 2(A)		(隔離弁1(A)) P13-F132 (隔離弁2(A)) P13-F140	
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)		E11-M0-F017B	
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)		E11-M0-F018B	

操作手順の解釈一覧(2/3)

手順	操作手順記載内容	解釈	
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 a. 低圧代替注水	(1) フロントライン系故障時の対応手順	(c) 消火系による原子炉注水	
	(c) 消火系による原子炉注水	タービン建屋負荷遮断弁 P13-M0-F029 復水補給水系消火系第1, 第2連絡弁 (第1連絡弁) P13-M0-F090 (第2連絡弁) P13-M0-F091	
		残留熱除去系注入弁(B) E11-M0-F005B	
		残留熱除去系注入弁(A) E11-M0-F005A	
		残留熱除去系注入弁(C) E11-M0-F005C	
		高圧炉心注水系注入弁(B) E22-M0-F003B	
		高圧炉心注水系注入弁(C) E22-M0-F003C	
		原子炉圧力容器内の圧力がディーゼル駆動消火ポンプの吐出圧力以下であること 原子炉圧力容器内の圧力が [] 以下であること	
		残留熱除去系洗浄水弁(B) E11-M0-F032B	
		残留熱除去系洗浄水弁(A) E11-M0-F032A	
		残留熱除去系洗浄水弁(C) E11-F032C	
		高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(B) E22-F016B	
		高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁(C) E22-F016C	
		残留熱除去系(B) 注入配管流量指示値の上昇 残留熱除去系(B) 注入配管流量指示値が [] 程度まで上昇	
		残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B) E11-M0-F017B	
		残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B) E11-M0-F018B	
		残留熱除去系(A) 注入配管流量指示値の上昇 残留熱除去系(A) 注入配管流量指示値が [] 程度まで上昇	
	1.4.2.2 原子炉停止中における対応手順 a. 復旧	(2) サポート系故障時の対応手順	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水
		(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉注水	残留熱除去系ポンプ(B) 吐出圧力指示値が規定値以上であること 残留熱除去系ポンプ(B) 吐出圧力指示値が [] 以上であること
			原子炉圧力容器内の圧力が残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力以下であること 原子炉圧力容器内の圧力が [] 以下であること
		残留熱除去系注入弁(B) E11-M0-F005B	
		残留熱除去系(B) 系統流量指示値の上昇 残留熱除去系(B) 系統流量指示値が954m ³ /h程度まで上昇	
		残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B) E11-M0-F017B	
1.4.2.2 原子炉停止中における対応手順 a. 復旧	(2) サポート系故障時の対応手順	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉除熱	
	(a) 残留熱除去系電源復旧後の原子炉除熱	原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下 原子炉圧力指示値が [] 以下	
		残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁(B) E11-M0-F001B	
		残留熱除去系最小流量バイパス弁(B) E11-M0-F021B	
		残留熱除去系停止時冷却内側, 外側隔離弁(B) (内側隔離弁) E11-M0-F010B (外側隔離弁) E11-M0-F011B	
		残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁(B) E11-M0-F012B	
		残留熱除去系注入弁(B) E11-M0-F005B	
		残留熱除去系封水ポンプ(B) 吸込弁 E11-F022B	
		残留熱除去系封水ポンプ(B) 吐出弁 E11-F024B	
		残留熱除去系封水ポンプ(B) 最小流量吐出弁 E11-F025B	
		残留熱除去系熱交換器出口弁(B) E11-M0-F004B	
		残留熱除去系(B) 系統流量指示値の上昇 残留熱除去系(B) 系統流量指示値が954m ³ /h程度まで上昇	

操作手順の解釈一覧(3/3)

手順	操作手順記載内容	解釈
1.4.2.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順	(1) 残留熱除去系（低压注水モード）による原子炉注水	残留熱除去系ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上となったこと 原子炉圧力容器内の圧力が規定圧力以下となったこと 残留熱除去系注入弁 E11-M0-F005 残留熱除去系系統流量指示値の上昇 残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 E11-M0-F017 残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 E11-M0-F018
	(2) 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	原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定値以下 残留熱除去系ポンプS/P水吸込隔離弁 E11-M0-F001 残留熱除去系最小流量バイパス弁 E11-M0-F021 残留熱除去系停止時冷却内側，外側隔離弁 （内側隔離弁） E11-M0-F010 （外側隔離弁） E11-M0-F011 残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁 E11-M0-F012 残留熱除去系注入弁 E11-M0-F005 残留熱除去系封水ポンプ吸込弁 E11-F022 残留熱除去系封水ポンプ吐出弁 E11-F024 残留熱除去系封水ポンプ最小流量吐出弁 E11-F025 残留熱除去系熱交換器出口弁 E11-M0-F004 残留熱除去系系統流量指示値の上昇 残留熱除去系系統流量指示値が954m ³ /h程度まで上昇

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 目 次 >

1.15.1 設備の選定と対応手段

(1) 設備の選定と対応手段の考え方

(2) 設備の選定と対応手段の選定の結果

- a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
- b. 原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
- c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備
- d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備
- e. 手順等

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

(2) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

- a. 所内蓄電式直流電源設備からの給電
- b. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電
- c. 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備からの給電
- d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
- e. 重大事故等時の対応手段の選択

1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

添付資料 1.15.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.15.2 重大事故等の対処に必要なパラメータの選定

添付資料 1.15.3 重大事故等対処に係る監視事項

添付資料 1.15.4 重大事故等対策の成立性

添付資料 1.15.5 可搬型計測器の必要台数整理

添付資料 1.15.6 代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した
場合の影響について

下線部：今回ご提出する添付資料

1.15 事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。
 - iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
 - c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。
 - d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータの推定に有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。

1. 15. 1 設備の選定と対応手段

(1) 設備の選定と対応手段の考え方

重大事故等時において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を実施するため、発電用原子炉施設の状態を把握することが重要である。当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを技術的能力に係る審査基準 1. 1～1. 15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータを抽出する（以下、「抽出パラメータ」という。）。

なお、技術的能力に係る審査基準 1. 16～1. 19 の手順書着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるための手順ではないため、別に整理した各々の手順において整理する。

（添付資料 1. 15. 3）

抽出パラメータのうち、当該重大事故等の炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ^{※1}（以下、「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する。

※1 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率、未臨界の維持又は確認、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保、原子炉建屋内の水素濃度、原子炉格納容器内の酸素濃度、使用済燃料プールの監視。

また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下、「代替パラメータ」という。）を用いて対応する手段を整備し、重大事故等対処設備を選定する（図 1. 15. 1、図 1. 15. 2）。（以下、「機能喪失原因対策分析」という。）

さらに、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することができないパラメータについては、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータ（以下、「補助パラメータ」という。）に分類し、表 1. 15. 4 に整理した。なお、重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備（ラ

ンプ表示灯等)については、各条文の設置許可基準規則第43条への適合状況のうち、(2)操作の確実性(設置許可基準規則第43条第1項二)にて、適合性を整理する。

重大事故等対処設備の他に、設計基準対象施設による対応手段及び柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備^{※2}を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力に係る審査基準だけでなく、設置許可基準規則第五十八条及び技術基準規則第七十三条(以下、「基準規則」という。)の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに自主対策設備との関係を明確にする。

(添付資料1.15.1)

主要パラメータは以下のとおり分類する。

・重要監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータは以下のとおり分類する。

・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

また、主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備を以下のとおり分類する。

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要計器

重要監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備と位置づける計器をいう。

- ・常用計器

主要パラメータを計測する計器のうち、重要計器以外の自主対策設備の計器をいう。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器

重要代替監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備と位置づける計器をいう。

- ・常用代替計器

代替パラメータを計測する計器のうち、重要代替計器以外の自主対策設備の計器をいう。

なお、主要パラメータが重大事故等対処設備で計測できず、かつその代替パラメータも重大事故等対処設備で計測できない場合は、重大事故等時に発電用原子炉施設の状況を把握するため、主要パラメータを計測する計器の1つを重大事故等対処設備としての要求を満たした計器へ変更する。

(添付資料1.15.2)

以上の分類により抽出した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを表1.15.2に示す。あわせて、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状況を把握する能力を明確化するために、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無についても整理した。

整理した結果を踏まえ、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状況を推定するための手段を整備する。

重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し、記録する手順等を整備する。

(添付資料1.15.2)

(2) 設備の選定と対応手段の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合を想定する。また，全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。

a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に主要パラメータを計測する計器が故障した場合，発電用原子炉施設の状態を把握するため，多重化された当該パラメータを計器の他チャンネル^{※3}の計器による計測する手段及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段がある。（表 1.15.3）

※3 チャンネル：単一故障を想定しても，パラメータの監視機能が喪失しないように，1つのパラメータを測定原理が同じである複数の計器で監視しており，多重化された監視機能のうち，検出器から指示部までの最小単位をチャンネルと呼ぶ。

他チャンネルによる計測に使用する計器は以下のとおり。

- ・主要パラメータの他チャンネルの重要計器
- ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，主要パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち，当該パラメータの他チャンネルの重要計器は重大事故等対処設備と位置づける。代替パラメータによる推定に使用する設備のうち，重要代替計器は重大事故等対処設備として位置づける。

以上の重大事故等対処設備により，主要パラメータを把握することができる。また，以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示

す。

- ・主要パラメータの他チャンネルの常用計器及び常用代替計器
耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、発電用原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器により必要とするパラメータの値を推定する手段がある。

代替パラメータによる推定に使用する設備は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、主要パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に、発電用原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、重要代替計器は重大事故等対処設備と位置づける。

以上の重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができる。また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・常用代替計器

耐震性又は耐環境性はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能なことから、代替手段として有効である。

c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備

(a) 対応手段

監視する計器に供給する電源が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）より給電し、当該パラメータの計器により計測又は監視する手段がある。

また、計器電源が喪失した場合に、電源（乾電池）を内蔵した可搬型計測器を用いて計測又は監視する手段がある。計器の電源構成図を図

1. 15. 4に示す。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・所内蓄電式直流電源設備
- ・可搬型直流電源設備
- ・直流給電車

可搬型の計測器により必要とするパラメータの値を推定する設備は以下のとおり。

- ・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備、可搬型計測器は、重大事故等対処設備と位置づける。

以上の重大事故等対処設備により、主要パラメータを把握することができる。また以下の設備は、プラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・直流給電車

給電開始までに時間を要するが、給電可能であれば重大事故等の対処に必要なパラメータの監視が可能となることから代替手段として有効である。

d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する手段がある。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDS表示装置

また、重大事故等時の有効監視パラメータが使用できる場合は、パラメータを記録する手段がある。

有効監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置

なお，その他の記録として，警報発生及びプラントトリップ状態を記録する手段がある。

その他のパラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計算機

重要監視パラメータは，原則，緊急時対策支援システム伝送装置へ記録するが，監視が必要な時に現場に設置する計器，複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）の値は，記録用紙に記録する手順を整備する。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記録する設備であるデータ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，SPDS表示装置は，重大事故等対処設備と位置づける。

以上の重大事故等対処設備により，重要な監視パラメータを記録することができる。また，以下の設備は，プラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため，自主対策設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

- ・プロセス計算機

耐震性を有していないが，設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの記録が可能なることから代替手段として有効である。

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

(添付資料 1.15.1)

e. 手順等

上記の「a. パラメータを計測する計器の故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」，「b. 原子炉压力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備」，「c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備」及び「d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対応要員の対応として事故時運転操作手順書(事象ベース)及び緊急時対策本部運用要領(多様なハザード対応手順)に定める(表1.15.1)。

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

主要パラメータを計測する計器が、故障により計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手段を整備する(表 1.15.3)。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等に対処するために発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータを計測する重要計器が故障した場合。

b. 操作手順

計器の故障の判断及び対応手順は、以下のとおり。

- ① 運転員は、発電用原子炉施設の状態を把握するために必要な重要監視パラメータについて、他チャンネルの重要計器がある場合には、当該計器により当該パラメータを計測する。
また、当該パラメータの常用計器で監視可能であれば確認に使用する。
- ② 運転員は、読み取った指示値が正常であることを、計測レンジ範囲内にあること及びプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことより確認する。
- ③ 当該パラメータが計測レンジ範囲外、又はプラント状況によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がある場合には、当直副長は、あらかじめ選定した重要代替監視パラメータの計測を運転員に指示する。
- ④ 運転員は、読み取った指示値により、主要パラメータを推定する。
なお、常用代替計器が使用可能であれば、推定に使用する。

c. 操作の成立性

上記の計測及び推定は、中央制御室運転員1名で対応が可能である。
速やかに作業ができるように、推定手順を整備している。

d. 代替パラメータでの推定方法

主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータによる推定を行う。

計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状態及び事象進展状況を踏まえ、関連するパラメータを複数確認し、得られた情報の中から有効な情報を評価することで、発電用原子炉施設の状態を把握する。

推定にあたっては、使用する計器が複数ある場合、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類及び使用環境条件等、以下に示す事項及び計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

- ・基準配管に水を満たした構造の計器で計測するパラメータについては、急激な減圧等により基準配管の水が蒸発し、不確かな指示を示すことがある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認しパラメータを推定する。なお、原子炉水位及び原子炉圧力を除き、基準配管の水位変動に起因する不確かさを考慮する必要はない。
- ・常用代替計器が監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、環境条件や不確かさを考慮し、重要計器又は重要代替計器で測定されるパラメータの値との差異を評価し、パラメータの値、信頼性を考慮した上で使用する。
- ・重大事故等時に最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、炉心損傷及び原子炉圧力容器が破損した状況であるため、原子炉格納容器内の圧力、温度、放射線量率等が厳しい環境下においても、その監視機能を維持できる重要代替計器を優先して使用する。また、事故等発生時と校正時の状態変化による影響を考慮する。
- ・圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。
- ・推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。
(添付資料 1.15.6)

代替パラメータによる主要パラメータの推定ケースは以下のとおりであり、具体的な推定方法については、表1.15.3に整理する。

- ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）から推定するケース
- ・水位を注水源もしくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定するケース

- ・流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定するケース
- ・除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定するケース
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定するケース
- ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定するケース
- ・注水量を注水先の圧力より注水特性の関係から推定するケース
- ・格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から格納容器内の水位を推定するケース
- ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定するケース
- ・あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定するケース
- ・装置の作動状況により水素濃度を推定するケース
- ・使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位)、あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定するケース

(添付資料 1.15.6)

e. 重大事故等時の対応手段の選択

主要パラメータを計測する計器が故障した場合の、対応手段の優先順位を以下に示す。

主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合に、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、他チャンネルの重要計器により主要パラメータを計測する。

他チャンネルの重要計器の故障により、計測することが困難となった場合は、他チャンネルの常用計器により主要パラメータを計測する。

主要パラメータを計測する計器の故障により、主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、表1.15.3にて定める優先順位にて代替計器により代替パラメータを計測し、主要パラメータを推定する。

(2) 計器の計測範囲(把握能力)を超えた場合

原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。

原子炉圧力容器内の水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段は以下のとおり。

- 原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度を計測する計器の計測範囲は、0～350℃である。原子炉の冷却機能が喪失し、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料頂部以下になった場合、原子炉圧力容器温度の計測範囲を超える場合があるが、重大事故等時における損傷炉心冷却成否及び格納容器下部注水判断の温度は、300℃であり計測範囲内で判断可能である。

また、原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える(350℃以上)場合は炉心損傷状態と推定して対応する。

- 原子炉圧力容器内の圧力

原子炉圧力容器内の圧力を計測する計器の計測範囲は、0～10.0MPa[gage]である。重大事故等時の原子炉圧力容器内の圧力は8.62MPa[gage]以下(原子炉圧力容器の最高使用圧力)であり、重大事故等時において原子炉圧力容器内の圧力は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

- 原子炉圧力容器内の水位

原子炉圧力容器内の水位を計測する計器の計測範囲は、蒸気乾燥器スカート下端を基準として-8000mm～+3500mmであり、有効燃料下端(BAF)から通常水位を計測できるため、重大事故等時において原子炉圧力容器内の水位は、計器の計測範囲内で計測が可能である。

原子炉圧力容器内の水位のパラメータである、原子炉水位の計測範囲を超えた場合、高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量(原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

- 原子炉圧力容器への注水量

原子炉圧力容器の注水量を監視するパラメータは、高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量(原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量である。

高圧代替注水系系統流量の計測範囲は0～300m³/hとしており、計測対象である高圧代替注水ポンプの最大流量は182m³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

復水補給水系流量(原子炉圧力容器)の計測範囲は、0～350m³/hとし

ており、計測対象である復水移送ポンプの原子炉压力容器への注水時の最大流量は $300\text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

代替循環冷却系による復水補給水系流量（原子炉压力容器）の計測範囲は、 $0\sim 200\text{m}^3/\text{h}$ （6号炉）、 $0\sim 150\text{m}^3/\text{h}$ （7号炉）としており、計測対象である復水移送ポンプの、代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水時の最大流量は $150\text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

原子炉隔離時冷却系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 300\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である原子炉隔離時冷却ポンプの事故対処時における最大流量は $182\text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

高圧炉心注水系系統流量の計測範囲は、 $0\sim 1000\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧炉心注水ポンプの最大流量は $727\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

残留熱除去系系統流量の計測範囲は $0\sim 1500\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である残留熱除去ポンプの最大流量は $954\text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

- ・原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、復水補給水系流量（原子炉格納容器）である。

格納容器スプレイによる復水補給水系流量（原子炉格納容器）の計測範囲は、 $0\sim 350\text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である復水移送ポンプの格納容器スプレイによる、原子炉格納容器への注水時における最大流量は $140\text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

格納容器下部注水による復水補給水系流量（原子炉格納容器）の計測範囲は、 $0\sim 150\text{m}^3/\text{h}$ （6号炉）、 $0\sim 100\text{m}^3/\text{h}$ （7号炉）としており、計測対象である復水移送ポンプの格納容器下部注水による、原子炉格納容器への注水時における最大流量は $90\text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

- a. 手順着手の判断基準

重大事故等時に、原子炉压力容器内の水位を監視するパラメータが計器の計測範囲を超過し、指示値が確認できない場合。

- b. 操作手順

- (a) 原子炉压力容器内の水位

計器の計測範囲を超えたかどうかの判断及び対応手順は以下のとおり。

- ① 運転員は、読み取った指示値が正常であるかどうかを、プラント状況等によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないことにより確認する。
- ② 運転員は、原子炉水位の他チャンネル指示値を確認し、他チャンネルの指示値も同じ傾向か否かを確認する。
- ③ 原子炉水位の計測範囲を超えた場合、運転員は高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量(原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。

c. 操作の成立性

上記の計測及び推定は、中央制御室運転員1名で対応が可能である。速やかに作業ができるように、推定手順を整備している。

1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

全交流動力電源喪失、直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に、代替電源（交流、直流）から計器へ給電する手順及び可搬型計測器により、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

a. 所内蓄電式直流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に、所内蓄電式直流電源設備からの給電に関する手順は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

なお、所内蓄電式直流電源設備からの給電により計測可能な計器について表1. 15. 2示す。

b. 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電

全交流動力電源喪失が発生した場合に、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電に関する手順は、「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

c. 可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電

全交流動力電源喪失が発生し直流電源が枯渇するおそれがある場合に、可搬型直流電源設備又は直流給電車からの給電に関する手順は、「1. 14 電

源の確保に関する手順等」にて整備する。

d. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

代替電源(交流, 直流)からの給電が困難となり, 中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合に, 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち, 手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器で計測又は監視を行う手順を整備する。

可搬型計測器による計測対象の選定を行う際, 同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は, いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は, いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

なお, 可搬型計測器により計測可能な計器について表1. 15. 2に示す。

(添付資料 1. 15. 5)

(a) 手順着手の判断基準

計器電源が喪失し, 中央制御室でパラメータ監視ができない場合。

(b) 操作手順 (現場での接続)

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また, タイムチャートを図1. 15. 5に示す。

- ① 当直副長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ② 現場運転員 C 及び D は, 可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し, 残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。
- ③ 現場運転員 C 及び D は, 原子炉建屋地下 1 階及びタービン建屋地下中 2 階にて, 測定対象パラメータの信号出力端子と可搬型計測器を接続し, 測定を開始する。
- ④ 現場運転員 C 及び D は, 可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り, 結果を中央制御室運転員 A 及び B に報告する。
- ⑤ 中央制御室運転員 A 及び B は, 現場運転員 C 及び D からの計測結果を換算表により工学値に換算し, 記録する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は1測定点当たり, 中央制御室運転員2名, 現場運転員2名にて実施し, 作業開始を判断してから所要時間は約15分で可能である。

円滑に作業ができるように, 移動経路を確保し, 放射線防護服, 照明

及び通信連絡設備を整備する。

(添付資料 1. 15. 4)

e. 重大事故等時の対応手段の選択

全交流動力電源喪失, 直流電源喪失等により計器電源が喪失した場合に, 計器に給電する対応手段の優先順位を以下に示す。

全交流動力電源喪失が発生した場合には, 所内蓄電式直流電源設備から計測可能な計器に給電される。

所内蓄電式直流電源設備から給電されている間に, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から計器に給電する。

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が困難となった場合で直流電源が枯渇するおそれがある場合は, 可搬型直流電源設備又は直流給電車から計器に給電する。

代替電源(交流, 直流)からの給電が困難となった場合は, 可搬型計測器により重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。

1. 15. 3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは, 緊急時対策支援システム伝送装置により, 計測結果を記録する。

ただし, 複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ(使用した計測結果を含む)の値, 現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は, 記録用紙に記録する。

主要パラメータのうち記録可能なものについて, 自主対策設備であるプロセス計算機により計測結果及び警報等を記録する。

有効監視パラメータの計測結果の記録について整理し, 表1. 15. 5に示す。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合。

(2) 操作手順

重大事故等が発生し, 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を記録する手順の概要は以下のとおり。

a. 緊急時対策支援システム伝送装置による記録

緊急時対策支援システム伝送装置は, 非常用電源又は代替電源から給電可能で, 14日間の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値

を継続して確認できるよう、記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア(記録媒体)に保存する。

b. 現場指示計の記録

現場運転員は、現場操作時に監視する手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータの現場指示計がある場合には、記録用紙へ記録する。

c. 可搬型計測器の記録

中央制御室運転員は、1. 15. 2. 2(1) d. で得られた可搬型計測器で計測されたパラメータの値を記録用紙に記録する。

d. プロセス計算機の記録

(a) 発電日誌

プロセス計算機が稼動状態にあれば、定められたプロセスの計測結果を定時毎に自動で記録し、日毎に自動で帳票印刷する。

(b) 警報記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば、プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発生時、警報の状態を記録し、日毎に帳票印刷する。

また、プラントの過渡変化による重要警報のファーストヒット警報発生時、その発生順序(シーケンス)、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設の作動状況を記録し、事象発生時に帳票印刷する。

(c) 事故時データ収集記録

プロセス計算機が稼動状態にあれば、事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを自動で収集、記録し、運転員等は、事象発生後に手動で帳票印刷する。

(3) 操作の成立性

緊急時対策支援システム伝送装置による記録は、緊急時対策支援システム伝送装置の記録容量(14日間)を超える前に、緊急時対策本部内にて緊急時対応要員1名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。

可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり、運転員1名にて対応が可能である。

プロセス計算機による記録のうち、事故時データ収集記録の帳票印刷は、中央制御室内にて、運転員1名で対応が可能である。

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

技術的能力に係る審査基準1.9, 1.10, 1.14については, 各技術的能力に係る審査基準において要求事項があるため, 以下のとおり各々の手順において整備する。

原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順は「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。

原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。

全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

表 1.15.1 事故時に必要な計装に関する手順

分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対応設備		手順書	
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	重大事故等 対処設備	多様なハザード対応要領 「重要監視計器復旧」	
			主要パラメータの他チャンネルの常用計器	自主対策 設備		
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備		
			常用代替計器	自主対策 設備		
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備		
			常用代替計器	自主対策 設備		
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	蓄電池	所内蓄電式直流電源設備	重大事故等 対処設備	事故時運転操作手順書(事象ベース) 「全交流電源喪失」	
		代替電源(交流)からの給電	常設代替交流電源設備			可搬型代替交流電源設備
			可搬型代替交流電源設備			
		代替電源(直流)からの給電	可搬型直流電源設備	重大事故等 対処設備		
			直流給電車 可搬型代替交流電源設備	自主対策 設備		
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等 対処設備		
—	—	パラメータ記録	データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDS 表示装置	重大事故等 対処設備	緊急時対策本部運営要領	
			プロセス計算機	自主対策 設備		

表 1.15.2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(1/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	0～350℃	300℃*4	炉心の損傷状態を把握し、適切に対応するための判断基準として、300℃を監視可能。	C(Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	⑰
	原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力(SA)*2									
	原子炉水位*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位(SA)*2									
	残留熱除去系熱交換器入口温度*2	「⑫最終ヒートシンクの確保<残留熱除去系>」を監視するパラメータと同じ。								
② 原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力*1	3	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力(8.92MPa[gage])を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	S	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑱
	原子炉圧力(SA)*1	1	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力(8.92MPa[gage])を包絡する範囲として設定。なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。	S	区分Ⅰ 直流電源	弾性圧力 検出器	可	⑲
	原子炉水位*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位(SA)*2									
	原子炉圧力容器温度*2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								

表 1. 15. 2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(2/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1. 15. 3 No.
③原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位*1	3	-3200~3500mm*5	-2880~1650mm*5 465~1300mm*6	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲(レベル3~8)及び有効燃料棒上端付近まで監視可能。	S	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑩
		2	-4000~1300mm*6			S	区分Ⅰ,Ⅱ 直流電源	差圧式水位 検出器	可	
	原子炉水位(SA)*1	1	-3200~3500mm*5	-2880~1650mm*5		S	AM用 直流電源*11	差圧式水位 検出器	可	⑪
		1	-8000~3500mm*6			S	AM用 直流電源*11	差圧式水位 検出器	可	
	高压代替注水系系統流量*2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)*2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量*2									
	高压炉心注水系系統流量*2									
	残留熱除去系系統流量*2									
	④原子炉圧力容器への注水量	高压代替注水系系統流量	1	0~300m ³ /h	—*9	高压代替注水系ポンプの最大流量(182m ³ /h)を監視可能。	—(Ss)	AM用 直流電源	差圧式流量 検出器	可
原子炉隔離時冷却系系統流量		1	0~300m ³ /h	182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大流量(182m ³ /h)を監視可能。	S	区分Ⅰ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑨
高压炉心注水系系統流量		2	0~1000m ³ /h	727m ³ /h	高压炉心注水系ポンプの最大流量(727m ³ /h)を監視可能。	S	区分Ⅱ,Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑧
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)		1	0~200m ³ /h(6号炉) 0~150m ³ /h(7号炉)	—*9	代替低圧注水系による原子炉圧力容器への注水時における復水移送ポンプの最大流量(90m ³ /h)を監視可能。	—(Ss)	AM用 直流電源*11	差圧式流量 検出器	可	⑪
		1	0~350m ³ /h	—*9	重大事故等時における復水移送ポンプの最大流量(300m ³ /h)を監視可能。	—(Ss)	AM用 直流電源*11	差圧式流量 検出器	可	
残留熱除去系系統流量		3	0~1500m ³ /h	954m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大流量(954m ³ /h)を監視可能。	S	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	④
復水貯蔵槽水位(SA)*2		「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
サブプレッション・チェンバ・プール水位*2		「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
原子炉水位*2		「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
原子炉水位(SA)*2										

表 1. 15. 2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(3/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1. 15. 3 No.
⑤ 原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	0~350m ³ /h	-*9	格納容器スプレイ時における復水移送ポンプの最大流量(140m ³ /h)を監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源*11	差圧式流量 検出器	可	⑫
		1	0~150m ³ /h(6号炉)*7 0~100m ³ /h(7号炉)*7	-*9	格納容器下部への注水時における復水移送ポンプの最大流量(90m ³ /h)を監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源*12	差圧式流量 検出器	可	
	復水貯蔵槽水位(SA)*2	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(D/W)*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(S/C)*2									
格納容器下部水位*2	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。									
⑥ 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	138℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	C(Ss)	AM用 直流電源*11, 12	熱電対	可	⑳
	サプレッション・チェンバ気体温度*1	1	0~200℃	138℃		C(Ss)	AM用 直流電源*11	熱電対	可	㉑
	サプレッション・チェンバ・プール 水温度*1	3	0~200℃	97℃	格納容器の限界圧力(620kPa[gage])におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度(約166℃)を監視可能。	S	AM用 直流電源	测温抵抗体	可	㉒
	格納容器内圧力(D/W)*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(S/C)*2									

表 1.15.2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(4/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1.15.3 No.
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)*1	1	0~1000kPa[abs]	246kPa[gage]	格納容器の限界圧力(620kPa[gage])を監視可能。	S	AM用 直流電源*11	弾性圧力 検出器	可	㉕
	格納容器内圧力(S/C)*1	1	0~980.7kPa[abs]	197kPa[gage]		S	AM用 直流電源*11	弾性圧力 検出器	可	㉖
	ドライウェル雰囲気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	サブプレッション・チェンバ気体温度*2									
サブプレッション・チェンバ・プール水温度*2										
⑧ 原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	-6~11m (T.M.S.L.-7150~ +9850mm)*8	-2.59~0m (T.M.S.L.-3740~ -1150mm)*8	ウェットウェルベント操作可否判断(ベントライン高さ-1m:9.05m)を把握できる範囲を監視可能。	S	AM用 直流電源*11	差圧式水位 検出器	可	㉗
	格納容器下部水位	3	+1m,+2m,+3m (T.M.S.L.-5600mm, -4600mm,-3600mm) *8	-*9	重大事故等時において、格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水量(底部から+2m)があることを監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源*12	電極式水位 検出器	可	㉘
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)*2	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	復水貯蔵槽水位(SA)*2	「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(D/W)*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(S/C)*2									
⑨ 原子炉格納容器内の 水素濃度	格納容器内水素濃度*1	2	0~30vol%(6号炉) 0~20vol%/0~ 100vol%(7号炉)	6.2vol%	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能。 なお、6号炉については、格納容器内水素濃度が30vol%を超えた場合においても、格納容器内水素濃度(SA)により把握可能。	S	区分I,II 計測用交流電源	熱伝導式 水素検出器	-	㉙
	格納容器内水素濃度(SA)*1	2	0~100vol%			S	AM用 直流電源	水素吸蔵材 料式水素検 出器	-	㉚

表 1. 15. 2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(5/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1. 15. 3 No.
⑩ 原子炉格納容器内の 放射線量率	格納容器内雰囲気放射線 レベル(D/W) *1	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満 *10	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h)を把握する上で監視可能(上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電源	電離箱	—	⑳
	格納容器内雰囲気放射線 レベル(S/C) *1	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h 未満 *10	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h)を把握する上で監視可能(上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電源	電離箱	—	㉑
⑪ 未臨界の維持又は確認	起動領域モニタ *1	10	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の 約 10 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。	S	区分Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ, Ⅳ バイタル交流電源	核分裂 電離箱	—	㉒
	平均出力領域モニタ *1	4 * 3	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 設計基準事故時, 一時的に計測範囲を超えるが, 短期間であり, かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから, 現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また, 重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため, 現状の計測範囲でも対応が可能。	S	区分Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ, Ⅳ バイタル交流電源	核分裂 電離箱	—	㉒

表 1.15.2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(6/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1.15.3 No.		
⑫最終ヒートシンクの確保 (1/2)	<代替循環冷却系>											
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度*1		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									
	復水補給水系温度(代替循環冷却)	1	0~200℃	-*9	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度(85℃)に余裕を見込んだ設定とする。	-(Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	⑭		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	0~200m ³ /h(6号炉) 0~150m ³ /h(7号炉)	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	0~350m ³ /h	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	<格納容器圧力逃がし装置>											
	フィルタ装置水位	2	0~6000mm	-*9	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約2200mm, 下限水位：約500mmを監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源*11	差圧式水位 検出器	可	⑮		
	フィルタ装置入口圧力	1	0~1MPa[gage]	-*9	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力(0.62MPa[gage])が監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源*11	弾性圧力 検出器	可	⑯		
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	-*9	格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率(約7×10 ⁴ mSv/h)を監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源*11	電離箱	-	⑰		
	フィルタ装置水素濃度	2	0~100vol%	-*9	格納容器ベント停止後の窒素によるパーズを実施し、フィルタ装置及び耐圧強化ベントラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(4vol%)以下であることを監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源*11	熱伝導式 水素検出器	-	⑱		
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	1	0~50kPa	-*9	フィルタ装置金属フィルタの上限差圧 [] が監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源*11	差圧式圧力 検出器	可	⑲		
	フィルタ装置スクラバ水 pH	1	pH0~14	-*9	フィルタ装置スクラバ水の pH(pH0~14)が監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源*11	pH 検出器	-	⑳		
	<耐圧強化ベント系>											
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	-*9	耐圧強化ベント実施時に、想定される排気ラインの最大線量当量率(約7×10 ⁴ mSv/h)を監視可能。	-(Ss)	AM用 直流電源*11	電離箱	-	㉑		
	フィルタ装置水素濃度	1	「⑫最終ヒートシンクの確保<格納容器圧力逃がし装置>」を監視するパラメータと同じ。									
	<残留熱除去系>											
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	0~300℃	182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲(182℃)を監視可能。	C(Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	熱電対	可	①		
残留熱除去系熱交換器出口温度	3	0~300℃	182℃	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系熱交換器出口温度の変動範囲(182℃)を監視可能。	C(Ss)	区分Ⅰ,Ⅱ,Ⅲ 直流電源	熱電対	可	②			
残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。											

表 1. 15. 2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(7/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1. 15. 3 No.
⑫最終ヒートシンクの確保 (2/2)	原子炉補機冷却水系系統流量	3	0~4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m ³ /h(区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m ³ /h(6号炉区分Ⅲ) 800m ³ /h(7号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量(1300m ³ /h(区分Ⅰ, Ⅱ), 1100m ³ /h(6号炉区分Ⅲ), 800m ³ /h(7号炉区分Ⅲ))を監視可能。 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)の最大流量(600m ³ /h)を監視可能。	C(Ss)	区分Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑤
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	0~2000m ³ /h(6号炉) 0~1500m ³ /h(7号炉)	1300m ³ /h(区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m ³ /h(6号炉区分Ⅲ) 800m ³ /h(7号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量(1300m ³ /h(区分Ⅰ, Ⅱ), 1100m ³ /h(6号炉区分Ⅲ), 800m ³ /h(7号炉区分Ⅲ))を監視可能。 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)の最大流量(600m ³ /h)を監視可能。	C(Ss)	区分Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ 直流電源	差圧式流量 検出器	可	⑥
	ドライウェル雰囲気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	サプレッション・チェンバ氣體温度*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(D/W)*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(S/C)*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内水素濃度(SA)*2	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。								
原子炉圧力容器温度*2	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。									
⑬格納容器バイパス の監視	原子炉水位*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位(SA)*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉圧力(SA)*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
	ドライウェル雰囲気温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内圧力(D/W)*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								

表 1. 15. 2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(8/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	図 1. 15. 3 No.
⑭ 水源の確保	復水貯蔵槽水位(SA)	1	0~16m(6号炉) 0~17m(7号炉)	0~15.5m(6号炉) 0~15.7m(7号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル(6号炉:0~15.5m, 7号炉:0~15.7m)を監視可能。	S	AM用 直流電源	差圧式水位 検出器	可	⑦
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	高压代替注水系系統流量*2	「④原子炉压力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。								
	復水補給水系流量(原子炉压力容器)*2									
	原子炉隔離時冷却系系統流量*2									
	高压炉心注水系系統流量*2									
	残留熱除去系系統流量*2									
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)*2	「③原子炉压力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位*2									
	原子炉水位(SA)*2									
復水移送ポンプ吐出圧力*2	3	0~2MPa[gage]	—*9	復水移送ポンプ吐出圧力(0.92MPa[gage])を監視可能。	—(Ss)	AM用 直流電源*11,12	弾性圧力検 出器	可	⑬	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力*2	3	0~3.5MPa[gage]	2.2MPa[gage]	残留熱除去系ポンプ吐出圧力(2.2MPa[gage])を監視可能	B(Ss)	区分I,II,III 直流電源	弾性圧力検 出器	可	③	
⑮ 原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	7	0~20vol%	—*9	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能。	—(Ss)	AM用 直流電源	熱伝導式 水素検出器	—	⑮
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置*2	4	0~300℃	—*9	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器の作動時に想定される温度を監視可能。	—(Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	⑯
⑰ 原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0~30vol%(6号炉) 0~10vol%/0~ 30vol%(7号炉)	4.9vol%	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(酸素濃度:5vol%)を把握する上で監視可能。	S	区分I,II 計測用交流電源	熱磁気風式 酸素検出器	—	⑳
	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)*2	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。								
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)*2									
	格納容器内圧力(D/W)*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。								
格納容器内圧力(S/C)*2										

表 1. 15. 2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)(9/9)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力(計測範囲の考え方)	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型計測器	図 1. 15. 3 No.
⑰使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位 ・温度(SA広域)*1	1	T. M. S. L. 20180mm～ 31170mm(6号炉) T. M. S. L. 20180mm～ 31123mm(7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	C(Ss)	区分Ⅰ 直流電源	熱電対	可	④②
			0～150℃	66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。					
	使用済燃料貯蔵プール水位 ・温度(SA)*1	1	T. M. S. L. 23, 420mm～ 30, 420mm(6号炉) T. M. S. L. 23, 373mm～ 30, 373mm(7号炉)	- *10	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	C(Ss)	AM用 直流電源	熱電対	可	④③
			0～150℃		重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。					
使用済燃料貯蔵プール放射線 モニタ(高レンジ・低レンジ)*1	1	10 ¹ ～10 ⁶ mSv/h	- *9	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲にわたり監視可能。	C(Ss)	AM用 直流電源	電離箱	-	④④	
	1	10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h(6号炉) 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h(7号炉)								
使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ*1	1	-	- *9	重大事故等において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	- (Ss)	区分Ⅰ バイタル交流 電源 空冷装置 区分Ⅰ 計測用交流電源	赤外線 カメラ	-	④⑤ ④⑥	

*1: 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ, *2: 重要代替監視パラメータ

*3: 局部出力領域モニタの検出器は208個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, 52個ずつの信号が入力される。

*4: 設計基準事故時に想定される原子炉压力容器の最高圧力に対する飽和温度。

*5: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉压力容器零レベルより1224cm)

*6: 基準点は有効燃料棒上端(原子炉压力容器零レベルより905cm)

*7: 格納容器下部注水流量, *8: T. M. S. L. =東京湾平均海面

*9: 重大事故等時に使用する設備のため, 設計基準事故時は値なし。

*10: 炉心損傷は, 原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり, 設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*11: 設置許可基準規則第47条, 48条及び49条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して, 多様性及び独立性を有し, 位置的分散を図ることとしており, 電源については, 非常用所内電気設備と独立性を有し, 位置的分散を設ける設計とする。詳細については, 「3. 14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)の補足説明資料57-9」参照。なお, 各条文に対するパラメータの選定結果は, 補足説明資料58-11に整理している。

*12: 設置許可基準規則第51条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており, 復水補給水系流量(原子炉格納容器)及び格納容器下部水位に対して, 復水移送ポンプ吐出圧力及びドライウエル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については, 常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計とするとともに, 可搬型計器による計測が可能な設計としており, 多様性を有している。詳細については, 「3. 14 電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)の補足説明資料57-9」参照。なお, 条文に対するパラメータの選定結果は, 補足説明資料58-11に整理している。

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(1/8)

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量(温度, 圧力, 水位, 放射線量率, 水素濃度及び中性子束)から推定する。
- ケース 2 : 水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力から推定する。
- ケース 3 : 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 除熱状態を温度, 圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 5 : 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを水位, 圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。
- ケース 7 : 注水量を注水先の圧力より注水特性の関係から推定する。
- ケース 8 : 格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧から格納容器内の水位を推定する。
- ケース 9 : 未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定する。
- ケース 10 : あらかじめ評価したパラメータの相関関係により酸素濃度を推定する。
- ケース 11 : 装置の作動状況により水素濃度を推定する。
- ケース 12 : 使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位), あらかじめ評価した水位と放射線量の相関関係及びカメラによる監視により, 使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定する。

なお, 代替パラメータによる推定にあたっては, 代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には, 原子炉水位から原子炉圧力容器内 が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原 子炉圧力容器内の温度を推定する。 また, スクラム後, 原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧 力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系熱交換器入口温度
		②原子炉圧力 ②原子炉圧力(SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA)	ケース 6	
		③残留熱除去系熱交換器入口温度	ケース 1	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合には, 原子炉圧力(SA)により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温 度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
		②原子炉圧力(SA)	ケース 6	
		③原子炉水位 ③原子炉水位(SA) ③原子炉圧力容器温度	ケース 6	
	原子炉圧力(SA)	①原子炉圧力	ケース 1	①原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合には, 原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温 度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
②原子炉水位 ②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力容器温度	ケース 6			

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(2/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	ケース 1	①原子炉水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位の監視が不可能となった場合には、原子炉水位 (SA) により推定する。 ③高圧代替注水系系統流量、復水補給水系流量(原子炉圧力容器)、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。
		③高圧代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量	ケース 2	
	原子炉水位 (SA)	①原子炉水位	ケース 1	
		②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量	ケース 2	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 ②原子炉水位 (SA)	ケース 3	
	高圧炉心注水系系統流量	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	
		②復水貯蔵槽水位 (SA) ③原子炉水位 ③原子炉水位 (SA)	ケース 3	
残留熱除去系系統流量	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ・プール水位 ③原子炉水位 ③原子炉水位 (SA)	ケース 1 ケース 3	①残留熱除去系系統流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合には、水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。 ③注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。	

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(3/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
器 原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	①復水貯蔵槽水位(SA)	ケース 3	①水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により復水補給水系流量(原子炉格納容器)を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ①復水補給水系流量(原子炉格納容器)の監視が不可能となった場合には、注水先の格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)より格納容器への注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内の水位の変化により復水補給水系流量(原子炉格納容器)を推定する。
		②格納容器内圧力(D/W)	ケース 7	
		②格納容器内圧力(S/C)	ケース 3	
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①ドライウェル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合には、飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(D/W)によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力(S/C)により、上記①と同様にドライウェル雰囲気温度を推定する。
		②格納容器内圧力(D/W)	ケース 6	
		③格納容器内圧力(S/C)	ケース 6	
	サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	ケース 1	①サブプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(S/C)によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ気体温度(常用計器)により、温度を推定する。
		②格納容器内圧力(S/C)	ケース 6	
		③[サブプレッション・チェンバ気体温度]	ケース 1	
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 ③飽和温度/圧力の関係を利用して格納容器内圧力(S/C)によりサブプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。	
	②サブプレッション・チェンバ気体温度	ケース 1		
		③格納容器内圧力(S/C)	ケース 6	
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(D/W)	①格納容器内圧力(S/C)	ケース 1	①格納容器内圧力(D/W)の圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力(S/C)により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力(D/W)を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力(D/W)(常用計器)により、圧力を推定する。
		②ドライウェル雰囲気温度	ケース 6	
		③[格納容器内圧力(D/W)]	ケース 1	
	格納容器内圧力(S/C)	①格納容器内圧力(D/W)	ケース 1	①格納容器内圧力(S/C)の圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器内圧力(D/W)により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プール水温度により格納容器内圧力(S/C)を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力(S/C)(常用計器)により、圧力を推定する。
		②サブプレッション・チェンバ気体温度	ケース 6	
		②サブプレッション・チェンバ・プール水温度	ケース 6	
		③[格納容器内圧力(S/C)]	ケース 1	

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(4/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ②復水貯蔵槽水位(SA)	ケース 2	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により、サブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ③格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧によりサブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ④監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により、水位を推定する。
		③格納容器内圧力(D/W) ③格納容器内圧力(S/C)	ケース 8	
		④[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	ケース 1	
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により、格納容器下部水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵槽水位の変化により、格納容器下部水位を推定する。なお、復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		②復水補給水系流量(原子炉格納容器) *格納容器下部注水流量 ③復水貯蔵槽水位(SA)	ケース 2 ケース 2	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度(SA)	ケース 1	①格納容器内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度(SA)により推定する。
	格納容器内水素濃度(SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度	ケース 1	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ③[エア放射線モニタ]	ケース 1	①格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)により推定する。 ③エア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ③[エア放射線モニタ]	ケース 1	

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(5/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法	
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合には、平均出力領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系(有効監視パラメータ)により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。	
		②平均出力領域モニタ	ケース 9		
	平均出力領域モニタ	③[制御棒操作監視系]			ケース 9
		①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1		
	②起動領域モニタ	ケース 9			
	③[制御棒操作監視系]		ケース 9		
[制御棒操作監視系]	①起動領域モニタ	ケース 9			
②平均出力領域モニタ	ケース 9				
最終ヒートシンクの確保	<代替循環冷却系> サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータ(サブプレッション・チェンバ・プール水温度)の他チャンネル	ケース 1	①主要パラメータのうち、サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、サブプレッション・チェンバ・プール水温度、復水補給水系温度(代替循環冷却)、復水補給水系流量(原子炉圧力容器)、復水補給水系流量(原子炉格納容器)の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
		復水補給水系温度(代替循環冷却)	ケース 4		
	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	ケース 4			
	復水補給水系流量(原子炉格納容器)		ケース 4		
	<格納容器圧力逃がし装置> フィルタ装置水位	①主要パラメータ(フィルタ装置水位、フィルタ装置出口放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度)の他チャンネル			ケース 1
		②ドライウエル雰囲気温度	ケース 4		
②サブプレッション・チェンバ気体温度					
②格納容器内圧力(D/W)					
②格納容器内圧力(S/C)	ケース 4				
②格納容器内水素濃度(SA)					

表 1.15.3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(6/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	<耐圧強化ベント系> 耐圧強化ベント系放射線モニタ フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータ(耐圧強化ベント系放射線モニタ)の他チャンネル	ケース 1	①主要パラメータのうち、耐圧強化ベント系放射線モニタの 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②耐圧強化ベント系による冷却において、耐圧強化ベント系放射線モニタ、フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力(D/W)、格納容器内圧力(S/C)により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 なお、フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度(SA)により推定する。
		②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体温度 ②格納容器内圧力(D/W) ②格納容器内圧力(S/C) ②格納容器内水素濃度(SA)	ケース 4	
最終ヒートシンクの確保	<残留熱除去系> 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①主要パラメータ(残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量)の他チャンネル	ケース 4	①主要パラメータのうち、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②残留熱除去系による冷却において、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度、残留熱除去系系統流量、原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		②原子炉圧力容器温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体温度 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度		
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)	①主要パラメータ(原子炉水位、原子炉圧力)の他チャンネル	ケース 1	①主要パラメータのうち、原子炉水位、原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位、原子炉水位(SA)、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)の監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、格納容器内圧力(D/W)、エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。
		②ドライウエル雰囲気温度 ②格納容器内圧力(D/W) ②[エリア放射線モニタ]	ケース 5	
	②原子炉水位 ②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力 ②原子炉圧力(SA) ②[エリア放射線モニタ]	ケース 5		
格納容器バイパスの監視	ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力(D/W)	①主要パラメータ(ドライウエル雰囲気温度)の他チャンネル	ケース 1	①主要パラメータのうち、ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのドライウエル雰囲気温度により推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度、格納容器内圧力(D/W)の監視が不可能となった場合には、原子炉水位、原子炉水位(SA)、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)、エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。
		②原子炉水位 ②原子炉水位(SA) ②原子炉圧力 ②原子炉圧力(SA) ②[エリア放射線モニタ]	ケース 5	

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(7/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	[エリア放射線モニタ]	①原子炉水位 ①原子炉水位(SA) ①原子炉圧力 ①原子炉圧力(SA) ①ドライウエル雰囲気温度 ①格納容器内圧力(D/W)	ケース 5	①エリア放射線モニタ(有効監視パラメータ)の監視が不可能となった場合には、原子炉水位、原子炉水位(SA)、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)、ドライウエル雰囲気温度、格納容器内圧力(D/W)により格納容器バイパスの発生を推定する。
	復水貯蔵槽水位(SA)	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ②原子炉水位 ②原子炉水位(SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]	ケース 2 ケース 1	①復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から、復水貯蔵槽水位(SA)を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位(SA)を推定する。 ②復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により、水位を推定する。
水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量(原子炉圧力容器) ①復水補給水系流量(原子炉格納容器) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	ケース 2 ケース 1	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの流量から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ②サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により、水位を推定する。
	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	ケース 1 ケース 11	①原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合には、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により推定する(静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度から水素濃度を推定)。

表 1. 15. 3 代替パラメータによる主要パラメータの推定(8/8)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル	ケース 1	①格納容器内酸素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)又は格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)により格納容器内酸素濃度を推定する。 ③格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。
		②格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W) ②格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C) ③格納容器内圧力(D/W) ③格納容器内圧力(S/C)	ケース 10	
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 12	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)にて使用済燃料貯蔵プールの水位及び温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 12	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)にて使用済燃料貯蔵プールの水位及び温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	ケース 12	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)の監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)にて水位を計測した後、水位と放射線率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域) ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA) ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	ケース 12	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合には、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)にて、使用済燃料プールの状態を推定する。

*代替パラメータの番号は優先順位を示す。

* [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

表 1.15.4 補助パラメータ (1/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	500kV 新新潟幹線 1L, 2L 電圧	新新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ
	500kV 南新潟幹線 1L, 2L 電圧	南新潟幹線 1L, 2L の受電状態を確認するパラメータ
	No. 1 工事用変圧器入力電圧	工事用変圧器の受電状態を確認するパラメータ
	No. 2 工事用変圧器入力電圧	
	M/C C 電圧	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	M/C D 電圧	
	P/C C-1 電圧	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ
	P/C D-1 電圧	
	直流 125V 主母線盤 A 電圧	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	
	直流 125V 主母線盤 B 電圧	
	AM 用直流 125V 充電器電圧	
	非常用 D/G(A) 発電機電圧, 周波数, 電力	非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	非常用 D/G(B) 発電機電圧, 周波数, 電力	
	非常用 D/G(A) 発電機電圧, 周波数, 電力(他号炉)	他号炉の非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認するパラメータ
	非常用 D/G(B) 発電機電圧, 周波数, 電力(他号炉)	
	第一 GTG 発電機電圧, 周波数, タービン回転数	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	第二 GTG 発電機電圧, 周波数, タービン回転数	
	電源車電圧, 周波数	
	直流給電車電圧	
	緊急用 M/C 電圧	緊急用 M/C の受電状態を確認するパラメータ
	大湊側緊急用 M/C 電圧	
	軽油タンク油面	燃料の確保状態を確認するパラメータ
タンクローリ油タンクレベル		
各機器油タンクレベル		
補機関係	可搬式原子炉水位計	高圧代替注水系の運転状態を確認するパラメータ (現場)
	高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
	高圧代替注水系タービン入口圧力	
	高圧代替注水系タービン排気圧力	
	高圧代替注水系ポンプ吸込圧力	
	可搬式原子炉水位計	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ (現場)
	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吸込圧力	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	
	可搬型回転計	高圧炉心注水系の運転状態を確認するパラメータ
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	
	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	大容量送水車吐出圧力	大容量送水車の運転状態を確認するパラメータ
	圧力抑制室プール水浄化系系統流量	圧力抑制室プール水浄化系の運転状態を確認するパラメータ

表 1.15.4 補助パラメータ (2/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	スクラム警報	スクラム機能の状態を確認するパラメータ
	制御棒駆動系充てん水ライン圧力	制御棒駆動系の運転状態を確認するパラメータ
	制御棒駆動系系統流量	
	ほう酸水タンク液位	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入ポンプ出口圧力	
	高压窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	主蒸気逃し安全弁の運転状態を確認するパラメータ
	高压窒素ガス供給系 窒素ガスポンプ出口圧力	
	高压窒素ガス供給系ドライウェル入口圧力低警報	
	SRV 緊急時強制操作用窒素ガスポンプ出口圧力	
	SRV 緊急時強制操作用窒素ガス圧力	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ
	ドライウェルサンプ水位	
	RHR ポンプ室雰囲気温度	
	RCIC ポンプ室雰囲気温度	
	RCIC 機器室雰囲気温度	
	RHR ポンプ室床漏えい	
	HPCF ポンプ室床漏えい	
	RCIC ポンプ室床漏えい	
	RCIC 蒸気管圧力低	
	RCIC 蒸気管流量大	
	CUW 差流量大	
	フィルタ装置ドレン移送流量	フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ
	ドレン移送ライン圧力	
	ドレンタンク水位	
	可搬型窒素供給装置流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ
	高压窒素ガス供給系ドライウェル入口圧力低警報	
	可燃性ガス濃度制御系入口ガス流量	
	ブロワ吸込ガス流量	
	ブロワ吸込圧力	
	加熱管内ガス温度	
	加熱管出口ガス温度	
	加熱管表面温度	
	再結合器内ガス温度	
再結合器表面温度		

表 1.15.4 補助パラメータ (3/3)

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
その他	復水器器内圧力	給・復水系の運転状態を確認するパラメータ
	給水流量	
	RFP 吐出ヘッド圧力	
	原子炉補機冷却水系サージタンク水位	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉補機冷却系熱交換器出口冷却水温度	
	代替 RCW ポンプ吸込圧力	
	代替 RCW ポンプ吐出圧力	
	代替 RCW ユニット入口温度	
	原子炉補機冷却系ポンプ出口圧力	
	代替 RSW ポンプ出口圧力	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ
	燃料プール水位低 警報	使用済燃料プールの状態を確認するパラメータ
	燃料プール温度高 警報	
	スキマサージタンク水位	
	使用済燃料プールエリア雰囲気温度	
	燃料プールエリア放射線モニタ	
	プロセス放射線モニタ	
	燃料取替エリア排気放射能モニタ	
	FPC ポンプ吐出流量	
	純水タンク水位	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ
	純粋移送ポンプ吐出圧力	
	ろ過水タンク水位	
	淡水貯水池	
	防火水槽	

表 1.15.5 有効監視パラメータ(自主対策設備)の監視・記録について

分類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備考
		可否	要否			
原子炉格納容器内の放射線量率	エリア放射線モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	中央制御室 記録計	
未臨界の監視	制御棒操作監視系	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	緊急時対策支援 システム伝送装置	
格納容器バイパスの監視	エリア放射線モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	中央制御室 記録計	

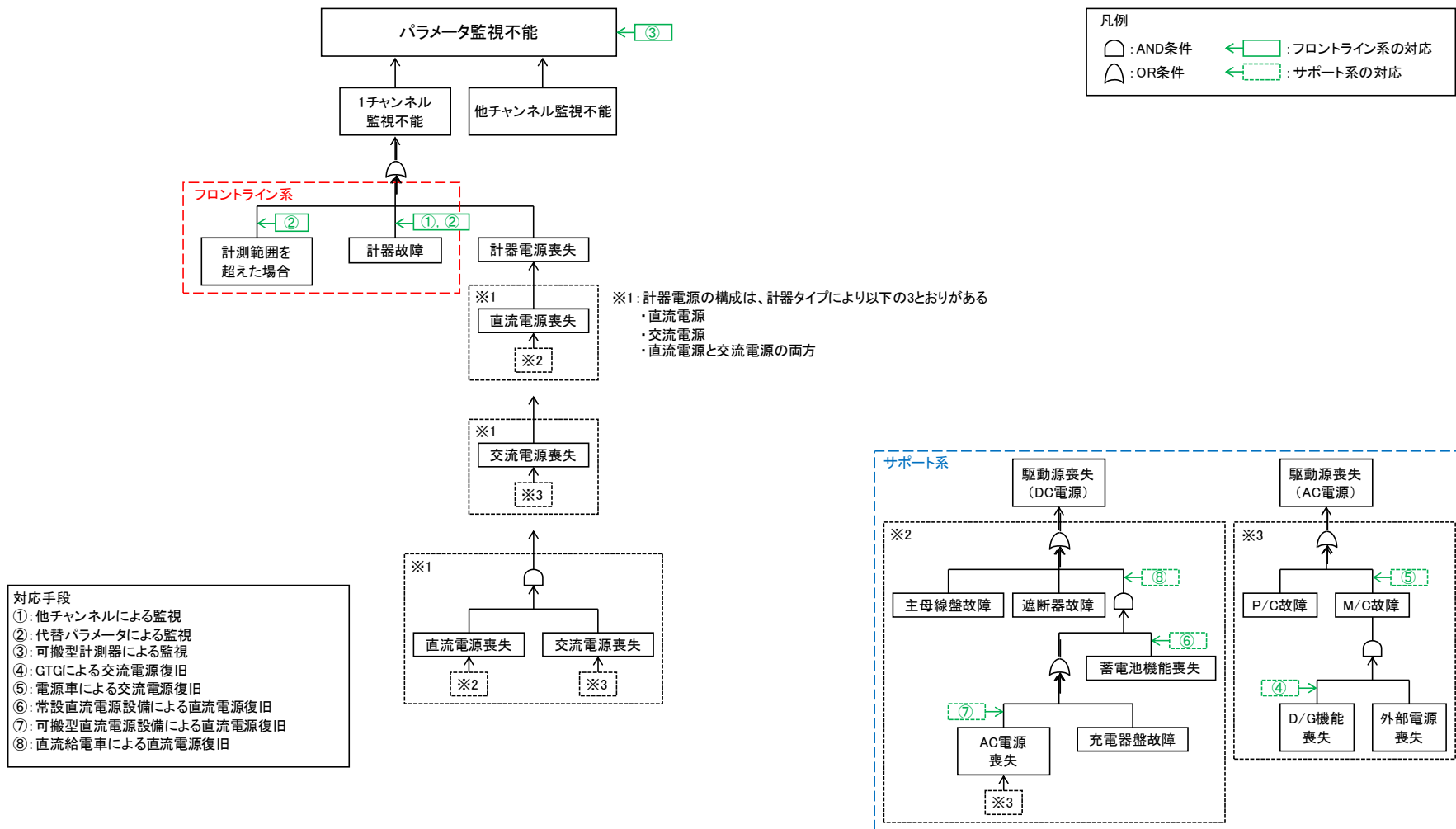


図 1.15.1 機能喪失原因対策分析

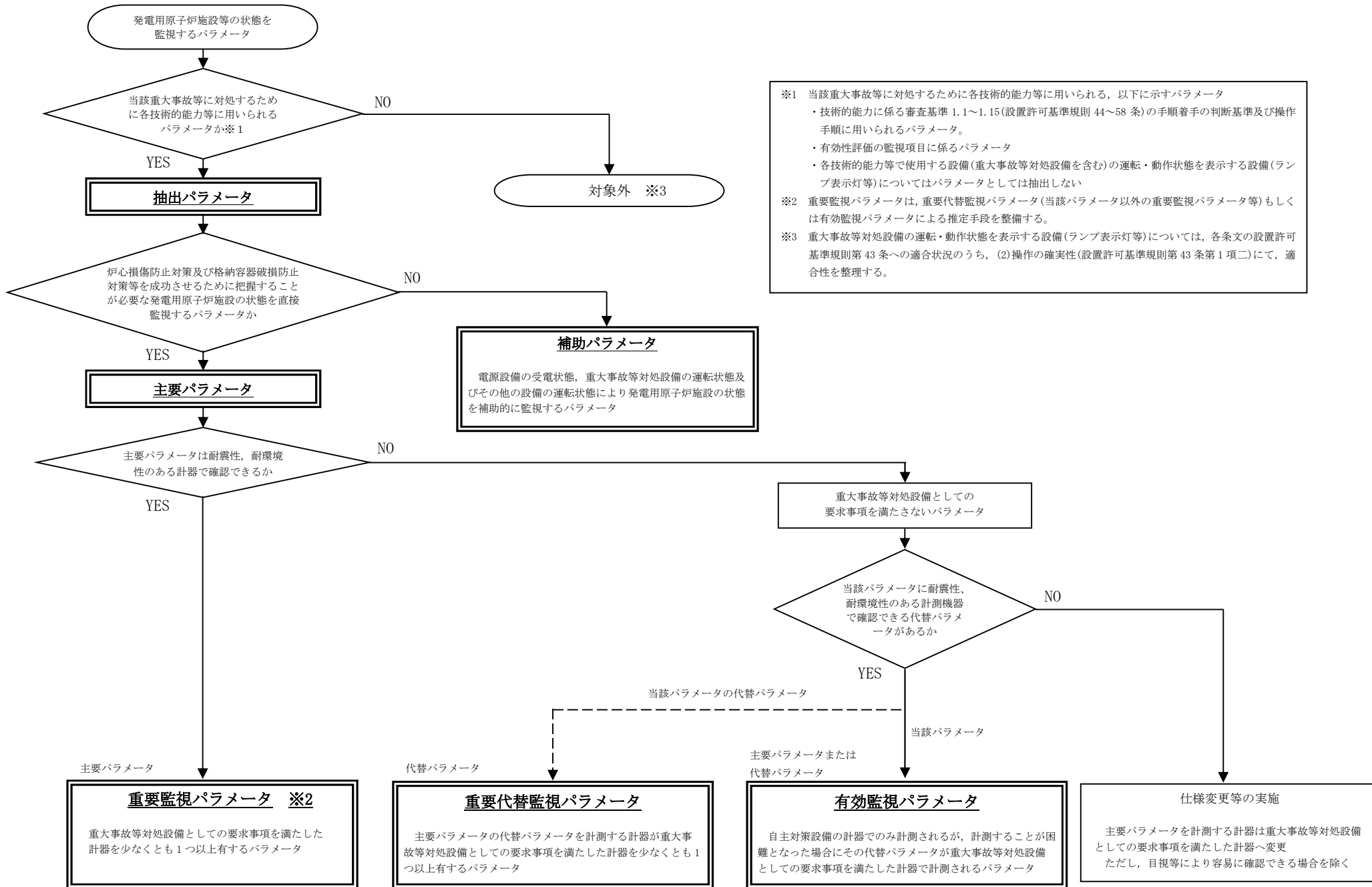
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8
パラメータ監視不能	他チャンネル監視不能							
	1チャンネル監視不能	計測範囲を超えた						
		計器本体故障						
		計器電源喪失	交流電源喪失(以降、1.14と同様)					
		直流電源喪失(以降、1.14と同様)						

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

図 1. 15. 1 機能喪失原因対策分析(補足)



- ※1 当該重大事故等に対処するために各技術的能力等に用いられる、以下に示すパラメータ
- ・技術的能力に係る審査基準 1.1~1.15 (設置許可基準規則 44~58 条)の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ。
 - ・有効性評価の監視項目に係るパラメータ
 - ・各技術的能力等で使用する設備 (重大事故等対処設備を含む)の運転・動作状態を表示する設備 (ランプ表示灯等)についてはパラメータとしては抽出しない
- ※2 重要監視パラメータは、重要代替監視パラメータ (当該パラメータ以外の重要監視パラメータ等)もしくは有効監視パラメータによる推定手段を整備する。
- ※3 重大事故等対処設備の運転・動作状態を表示する設備 (ランプ表示灯等)については、各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合状況のうち、(2)操作の確実性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)にて、適合性を整理する。

図 1. 15. 2 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

- ③⑤ フィルタ装置水位
- ③⑥ フィルタ装置入口圧力
- ③⑦ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ③⑧ フィルタ装置水素濃度
- ③⑨ フィルタ装置金属フィルタ差圧
- ④⑩ フィルタ装置スクラバpH
- ④⑪ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

- ④② 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)
- ④③ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
- ④④ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ
- ④⑤ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
- ④⑥ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

- ① 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ② 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ③ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ④ 残留熱除去系系統流量
- ⑤ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ⑦ 復水貯蔵槽水位 (SA)
- ⑧ 高压炉心注水系系統流量
- ⑨ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑩ 高压代替注水系系統流量
- ⑪ 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)
- ⑫ 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)
- ⑬ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ⑭ 復水補給水系温度 (代替循環冷却)
- ⑮ 原子炉建屋水素濃度
- ⑯ 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

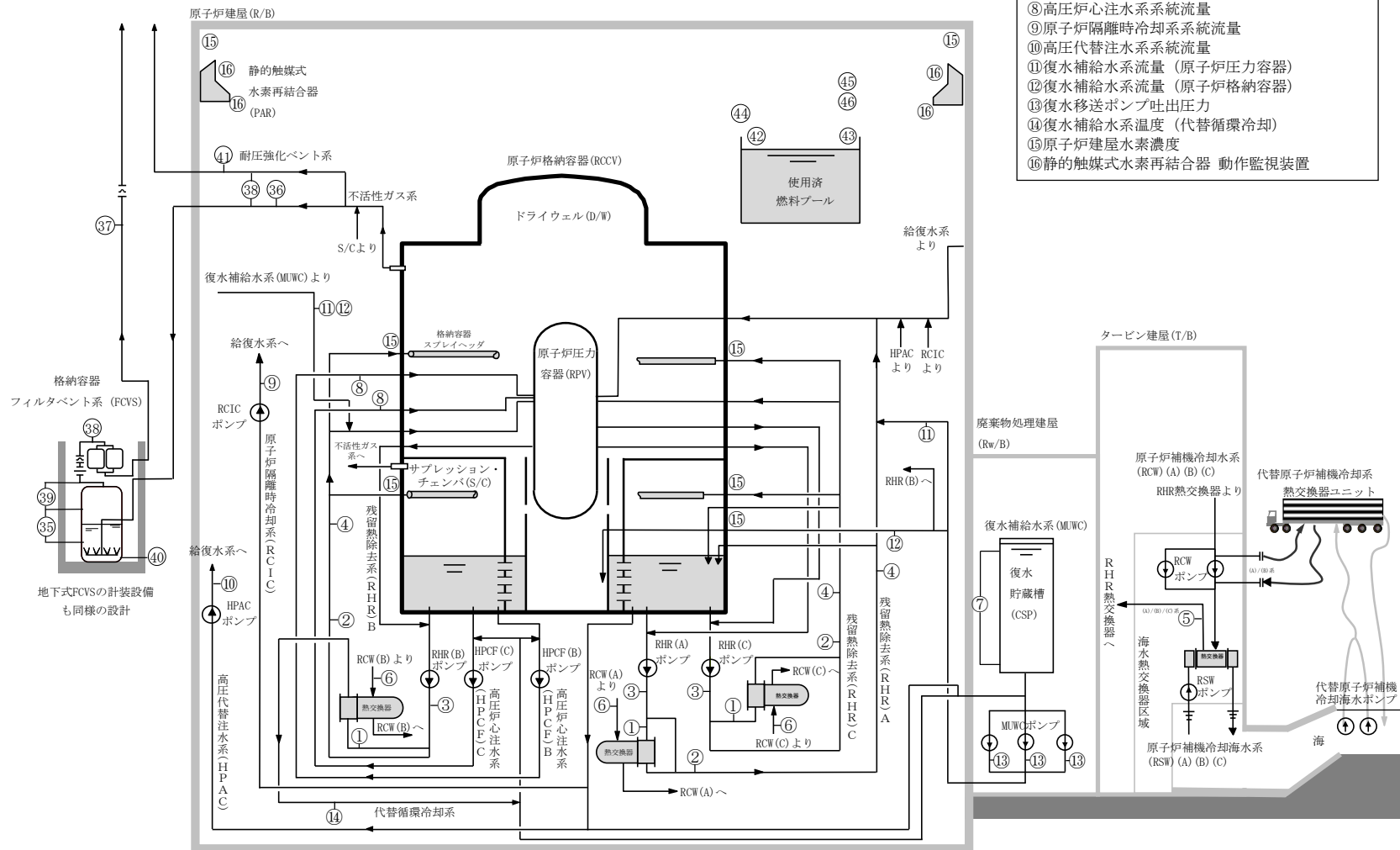
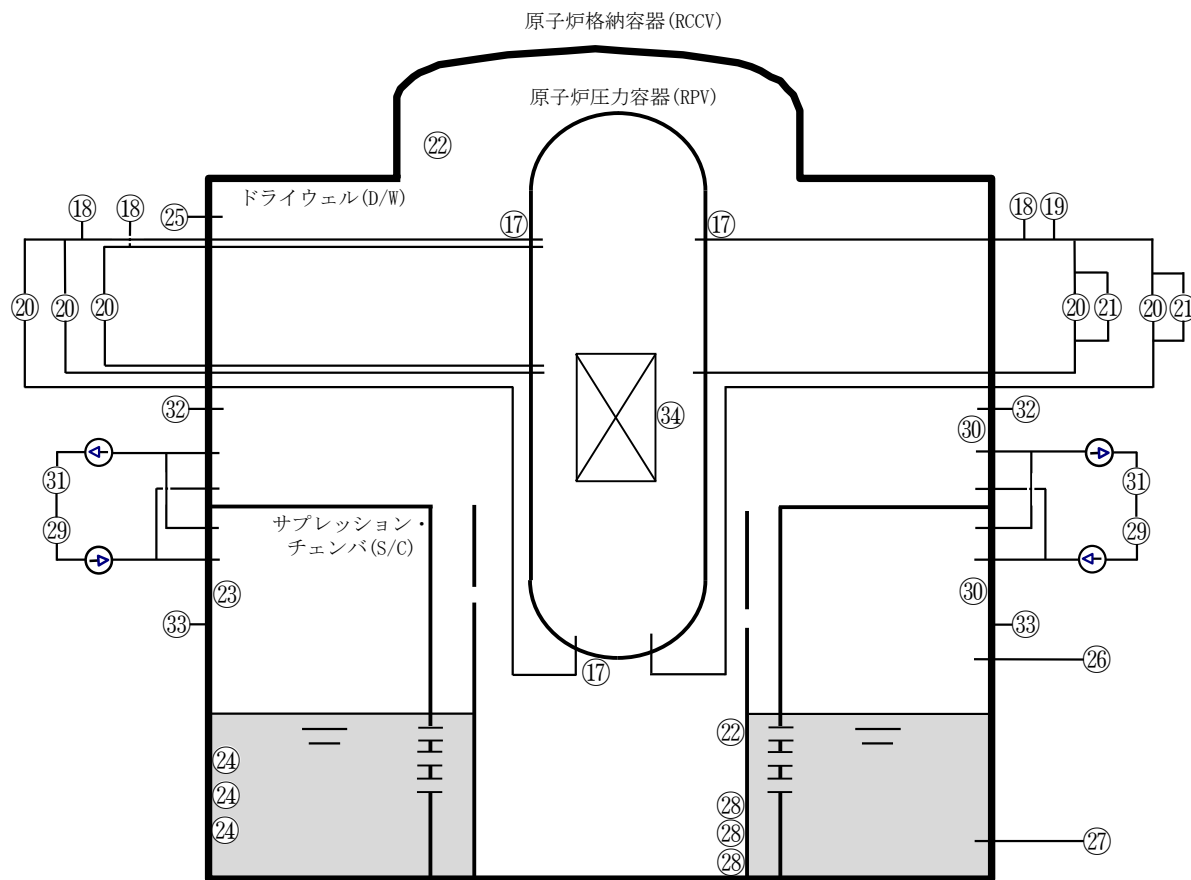
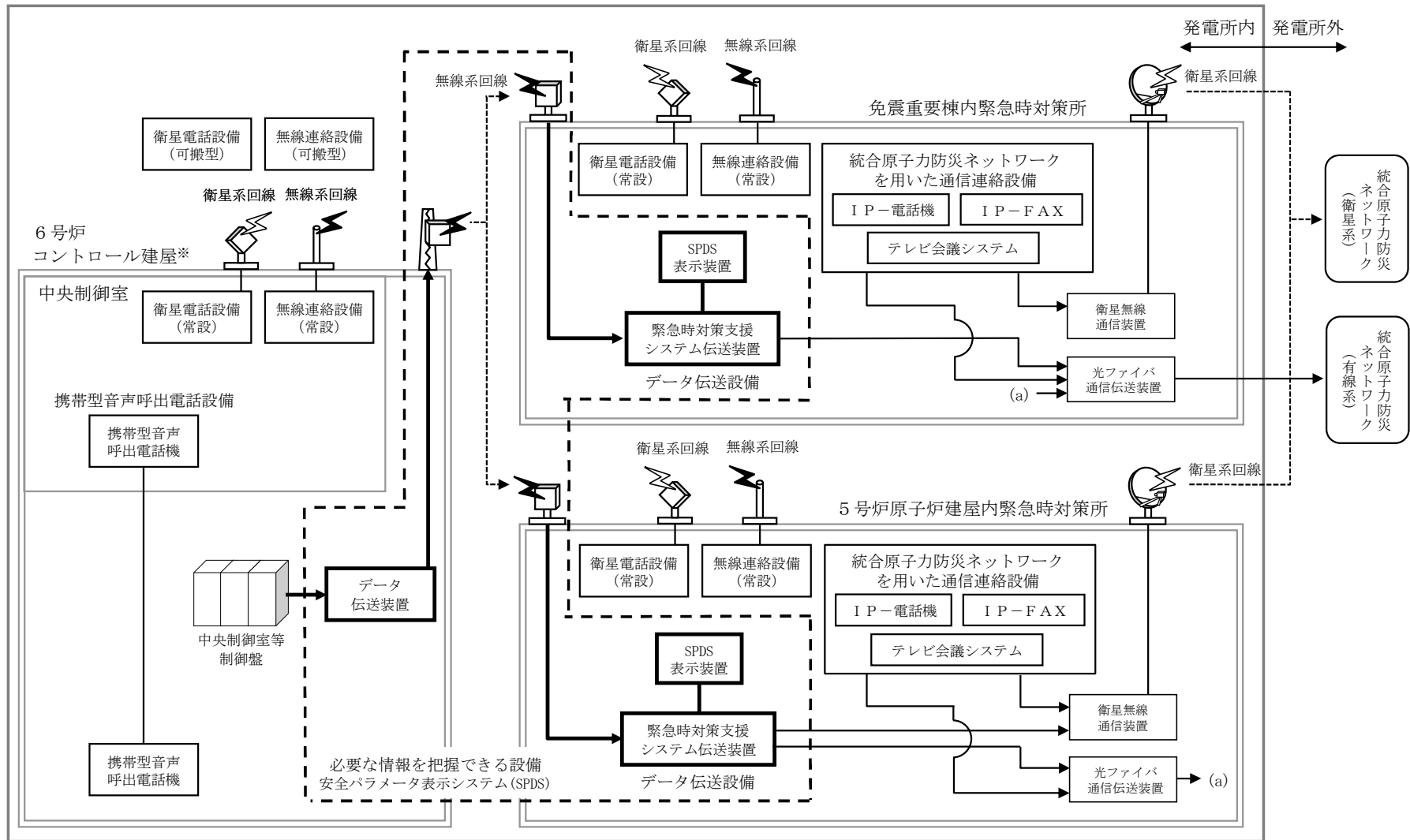


図 1.15.3 主要設備 概略系統図((1/3))



- ①⑦ 原子炉圧力容器温度
- ①⑧ 原子炉圧力
- ①⑨ 原子炉圧力 (SA)
- ②⑩ 原子炉水位
- ②⑪ 原子炉水位 (SA)
- ②⑫ ドライウェル雰囲気温度
- ②⑬ サプレッション・チェンバ気体温度
- ②⑭ サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ②⑮ 格納容器内圧力 (D/W)
- ②⑯ 格納容器内圧力 (S/C)
- ②⑰ サプレッション・チェンバ・プール水位
- ②⑱ 格納容器下部水位
- ②⑲ 格納容器内水素濃度
- ③⑰ 格納容器内水素濃度 (SA)
- ③⑱ 格納容器内酸素濃度
- ③⑲ 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
- ③⑳ 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
- ③⑳ 起動領域モニタ
- ④⑰ 平均出力領域モニタ

図 1.15.3 主要設備 概略系統図((2/3))



※: 7号炉も同様

図 1.15.3 主要設備 概略系統図 ((3/3))

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

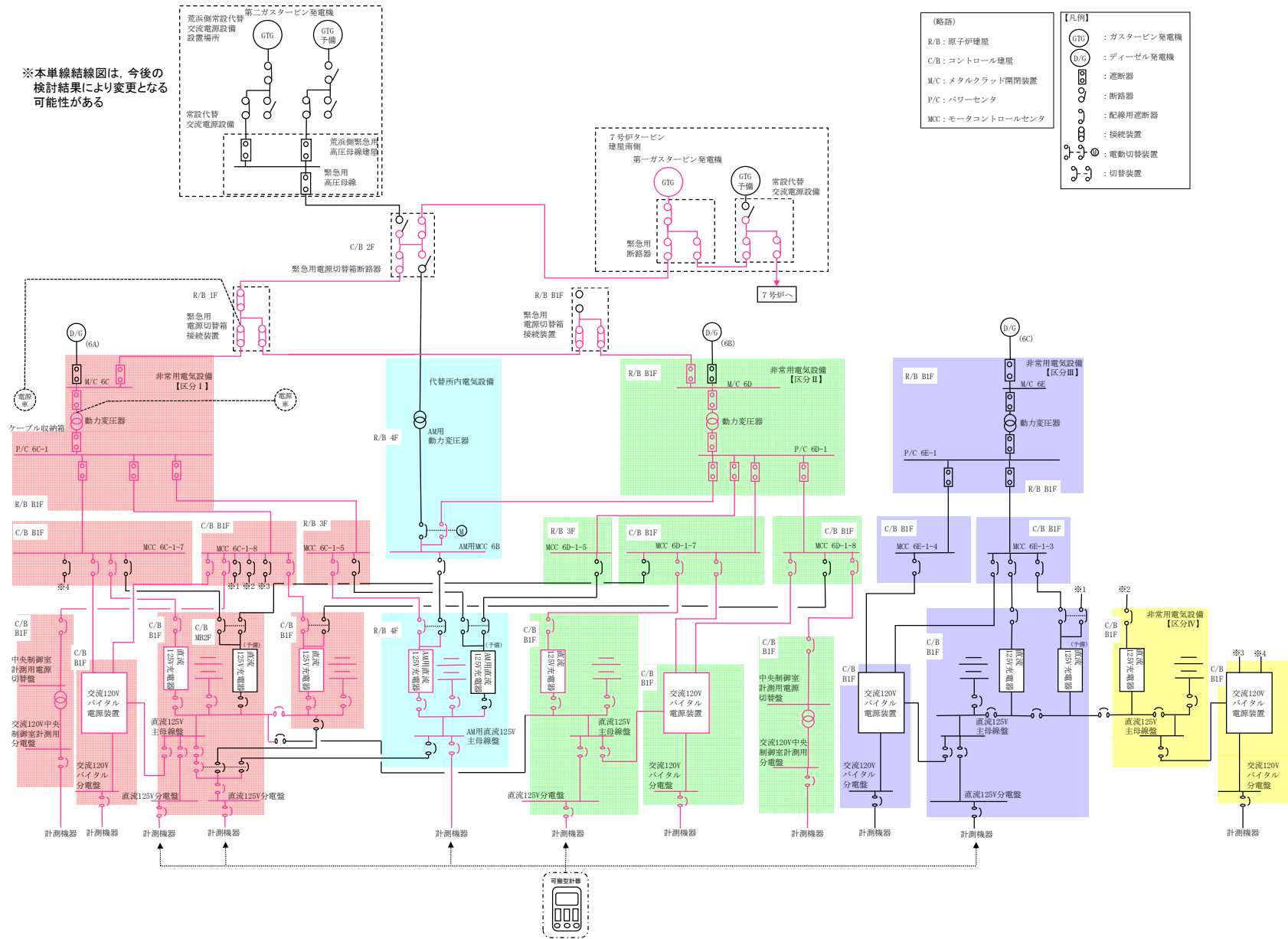


図 1.15.4 6号炉 計器の電源構成図

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

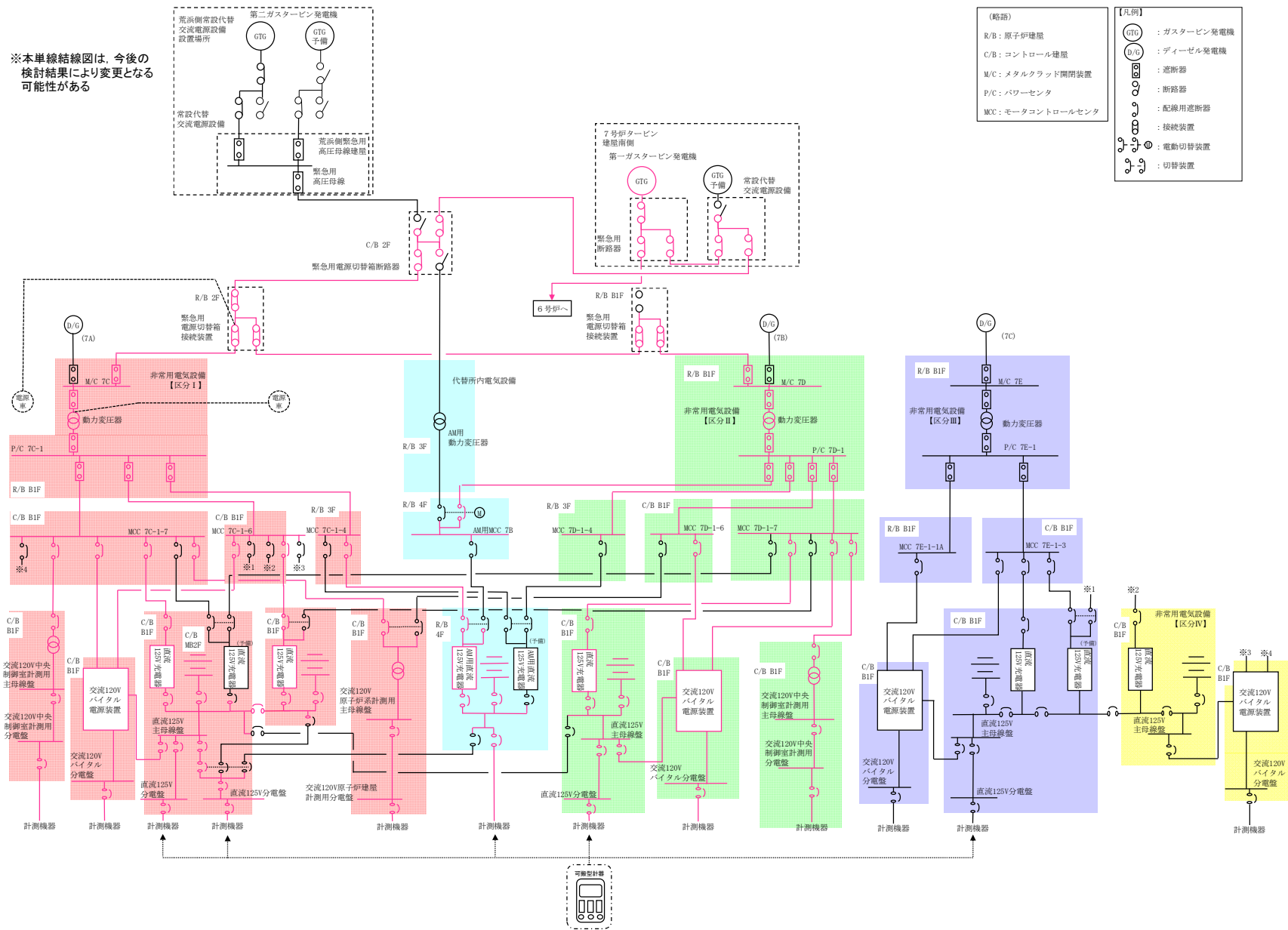


図 1.15.4 7号炉 計器の電源構成図

		経過時間(分)										備考	
		4	6	8	10	12	14	16	18				
手順の項目	要員(数)	接続開始 接続完了, 計測開始											
可搬計測器によるパラメータ確認 (中央制御室での接続)	中央制御室運転員A, B	2	1測定点あたり, 10分(接続, 測定のみ)										

中央制御室での可搬型計器接続

		経過時間(分)										備考	
		4	6	8	10	12	14	16	18				
手順の項目	要員(数)	接続開始 接続完了, 計測開始											
可搬計測器によるパラメータ確認 (現場での接続)	現場運転員C, D	2	1測定点あたり, 10分(接続, 測定のみ)										

現場での可搬型計器接続

図 1. 15. 5 可搬型計器による監視パラメータ計測タイムチャート

重大事故等対処に係る監視事項

1. はじめに

重大事故等時における運転員の対応操作においては、監視計器を用いてプラント状態を的確に把握する必要がある。また、対応操作の実施にあたって、監視計器を用いて適切な手順を選定し、適切なタイミングで対応操作を行うことが重要である。

重大事故等時に、運転員が確認する監視項目について、主要パラメータに加え主要パラメータが監視できない場合の代替パラメータ及び全交流動力電源が喪失した場合の影響も含めて取りまとめた。

2. 監視項目

技術的能力 1. 1～1. 15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータについて整理した。

- (1) 技術的能力 1. 1～1. 15 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータ【技術的能力における各手段の判断と確認】
- (2) 有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ【判断及び確認】

以上

目次

0. 重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料

1. 技術的能力における各手段の判断と確認

- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要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

2. 有効性評価の監視項目に係る判断と確認

(1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
- 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
- 2.3 全交流動力電源喪失
 - 2.3.1 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)
 - 2.3.2 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗
 - 2.3.3 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失
 - 2.3.4 全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗
- 2.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
- 2.5 原子炉停止機能喪失
- 2.6 LOCA 時注水機能喪失
- 2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

(2) 重大事故

- ・ 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
- ・ 3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
- ・ 3.4 水素燃焼
- ・ 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

(3) 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 4.1 想定事故 1
- ・ 4.2 想定事故 2

(4) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- ・ 5.1 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 5.2 全交流動力電源喪失
- ・ 5.3 原子炉冷却材の流出
- ・ 5.4 反応度の誤投入

下線部：今回ご提出資料

0. 重大事故等対処に係る監視事項についての説明資料

次項以降の「重大事故等対処に係る監視事項」についての解説を以下に示す。

- a 「対応手段」欄は、事故処置中に確認する項目、対応手段を示す。
- b 各技術的能力の「項目」欄については、抽出パラメータ又は抽出パラメータの代替パラメータにより判断あるいは確認する項目を示す。
- c 「抽出パラメータを計測する計器」欄は、判断基準の確認で使用する必要なパラメータを計測する計器を示す。
- d 「抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器」欄は、抽出パラメータが監視できない場合に監視するパラメータを計測する計器を示す。
- e 「SBO 影響（直後）」欄は、全交流動力電源喪失発生直後は区分Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳの蓄電池が健全であるため、CRT を含めて監視可能な計器数を示す。
- f 「SBO 影響（区分Ⅰ（区分Ⅱ）直流電源を延命した場合）」欄は、区分Ⅰ（区分Ⅱ）直流電源を延命した場合に監視可能な計器数を示す。
- g 「パラメータ分類」欄は、抽出パラメータの分類を示し、その結果を①～③にて示す。
 - ① 重要監視パラメータ
 - ② 有効監視パラメータ
 - ③ 補助パラメータ
- h 「補助パラメータ分類理由」欄は、補助パラメータの選定について、その理由を示す。
- i 「評価 計器故障等」欄は、抽出パラメータが計器故障等で監視できない場合に、判断基準の確認を抽出パラメータの代替パラメータで推定できることを評価し、監視方法を示す。
- j 「評価 SBO」欄は、全交流動力電源喪失の影響を考慮した場合に、判断基準の確認が可能なパラメータの監視方法を示す。
 - ・区分Ⅰまたは区分Ⅱ直流電源を延命した場合に監視可能な計器を評価し、監視方法について記載している。

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合			区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順																		
(1) 代替減圧																		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	補機監視機能	高压炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	③	高压炉心注水系の運転状態を確認するパラメータ									
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ									
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ									
			RFP 吐出ヘッダ圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の運転状態を確認するパラメータ									
			復水器器内圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の運転状態を確認するパラメータ									
操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位(広帯域)	3	3					原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
			原子炉水位(SA)	1	1					原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
			原子炉圧力容器温度	3	3					原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
			原子炉圧力	3	3					原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位(燃料域)	1	1					原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
			原子炉圧力容器温度	3	3					原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
			原子炉水位(SA)	1	1					原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			高压代替注水系系統流量	1	1					復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認			
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
			原子炉水位(SA)	1	1					残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
			原子炉水位(燃料域)	2	2					原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認				
		原子炉水位(SA)	1	1					高压代替注水系系統流量	1	1	1	1					
		復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1					復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1					原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0					
		高压炉心注水系系統流量	2	2					残留熱除去系系統流量	3	3	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「減圧冷却」	操作 (2/2)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバプール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1			水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1			格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1			
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバプール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバプール水位	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバプール水位(常用計器)により代替監視可能		
		サブプレッション・チェンバ氣體温度								1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ氣體温度の温度変化により代替監視可能			
		補機監視機能	復水器器内圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の運転状態を確認するパラメータ								

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響				計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後					区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	補機監視機能	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	③	高圧炉心注水系の運転状態を確認するパラメータ									
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ									
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ									
			RFP 吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ									
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ									
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③										
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ									
			復水器器内圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の運転状態を確認するパラメータ									
操作 (1/2)	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位(広帯域)	3	3	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能								
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	1									
			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	3	3									
		原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
		原子炉水位(広帯域)	3	3	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能									
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	1										
		原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	3	3										
	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	原子炉水位(SA)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能								
		高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1												
		残留熱除去系系統流量	3	3	1	1												
		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能				
		高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1												
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1														
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0														
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1														
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1														

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転操作手順書(微候ベース) 「急速減圧」	操作 (2/2)	原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能	
										格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	-	サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	
		格納容器内圧力(S/C)								1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。		
		補機監視機能	復水器内圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ	-	-	-	-	-	-	

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」	補機監視機能		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ	-						
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	-						
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ	-						
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	-						
判断基準	原子炉圧力容器内の水位		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
残留熱除去系系統流量	3	3	1	1												
操作(1/2)	原子炉圧力容器内の圧力		原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
										原子炉圧力	3	3	1	1		
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価					
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-1」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1				
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1				
										残留熱除去系統流量	3	3	1	1				
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
										高圧代替注水系統流量	1	1	1	1				
										復水補給水系統流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0			原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
								高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1						
								残留熱除去系統流量	3	3	1	1						
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
		原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル(D/W)	2	1	1	0	①	—	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)	2	1	1	0	直接的に格納容器内雰囲気放射線レベルを計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	格納容器内雰囲気放射線レベル(S/C)			2	1	1	0	①	—	[エリア放射線モニタ]	2	2	0	0	エリア放射線モニタの上昇より代替監視可能			
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内に飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
	原子炉圧力(SA)										1	1	1	0				
	原子炉水位(広帯域)										3	3	1	1				
	原子炉水位(燃料域)										2	2	1	1				
	原子炉水位(SA)										1	1	1	1				
残留熱除去系熱交換器入口温度	3										3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 常設直流電源系統喪失時の減圧																			
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「AM 用切替装置による 逃がし安全弁開放」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を 確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③											
			直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	1	1	1	1	③											
		補機監視 機能	高圧窒素ガス供給系 ADS 入 口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状 態を確認するパラメータ										
			高圧窒素ガス供給系 窒素 ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③											
			残留熱除去系ポンプ吐出圧 力 (A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を 確認するパラメータ										
			復水移送ポンプ吐出ヘッド 圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態 を確認するパラメータ										
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③	復水移送系の運転状態を確 認するパラメータ										
			ディーゼル駆動消火ポンプ 吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプ の運転状態を確認するパラ メータ										
			操作	原子炉圧 力容器内 の圧力	原子炉圧力		3	3	1	1	①	—	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測する ことができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認
原子炉水位 (広帯域)	3	3				1	1			原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態 にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原 子炉圧力容器温度より代替監視可能				
原子炉水位 (SA)	1	1				1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1					
原子炉圧力容器温度	3	3				3	3			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
原子炉圧力	3	3				1	1			原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測する ことができ、監視可能				
原子炉圧力 (SA)	1	1		1	0	①	—	原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態 にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原 子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認					
原子炉水位 (燃料域)	2	2		1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1							
原子炉水位 (SA)	1	1		1	1			原子炉水位 (SA)	1	1	1	1							
原子炉圧力容器温度	3	3		3	3			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3							
原子炉圧力 (可搬計測器)	1	1		1	1	—	直流電源喪失時に原子炉圧 力を確認するパラメータ												
原子炉圧力 (現場計器)	1	1	1	1	—														
補機監視 機能	高圧窒素ガス供給系 ADS 入 口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状 態を確認するパラメータ												
	高圧窒素ガス供給系 窒素 ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③													

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後					区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書 「逃がし安全弁用可搬型蓄電池によるSRV 開放(多重伝送盤)」	判断基準	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ								
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③									
			直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	1	1	1	1	③									
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ								
			高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③									
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A, B 系のみ)	2	2	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ								
			復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ								
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③	復水移送系の運転状態を確認するパラメータ								
			ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ								
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
			原子炉圧力	3	3	1	1			原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
補機監視機能		原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
		原子炉圧力(可搬計測器)	1	1	1	1	-	直流電源喪失時に原子炉圧力を確認するパラメータ									
		原子炉圧力(現場計器)	1	1	1	1	-										
		高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ									
高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③												

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合							直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書「代替SRV 駆動装置によるSRV 開放」	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ									
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③										
		直流 125V 充電器盤 A-2 電圧	1	1	1	1	③										
	補機監視機能	SRV 緊急時強制操作室素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ									
		SRV 緊急時強制操作室素ガス圧力	2	2	2	1	③										
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力(A, B 系のみ)	2	2	2	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ									
		復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③		復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ								
		復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③										
		ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認				③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ									
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
原子炉水位(広帯域)			3	3	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
原子炉水位(SA)			1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
原子炉圧力容器温度			1	1	1	1			原子炉圧力容器温度	1	1	1	1				
原子炉圧力			3	3	1	1			原子炉圧力	3	3	1	1				
原子炉水位(広帯域)		3	3	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
原子炉水位(SA)		1	1	1	1			原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
原子炉圧力容器温度		1	1	1	1			原子炉圧力容器温度	1	1	1	1					
原子炉圧力(可搬計測器)		1	1	1	1	—	直流電源喪失時に原子炉圧力を確認するパラメータ										
原子炉圧力(現場計器)		1	1	1	1	—											
補機監視機能	SRV 緊急時強制操作室素ガスボンベ出口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ										
	SRV 緊急時強制操作室素ガス圧力	2	2	1	1	③											
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (2) 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧																	
事故時運転操作手順書(徴候ベース) AM 設備別操作手順書「SRV 駆動源確保」	判断基準	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ドライウェル入口圧力低警報	1	1	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ								
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力低警報	2	2	2	2	③									
	操作	補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	2	2	1	1	③	主蒸気逃し安全弁の作動状態を確認するパラメータ								
		補機監視機能	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力	2	2	2	2	③									

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
1.3.2.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応手順																
事故時運転転作手順書(復旧ベース) 「原子炉建屋制御」	判断基準	格納容器バイパスの監視	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	0	ドライウエル雰囲気温度、格納容器内圧力(D/W)、エア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定する。	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	[エア放射線モニタ]	25	25	0	0	原子炉水位、原子炉水位(SA)、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)、エア放射線モニタにより格納容器バイパスの発生を推定する。	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—							
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
			格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
			ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	当該系統の漏えいを確認するパラメータ	原子炉圧力	3	3	1	1		
			高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	③		原子炉圧力(SA)	1	1	1	0		
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③		[エア放射線モニタ]	25	25	0	0		
		RHR ポンプ室雰囲気温度	12	12	3	3	③									
		RCIC ポンプ室雰囲気温度	4	4	1	1	③									
		RCIC 機器室雰囲気温度	4	4	1	1	③									
		[エア放射線モニタ]	25	25	0	0	②	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位、原子炉水位(SA)、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)、ドライウエル雰囲気温度、格納容器内圧力(D/W)により格納容器バイパスの発生を推定する。	監視事項は代替パラメータにて確認	
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
								原子炉圧力	3	3	1	1				
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	0				
		補機監視機能	ドライウエルサンプ水位	2	0	0	0	③	LOCAを確認するパラメータ	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	0		
		漏えい関連警報	RHR ポンプ室床漏えい	3	3	0	0	③	漏えいを確認するパラメータ							
HPCF ポンプ室床漏えい	2		2	0	0	③										
RCIC ポンプ室床漏えい	1		1	0	0	③										
RCIC 蒸気管圧力低	4		4	2	2	③										
RCIC 蒸気管流量大	4		4	2	2	③										
	CUW 差流量大	4	4	2	2	③										

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					
事故時運転操作手順書(激候ベース) 「原子炉建屋制御」	操作	格納容器 バイパス の監視	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	0	原子炉水位, 原子炉水位(SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力(SA), ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力(D/W)により格納容器バイパスの発生を推定する	監視事項は抽出パラメータにて確認			
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0					
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	[エリア放射線モニタ]	25	25	0	0					
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—										
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—										
			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	当該系統の漏えいを確認するパラメータ										
			高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	③											
			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	1	1	1	0	③											
			RHR ポンプ室雰囲気温度	12	12	3	3	③											
			RCIC ポンプ室雰囲気温度	4	4	1	1	③											
			RCIC 機器室雰囲気温度	4	4	1	1	③											
			[エリア放射線モニタ]	25	25	0	0	②		—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1			1	原子炉水位, 原子炉水位(SA), 原子炉圧力, 原子炉圧力(SA), ドライウエル雰囲気温度, 格納容器内圧力(D/W)により格納容器バイパスの発生を推定する。	監視事項は代替パラメータにて確認
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1			1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
										原子炉圧力	3	3	1	1					
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0					
										ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	0					
										格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	0					
										原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	4	4	1	1			—		
										燃料取替エリア排気放射線モニタ	4	4	1	1			—		

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
									原子炉水位(広帯域)	13	13	11	11			崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
		高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ									
		高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	2	0	1	③	高圧炉心注水系の運転状態を確認するパラメータ									
操作 (2/3)	水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水補給水系流量(原子炉格納容器)の注水量により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
									復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1			水源である復水貯蔵槽水位(SA)の変化により代替監視可能	
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1				格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により、代替監視可能
									格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1				
		[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	-	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ、監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0			
原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能												
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1													
原子炉水位(SA)	1	1	1	1													
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能												
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	-	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
								復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1					
								原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0					
								高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					
								復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能				
								[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能				

重大事故等対処に係る監視事項

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順書等

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「原子炉建屋制御」	原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ気体温度の温度変化により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	—	—	格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(S/C)により代替監視可能。		
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	1	1	1	1	原子炉格納容器内の温度傾向を監視することにより最終ヒートシンクが確保されていることを監視可能	監視事項は抽出パラメータにて確認	
		残留熱除去系熱交換器出口温度	3	3	1	1	①	—	ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2			
		残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1			
		原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	—	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3			
		残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	2	2	1	1	①	—	—	—	—	—	—			
		原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			
	補機監視機能	原子炉補機冷却海水系ポンプ吐出圧力	6	6	2	2	③	—	—	—	—	—	—	—		
		復水器器内圧力	1	1	0	0	③	給・復水系の動作状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (1) フロントライン系故障時の対応手順 a. 低圧代替注水																
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	電源	P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	電源	直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	監視事項は主要パラメータにて確認	
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—		
AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	判断基準	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ、監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	①	—	原子炉圧力容器)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	水源の確保	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	①	—	原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	水源の確保	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	水源の確保	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	水源の確保	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	①	—	原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	水源の確保	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1	①	—	原子炉格納容器)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	水源の確保	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
AM 設備別操作手順書 「MWC による原子炉注水」	水源の確保	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
		[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「MUWC による原子炉注水」	操作 (2/2)	水源の確保	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	-	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ、監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認
			復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	-	高圧代替注水系系統流量 復水補給水系流量(原子炉圧力容器) 復水補給水系流量(原子炉格納容器) 高圧炉心注水系系統流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA) 復水移送ポンプ吐出圧力	1 1 1 2 1 3 2 1 1 3	1 1 1 2 1 3 2 1 1 3	1 1 1 0 1 1 1 1 3	1 1 1 1 1 1 1 1 3	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能 注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能 復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1					1	1	1	1				
復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1					1	1	1	1				
復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1					1	1	1	1				
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1					2	2	0	1				
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	1					1	1	1	1				
原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					3	3	1	1				
原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1					2	2	1	1				
原子炉水位(SA)	1	1	1	1					1	1	1	1				
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3					3	3	3	3				
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0					1	1	0	0				
															監視事項は主要パラメータにて確認	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
										原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去水系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去水系系統流量	3	3	1	1		
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
原子炉水位(広帯域)										3	3	1	1			
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能						
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
			原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
			原子炉圧力容器への注水量	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
				1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
											1	1	1	1		
			補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力			「緊急時対策本部」に確認			③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ			—		
			水源の確保	防火水槽			「緊急時対策本部」に確認			③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ			—		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる 原子炉注水」	原子炉圧力容器内の 水位	原子炉圧力容器内の 水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										M/C C 電圧	1	1	1	1			
										M/C D 電圧	1	1	1	1	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	—	
										P/C C-1 電圧	1	1	1	1			
										P/C D-1 電圧	1	1	1	1	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	—	
										直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1			
										直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—	
判断基準	水源の確保	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ、監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認		
											高圧代替注水系系統流量	1	1			1	1
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			
										復水貯蔵槽水位	1	1	0	0	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1	復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			
										[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能		
										ろ過水タンク水位							
															「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合					直後	区分 I 直流電源 を延命した場合	区分 II 直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「消火ポンプによる 原子炉注水」	原子炉圧力容器内の 水位	【原子炉水位(狭帯域)】 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	① ① ①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1			原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1			
			2	2	1	1			原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
									原子炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
						原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
						原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
						原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
						原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1						
						原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0						
						原子炉心注水系系統流量	2	2	0	1						
					残留熱除去系系統流量	3	3	1	1							
					原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			監視事項は主要パラメータにて確認			
					原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1							
					原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1							
					原子炉水位(SA)	1	1	1	1							
					原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1							
					原子炉圧力容器温度	3	3	3	3							
					原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認					
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1								
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1								
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1								
				原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1								
				原子炉圧力容器温度	3	3	3	3								
				復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認						
				原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1								
				原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1								
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1	前壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	-						
				原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1								
				原子炉水位(SA)	1	1	1	1								
		補機監視機能	ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力			「緊急時対策本部」に確認		③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	-						
		水源の確保	ろ過水タンク水位			「緊急時対策本部」に確認		③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	-						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧																
故時運転転換手順書 (復旧ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子 炉注水」 「RHR(B)による原子 炉注水」	原子炉圧 力容器内 の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測する ことができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流 量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可 能		
	原子炉圧 力容器内 の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(狭帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測する ことができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認	
			1	1	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流 量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可 能		
判断基準	補機監視 機能	原子炉補機冷却水系系統流 量(A,B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却水系系統流 量	1	1	1	0			
		残留熱除去系熱交換器入口 冷却水流量(A,B系のみ)	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
電源		M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確 認するパラメータ								
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確 認するパラメータ								
		P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確 認するパラメータ								
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確 認するパラメータ								
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を 確認するパラメータ								
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を 確認するパラメータ								
水源の確 保	サブプレッション・チェンバ プール水位	1	1	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉 圧力容器)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ・プール水位を水源 とする系統のうち、運転している系統の注水量 より復水貯蔵水位の代替監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認		
								復水補給水系流量(原子炉 格納容器)	1	1	1	1				
								残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3				
								残留熱除去系ポンプ吐出圧 力	3	3	1	1				
								[サブプレッション・チェン バ・プール水位]	2	2	1	1				

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
1.4.2.1 原子炉運転中における対応手順 (3) 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順 a. 低圧代替注水																	
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)「注水-4」 AM 設備別操作手順書「MWC (RPV 破損後の RPV 代替注水)」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			3	3	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
			2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		0	
											原子炉心注水系統流量	2	2	0		1	
											残留熱除去系系統流量	3	3	1		1	
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1		1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
											原子炉水位(燃料域)	1	1	1		1	
											原子炉水位(燃料域)	1	1	1		1	
											原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1		0	
											原子炉心注水系統流量	2	2	0		1	
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
										原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
										原子炉圧力	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
										原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能				
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能				
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能				
								ドライウェル雰囲気温度	2	2	2	2	飽和温度/圧力の関係から、ドライウェル雰囲気温度により代替監視可能				
								[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器)により代替監視可能				
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能				
								サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、サブプレッション・チェンバ気体温度及びサブプレッション・チェンバ・プールの水温度により代替監視可能				
								サブプレッション・チェンバ・プールの水温度	3	3	3	3	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能				
								[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能				
								格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能				
								格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視事項は主要パラメータにて確認				

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響				パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響				計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合						直後	区分Ⅰ 直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ 直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデン ト) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「MWC(RPV 破損後の RPV 代替注水)」	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を 確認するパラメータ											
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③												
		F/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 F/C の受電状態を 確認するパラメータ											
		F/C D-1 電圧	1	1	1	1	③												
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を 確認するパラメータ											
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③												
		[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—		復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1		直接的に復水貯蔵槽水位を計測することが でき、監視可能	監視事項は代替パ ラメータにて確認		
										高压代替注水系統流量	1	1	1	1		復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転して いる系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視 可能			
										復水補給水系流量 (原子炉圧 力容器)	1	1	1	1					
										復水補給水系流量 (原子炉格 納容器)	1	1	1	1					
								高压炉心注水系統流量	2	2	0	1							
								原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0							
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1		注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽 水位 (SA) の代替監視可能					
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1							
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1		復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水 位が確保されていることを監視可能					
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3							
								復水貯蔵槽水位	1	1	0	0		監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能					
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)		1	1	1	1	①	—		高压代替注水系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転して いる系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視 可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認			
										復水補給水系流量 (原子炉圧 力容器)	1	1	1	1					
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0					
										高压炉心注水系統流量	2	2	0	1					
										復水補給水系流量 (原子炉格 納容器)	1	1	1	1					
										原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽 水位 (SA) の代替監視可能				
										原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1					
										原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水 位が確保されていることを監視可能				
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3					
										[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能				
操作 (1/2)	原子炉圧 力容器内 の水位	[原子炉水位 (狭帯域)]	4	4	1	1	①	—		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測する ことができ、監視可能	監視事項は主要パ ラメータにて確認			
		原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	①	—		高压代替注水系統流量	1	1	1	1					
		原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	①	—		復水補給水系流量 (原子炉圧 力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流 量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可 能				
									原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0						
									高压炉心注水系統流量	2	2	0	1						
									残留熱除去系統流量	3	3	1	1						
									原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測する ことができ、監視可能					
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
									高压代替注水系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流 量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可 能					
									復水補給水系流量 (原子炉圧 力容器)	1	1	1	1						
								原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0							
								高压炉心注水系統流量	2	2	0	1							
								残留熱除去系統流量	3	3	1	1							
		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	①	—		原子炉水位 (SA)	1	1	1	1	監視事項は主要パ ラメータにて確認				
			1	1	1	1	①	—		復水補給水系流量 (原子炉圧 力容器)	1	1	1	1					
										原子炉隔離時冷却系統流量	1	1	1	0					
										高压炉心注水系統流量	2	2	0	1					
										残留熱除去系統流量	3	3	1	1					

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「MUC(RPV 破損後のRPV 代替注水)」	操作 ② ③	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力(広帯域)	3	3	1	1	—	—	原子炉圧力(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉圧力(広帯域)	3	3	1	1	—	—	原子炉圧力(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
		原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			復水貯蔵槽水位	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能		
		補機監視機能	復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力	1	1	0	0	③	復水移送ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	—	—	—	—	—	—	—
			復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	③	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		水源の確保	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ、監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認	
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能		
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能		
原子炉水位(SA)	1									1	1	1					
復水移送ポンプ吐出圧力	3									3	3	3	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能				
高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1													
復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵槽水位の代替監視可能					
							原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0						
							高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位(SA)の代替監視可能					
							復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1						
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能					
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1	監視可能であれば復水貯蔵槽水位(常用計器)により代替監視可能					
							復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3						
							[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	—		—	—		

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「FP(RPV 破損後のRPV 代替注水)」	判断基準 (1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
									復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
									原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	1	1	1	1				
									原子炉圧力(SA)	3	3	3	3	原子炉水位から原子炉圧力容器内圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
									原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	1	1	1	1				
							原子炉圧力(SA)	3	3	3	3	原子炉水位から原子炉圧力容器内圧力が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能					
							格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2						
							[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1						
							格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1						
							サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3						
							[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1						
							格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1						
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能					

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響				計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデンント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書「FP(RPV 破損後のRPV 代替注水)」	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ										
		M/C D 電圧	1	1	1	1	③											
		F/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ										
		P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③											
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③											
	判断基準 (2) / (2)	水源の確保	[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ、監視可能	監視事項は代替パラメータにて確認		
										高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能			
								復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1						
								復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1						
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1						
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0						
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1						
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能					
								高压代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
								復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1						
								原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0						
								高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1						
								復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1						
								原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1						
								原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1						
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
								原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
								復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能					
								[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能					
			ろ過水タンク水位					③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ									

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「FP(RPV 破損後の RPV 代替注水)」	操作	原子炉圧力 容器内の の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
										高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										高圧代替注水系統流量	1	1	1	1		
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0		
									高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1			
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
									原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1			
									原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
									原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能		
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能		
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
							原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
							復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1	水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能				
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1					
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能				
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1					
								1	1	1	1					
							ディーゼル駆動消火ポンプ吐出圧力					「緊急時対策本部」に確認	③	ディーゼル駆動消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—	
							過水タンク水位					「緊急時対策本部」に確認	③	代替水源の確保状態を確認するパラメータ	—	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準(1/2)	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
									復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
									原子炉圧力	3	3	1	1				
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
									格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1	直接的に格納容器内圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							ドライウエル雰囲気温度	2	2	2	2						
							[格納容器内圧力(D/W)]	2	2	1	1						
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(D/W) (常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1						
							サブプレッション・チェンバ気体温度	1	1	1	1						
							サブプレッション・チェンバ・プール水温度	3	3	3	3						
							[格納容器内圧力(S/C)]	2	2	1	1	監視可能であれば格納容器内圧力(S/C) (常用計器)により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							格納容器内圧力(D/W)	1	1	1	1						
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1	飽和温度/圧力の関係から、格納容器内圧力(D/W)又は格納容器内圧力(S/C)の上昇により代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
							格納容器内圧力(S/C)	1	1	1	1						

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価				
			計器名称	計器数	SBO 影響				パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響				計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合						直後	区分Ⅰ直流電源を延命した場合	区分Ⅱ直流電源を延命した場合				
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)「注水-4」 AM 設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水(淡水/海水)」	判断基準(2)/(2)	電源	M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ										
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③											
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ										
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③											
			直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ										
			直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③											
		[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	①	-	復水貯蔵槽水位 (SA)	1	1	1	1	直接的に復水貯蔵槽水位を計測することができ、監視可能					
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能					
									復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1						
									復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1						
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1						
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0						
									原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1						
									原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1	注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能					
									原子炉水位 (SA)	1	1	1	1						
原子炉水位 (SA)	1								1	1	1								
復水移送ポンプ吐出圧力	3								3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能							
高圧代替注水系系統流量	1								1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能							
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	1	1	1	1	復水貯蔵槽を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能														
原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0															
高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1															
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	1	1	1	1															
原子炉水位 (広帯域)	3	3	1	1															
原子炉水位 (燃料域)	2	2	1	1		注水先の原子炉水位の変化により復水貯蔵槽水位 (SA) の代替監視可能													
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1															
原子炉水位 (SA)	1	1	1	1															
復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	復水移送ポンプ吐出圧力により、復水貯蔵槽水位が確保されていることを監視可能														
[復水貯蔵槽水位]	1	1	0	0	監視可能であれば復水貯蔵槽水位 (常用計器) により代替監視可能														
防火水槽			「緊急時対策本部」に確認				③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ											

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価					
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
事故時運転操作手順書(シビアアクシデント) 「注水-4」 AM 設備別操作手順書 「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水(淡水/海水)」	操作	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能			
			原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1		直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
			原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
			原子炉水位	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
			原子炉圧力容器への注水量	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	①	—	復水貯蔵槽水位(SA)	1	1	1	1		水源である復水貯蔵槽水位(SA)の水位変化より、代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉圧力容器への注水量	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
			原子炉圧力容器への注水量	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1		崩壊熱除去に必要な水量と原子炉水位の変化より代替監視可能	
			補機監視機能	可搬型代替注水ポンプ吐出圧力	「緊急時対策本部」に確認					③	可搬型代替注水ポンプの運転状態を確認するパラメータ	—						
		水源の確保	防火水槽	「緊急時対策本部」に確認					③	代替淡水源の確保状態を確認するパラメータ	—							

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO			
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	
1.4.2.2 原子炉停止中における対応手順 (2) サポート系故障時の対応手順 a. 復旧																	
事故時運転操作手順書(復旧ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能		
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
										原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
										高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
										高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1			
										復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能			
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
									原子炉圧力	3	3	1	1				
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1						
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
							原子炉圧力容器温度	3	3	3	3						
							原子炉圧力	3	3	1	1						
							原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能					
							原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1						
							原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
							原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
							残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能					
							残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B系のみ)	2	2	1	1	—	—				
							原子炉補機冷却水系系統流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	—	—				
							残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	—	—				
							M/C C電圧	1	1	1	1	③	非常用M/Cの受電状態を確認するパラメータ	—			
							M/C D電圧	1	1	1	1	③	—	—			
							P/C C-1電圧	1	1	1	1	③	非常用P/Cの受電状態を確認するパラメータ	—			
							P/C D-1電圧	1	1	1	1	③	—	—			
							直流125V主母線盤A電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	—			
							直流125V主母線盤B電圧	1	1	1	1	③	—	—			

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価	
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転転作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	① ① ①	— — —	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1			1	1	1	1	1			1
AM 設備別操作手順書 「RHR(A)による原子炉除熱」 「RHR(B)による原子炉除熱」	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	① ①	— —	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	1			1	1	1	1	1			1
操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1			1	1	1	1	1			1
操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	—	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	1			1	1	1	1	1			1
操作	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			1	1	1	0			1	1	1	1	1			1
最終ヒートシンクの確保	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	1			1	1	1	1	1			1
最終ヒートシンクの確保	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器出口温度(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	1			1	1	1	1	1			1
最終ヒートシンクの確保	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系系統流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	1			1	1	1	1	1			1
最終ヒートシンクの確保	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量(A, B系のみ)	2	2	1	1	①	—	残留熱除去系熱交換器入口冷却水温度	2	2	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	1			1	1	1	1	1			1
最終ヒートシンクの確保	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	2	2	1	1	③	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			2	2	1	1			1	1	1	1	1			1

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響		パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響		計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合					区分Ⅱ直流電源 を延命した場合	直後			区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合
1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順 (1) 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水																
故時運転操作手順書 (換候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
			原子炉水位(SA)	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能	
			原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	①	-	原子炉補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	①	-	原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0		
			M/C C 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1		
			M/C D 電圧	1	1	1	1	③		残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
			M/C E 電圧	1	1	1	1	③		原子炉水位(燃料域)	3	3	1	1		
			P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ	高压代替注水系系統流量	1	1	1	1		
			P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③		復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1		
			P/C E-1 電圧	1	1	1	1	③		原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1	0		
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ	高压炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③		残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
		直流 125V 主母線盤 C 電圧	1	1	1	1	③									
		水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プール水位	1	1	1	1	①	-	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ・プール水位を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より復水貯蔵水位の代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										復水補給水系流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1		
										残留熱除去系系統流量	3	3	1	1		
										復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3	サブプレッション・チェンバ・プールを水源とする系統のポンプ吐出圧力により、サブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを監視可能	
										残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1		
										[サブプレッション・チェンバ・プール水位]	2	2	1	1	監視可能であればサブプレッション・チェンバ・プール水位(常用計器)により代替監視可能	

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器					抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器					評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合		
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「水位確保」等	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	① ① ①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
			3	3	1	1			原子炉水位(燃料域)	1	1	1	1			
			2	2	1	1			原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0			
						高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1						
						残留熱除去系系統流量	3	3	1	1						
						原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認				
						原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
						高圧代替注水系統流量	1	1	1	1						
						復水補給水系統流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1						
						原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0						
					高圧炉心注水系統流量	2	2	0	1							
					残留熱除去系系統流量	3	3	1	1							
					原子炉水位(SA)	1	1	1	1							
					高圧代替注水系統流量	1	1	1	1							
					復水補給水系統流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1							
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
原子炉圧力容器への注水量		残留熱除去系系統流量	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1		
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1		
										原子炉圧力容器温度	3	3	3	3		
補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1	③	残留熱除去系の運転状態を確認するパラメータ	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	1	1	1	1	水源であるサブプレッション・チェンバ・プールの水位変化より代替監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1			
水源の確保	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	サブプレッション・チェンバ・プールの水位	1	1	1	1	①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認	
									原子炉圧力容器温度	3	3	3	3			
									サブプレッション・チェンバ・プールの水位	1	1	1	1			
									復水補給水系統流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1			
									復水補給水系統流量(原子炉格納容器)	1	1	1	1			
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1			
									復水移送ポンプ吐出圧力	3	3	3	3			
				残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	3	1	1								
				[サブプレッション・チェンバ・プールの水位]	2	2	1	1								

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価			
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO		
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合				
1.4.2.3 重大事故等対処設備(設計基準拡張)による対応手順																		
(2) 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																		
事故時運転操作手順書(後継ベース) 「減圧冷却」等	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)]	4	4	1	1	①	—	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1	①	—	高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と崩壊熱除去に必要な水量より代替監視可能			
			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1	①	—	復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
											原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1			0	
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0			1	
											残留熱除去水系系統流量	3	3	1			1	
											原子炉水位(広帯域)	3	3	1			1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
											原子炉水位(燃料域)	2	2	1			1	
											高圧代替注水系系統流量	1	1	1			1	
											復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1			1	
											原子炉隔離時冷却水系系統流量	1	1	1			0	
											高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1			
										残留熱除去水系系統流量	3	3	1	1				
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
										原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
										原子炉圧力	3	3	1	1				
										原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能			
										原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
										原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
										原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
										原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
								原子炉圧力	3	3	1	1						
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能					
								原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1						
								原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1						
								原子炉水位(SA)	1	1	1	1						
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3						
								原子炉圧力	3	3	1	1						
								残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	1	1	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能					
								原子炉補機冷却水系系統流量	3	3	1	1	—					
								残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	3	3	1	1	—					
								M/C C 電圧	1	1	1	1	③	—				
								M/C D 電圧	1	1	1	1	③	非常用 M/C の受電状態を確認するパラメータ				
								M/C E 電圧	1	1	1	1	③	—				
								P/C C-1 電圧	1	1	1	1	③	—				
								P/C D-1 電圧	1	1	1	1	③	非常用 P/C の受電状態を確認するパラメータ				
								P/C E-1 電圧	1	1	1	1	③	—				
								直流 125V 主母線盤 A 電圧	1	1	1	1	③	—				
								直流 125V 主母線盤 B 電圧	1	1	1	1	③	直流電源設備の受電状態を確認するパラメータ				
								直流 125V 主母線盤 C 電圧	1	1	1	1	③	—				

重大事故等対処に係る監視事項

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

対応手段	項目	分類	抽出パラメータを計測する計器						抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器						評価		
			計器名称	計器数	SBO 影響			パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SBO 影響			計器故障等	SBO	
					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合					直後	区分Ⅰ直流電源 を延命した場合	区分Ⅱ直流電源 を延命した場合			
事故時運転操作手順書(徴候ベース) 「減圧冷却」等	原子炉圧力容器内の水位	[原子炉水位(狭帯域)] 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域)	4	4	1	1	① ① ①	-	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
			3	3	1	1			高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
			2	2	1	1			復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
									残留熱除去系系統流量	3	3	1	1				
		原子炉水位(SA)	1	1	1	1	① ①	-	原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			1	1	1	1			原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
									高圧代替注水系系統流量	1	1	1	1				
									復水補給水系流量(原子炉圧力容器)	1	1	1	1				
									原子炉隔離時冷却系系統流量	1	1	1	0				
									高圧炉心注水系系統流量	2	2	0	1				
	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認		
									原子炉圧力(SA)	1	1	1	1				
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
		原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	①	-	原子炉圧力	3	3	1	1			直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
									原子炉水位(広帯域)	3	3	1	1				
									原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1				
									原子炉水位(SA)	1	1	1	1				
									原子炉圧力容器温度	3	3	3	3				
									原子炉圧力	3	3	1	1				
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	3	3	3	3	①	-	原子炉圧力(SA)	1	1	1	0	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認			
								原子炉水位	3	3	1	1					
								原子炉水位(SA)	2	2	1	1					
								原子炉圧力容器温度	3	3	3	3					
								原子炉圧力	3	3	1	1					
								原子炉圧力(SA)	1	1	1	0					
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量 原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	3	3	1	1	① ① ① ① ① ③	-	原子炉圧力	3	3	1			1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能	監視事項は主要パラメータにて確認
			3	3	1	1			原子炉圧力容器温度	3	3	3			3		
			3	3	1	1			ドライウェル雰囲気温度	2	2	2			2		
			3	3	1	1			サブプレッション・チェンバ 気体温度	1	1	1			1		
			3	3	1	1			サブプレッション・チェンバ・ プール水温度	3	3	3			3		
			3	3	1	1			原子炉補機冷却水系の運転 状態を確認するパラメータ						-		

重大事故等対策の成立性

1. 可搬型計測器の接続操作

a. 操作概要

重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電(交流, 直流)が困難な場合に, 可搬型計測器を接続し, 中央制御室又は現場にて計測, 監視を行う。

b. 作業場所

中央制御室, 原子炉建屋(非管理区域)地下 1 階, タービン建屋(非管理区域)地下中 2 階

c. 必要要員数及び操作時間

可搬型計測器の接続, 可搬型計測器による計測, 監視に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 4 名(中央制御室運転員 2 名, 現場運転員 2 名)

所要時間目安 : 1 測定点あたり 10 分(中央制御室における接続, 計測の場合)

1 測定点あたり 15 分(現場における接続, 計測の場合)

d. 操作の成立性について

作業環境: バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また, ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。

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

操作性: 通常の端子リフト・接続操作であり, 容易に実施可能である。

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



可搬型計測器



電池容量確認



可搬型計測器接続



計測結果読み取り

可搬型計測器の必要個数整理(1/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力 容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～350℃	0～350℃*1	3	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉圧力 (SA)	0～10MPa [gage]	0～10MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力 容器内の水位	原子炉水位	-3200～3500mm*2	-3200～3500mm*2	3	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
		-4000～1300mm*3	-4000～1300mm*3	2		差圧式水位検出器	原子炉建屋	
	原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*2	-3200～3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
		-8000～3500mm*2	-8000～3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力 容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	0～300m ³ /h	0～300m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系 系統流量	0～300m ³ /h	0～300m ³ /h	1		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	高圧炉心注水系系統流量	0～1000m ³ /h	0～1000m ³ /h	2		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	0～200m ³ /h (6号炉)	0～200m ³ /h (6号炉)	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0～150m ³ /h (7号炉)	0～150m ³ /h (7号炉)	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
残留熱除去系系統流量	0～1500m ³ /h	0～1500m ³ /h	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋		
原子炉格納容器 への注水量	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	0～350m ³ /h	0～350m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0～150m ³ /h (6号炉) *4	0～150m ³ /h (6号炉) *4	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
		0～100m ³ /h (7号炉) *4	0～100m ³ /h (7号炉) *4	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉格納容器 内の温度	ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	0～350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・ チェンバ気体温度	0～200℃	0～350℃*1	1		熱電対	中央制御室	
	サブプレッション・ チェンバ・プール水温度	0～200℃	-200～500℃*1	3		測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器 内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa [abs]	0～1000kPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa [abs]	0～980.7kPa [abs]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器 内の水位	サブプレッション・ チェンバ・プール水位	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm) *5	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm) *5	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, - 3600mm) *5	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600 mm, -3600mm) *5	3	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器 内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0～30vol% (6号炉) 0～20vol%/0～100vol% (7号炉)	—	2	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度 (SA)	0～100vol%	—	2	*6	水素吸蔵材料式 水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。

可搬型計測器の必要個数整理 (2/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は確認	起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1.0 \times 10^9 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$) $0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ ($1.0 \times 10^9 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	—	10	*6	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域モニタ	$0 \sim 125\%$ ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$) *7	—	4**	*6	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	$0 \sim 200^\circ\text{C}$	$0 \sim 350^\circ\text{C}$ *1	1	1	熱電対	中央制御室	
	フィルタ装置水位	$0 \sim 6000 \text{ mm}$	$0 \sim 6000 \text{ mm}$	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置入口圧力	$0 \sim 1 \text{ MPa [gage]}$	$0 \sim 1 \text{ MPa [gage]}$	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ mSv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置水素濃度	$0 \sim 100 \text{ vol}\%$	—	2	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	$0 \sim 50 \text{ kPa}$	$0 \sim 50 \text{ kPa}$	1	1	差圧式圧力検出器	中央制御室	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	$\text{pH}0 \sim 14$	—	1	*6	pH 検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ mSv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	$0 \sim 300^\circ\text{C}$	$0 \sim 350^\circ\text{C}$ *1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	$0 \sim 300^\circ\text{C}$	$0 \sim 350^\circ\text{C}$ *1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉補機冷却水系系統流量	$0 \sim 4000 \text{ m}^3/\text{h}$ (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) $0 \sim 3000 \text{ m}^3/\text{h}$ (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) $0 \sim 2000 \text{ m}^3/\text{h}$ (7号炉区分Ⅲ)	$0 \sim 4000 \text{ m}^3/\text{h}$ (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) $0 \sim 3000 \text{ m}^3/\text{h}$ (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) $0 \sim 2000 \text{ m}^3/\text{h}$ (7号炉区分Ⅲ)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋タービン建屋 (6号炉区分Ⅲのみ)	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	$0 \sim 2000 \text{ m}^3/\text{h}$ (6号炉) $0 \sim 1500 \text{ m}^3/\text{h}$ (7号炉)	$0 \sim 2000 \text{ m}^3/\text{h}$ (6号炉) $0 \sim 1500 \text{ m}^3/\text{h}$ (7号炉)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。

可搬型計測器の必要個数整理 (3/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考	
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。	
	復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa[gage]	0~2MPa[gage]	3	1	弾性圧力検出器	中央制御室		
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~3.5MPa[gage]	0~3.5MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	原子炉建屋		
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~20vol%	—	7	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	0~350℃*1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	—	2	*6	熱磁気風式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	0~150℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	0~150℃	0~350℃*1	1		熱電対	中央制御室		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ¹ ~10 ⁶ mSv/h	—	—	1	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h (6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h (7号炉)	—	—	1		電離箱	—	
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—	—	—	1	*6	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。	

配備台数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに23個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として23台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）

- *1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより1224cm）
- *3：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより905cm）
- *4：格納容器下部注水流量
- *5：T.M.S.L. = 東京湾平均海面
- *6：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- *7：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *8：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。