

島根原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	特 EP-025-02(補)改 4
提出年月日	2023 年 9 月 15 日

## 島根原子力発電所 2 号炉

# 設置許可基準規則等への適合性について 補足説明資料

< 所内常設直流電源設備（3 系統目） >  
(技術的能力)

2023 年 9 月  
中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 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 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
    - 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

下線は、今回の提出資料を示す。

## 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するおそれがある場合若しくは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。

東京電力株式会社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するおそれがある場合若しくは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。また、1号及び3号炉の原子炉圧力容器に燃料が装荷されていないことを前提とする。

「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も対応を実施する。また、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得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た第1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。

- 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) 重大事故等対処設備に係る事項

- a. 切り替えの容易性
- b. アクセスルートの確保

(2) 復旧作業に係る事項

- a. 予備品等の確保
- b. 保管場所
- c. アクセスルートの確保

(3) 支援に係る事項

(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

- a. 手順書の整備
- b. 教育及び訓練の実施
- c. 体制の整備

1.0.2 共通事項

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

- a. 切り替えの容易性
- b. アクセスルートの確保

(2) 復旧作業に係る事項

- a. 予備品等の確保
- b. 保管場所
- c. アクセスルートの確保

(3) 支援に係る事項

(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

- a. 手順書の整備
- b. 教育及び訓練の実施
- c. 体制の整備

< 添付資料 目次 >

添付資料1.0.1	<u>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</u>
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	<u>重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について</u>
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	自然災害等の影響によりプラントの原子炉安全に影響を及ぼす可能性がある事象の対応について
添付資料1.0.9	重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練について
添付資料1.0.10	重大事故等時の体制について
添付資料1.0.11	重大事故等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	東京電力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	重大事故等に対処する要員の作業時における装備について
添付資料1.0.14	<u>技術的能力対応手段と有効性評価比較表</u> <u>技術的能力対応手段と運転手順等比較表</u>
添付資料1.0.15	原子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
添付資料 1.0.16	重大事故等時における停止号炉の影響について

下線は、今回の提出資料を示す。

## 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あつては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等を明確にし、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を整備するとともに、確実に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に、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、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つて人為によるもの（故意によるものを除く。）、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に、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがあ

る事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダム の崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、飛来物（航空機落下）、ダム の崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を選定する。

また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

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複数箇所に分散して保管する。

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及びホース敷設ルートの状況確認を行い、併せて、軽油タンク、常設代替交流電源設備及び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、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、液状化に伴う浮き上がり並びに地中埋設構造物の損壊）、その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響）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等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確認する。

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、道路上への自然流下も考慮したうえで、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、基準津波の影響を受けない防波壁の内側にアクセスルートを確認する。

地滑り・土石流に対しては、複数のアクセスルート確保に加え、地滑り・土石流の影響を受けないアクセスルートを確認する。

屋外アクセスルートは、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。）のうち飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。有毒ガスに対しては、複数のアクセスルート確保に加え、防護具等の装備により通行に影響はない。



洪水及びダムの崩壊については立地的要因により設計上考慮する必要はない。

なお、落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはなく、生物学的事象に対しては容易に排除可能であり、電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。

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、ホイールローダ等の重機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うえで、ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の復旧を行い、通行性を確保する。

液状化、揺すり込みによる不等沈下及び地中埋設物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては、これらがアクセスルートに影響がある場合は、あらかじめ段差緩和対策を実施する。想定を上回る段差が発生した場合は、迂回路を通行するか、ホイールローダ等の重機による段差箇所の復旧により、通行性を確保する。

屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪並びに火山の影響については、ホイールローダ等の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は、除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。また、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保する。

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、併せて、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、津波及びその他想定される自然現象による影響並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する場所まで移動可能なルートを選定する。また、屋内アクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止処置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。

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。

屋外及び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。

## (2) 復旧作業に係る事項

重大事故等時において、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

重大事故等時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あらかじめ確保する。

- ・ 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を行う。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機及び夜間その他の作業環境の対応を想定した照明機器をあらかじめ確保する。

### 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壊、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に、「1.0.1(1)b. アクセスルートの確保」と同じ実効性のある運用管理を実施する。

## (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、燃料等）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。

関係機関等と協議及び合意のうえ、外部からの支援計画を定め、協力体制が整い次第、プラントメーカーからは事故収束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する。なお、資機材等の輸送に関しては、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。

他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与及び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ほか、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、無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。

発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備す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、燃料等の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

#### (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に、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に手順書を整備する。

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。）及び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。

さらに、緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて、緊急時対策本部が使用する手順書、緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書及び緊急時対策本部のうち実施組織（当直（運転員）以外）が使用する手順書に分類して整備する。

- (a) すべての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器又は計測器類の多重故障、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2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に，パラメータを計測する計器故障又は計器故障が疑われる場合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。

具体的には，第1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

- (b) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために，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に，あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転操作手順書又は緊急時対策本部用手順書に整備する。

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に判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防ぐ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に判断基準を明確にした手順を整備する。

原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前，又は，原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に，確実に格納容器フィルタベント系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，準備に要する時間を考慮のうえ，手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

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ぐ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整備する。

重大事故等対策時においては，設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

- (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に，社長はあらかじめ方針を示す。

重大事故等時の運転操作において，当直副長が躊躇せず判断できるよ

うに、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運転操作手順書を整備し、判断基準を明記する。

重大事故等時の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、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従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いた緊急時対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。

- (d) 重大事故等時に使用する手順書として、発電所内の運転員及び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構成し定める。

緊急時対策本部は、運転員からの要請あるいは緊急時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。

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

異常又は事故発生時は、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」により初期対応を行う。

事象が進展した場合には、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」の記載に従い、「事故時操作要領書（事象ベース）」に移行する。

「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」又は「事故時操作要領書（事象ベース）」による対応中は、パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能及び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「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（徴候ベース）」に移行する。

ただし、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（事象ベース）」を参照する。

異常又は事故が収束した場合は、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（シビアアクシデント）」に移行する。

- (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発電用原子炉施設の状態を直接監視することが必要なパラメータを、あらかじめ選定し、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、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運転操作手順書に明記する。

なお、発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を緊急時対策本部用手順書に明記する。

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、監視パラメータ等を緊急時対策本部用手順書に整理する。

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パラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、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、重大事故等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、発電用原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、引き波により取水槽水位が低下した場合等、発電用原子炉の運転継続に支障がある場合に、発電用原子炉を手動停止する手順を整備する。

降下火砕物の降灰が想定される場合には、火山の情報を把握し、監視体制、連絡体制の強化を行う手順を整備する。また、降灰が確認された場合には、除灰等を行う手順を整備する。

土石流の発生が想定される場合には、監視カメラ及び巡視による監視強化を行う手順を整備する。また、土石流の発生により淡水源が使用できない場合を想定し、海を水源とした対応手順を整備する。

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。

(g) 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示，操作を行うことができるように，重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順を整備する。敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）に対しては，重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「可動源」という。）に対しては，換気空調設備の隔離等により，運転員及び緊急時対策要員のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても，運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が防護具を着用することにより，事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順を整備する。

有毒ガスの発生による異常を検知した場合，通信連絡設備により，有毒ガスの発生を発電所内の必要な要員に周知する手順を整備する。

#### 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及び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。

重大事故等対策における中央制御室での操作，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は，第2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるように，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。

重大事故等に対処する要員に対して，重大事故等時における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できるように，各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。

重大事故等に対処する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。

(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を実施する。

(b) 重大事故等に対処する要員の役割に応じて、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に、重大事故等の内容、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に、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計画的に実施する。

(c) 重大事故等時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が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、予備品等について熟知する。

(d) 重大事故等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、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) 重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備、事故時用の資機材等に関する情報並びに手順書が即時に利用できるように、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及び手順書を用いた事故時対応訓練を行う。

#### c. 体制の整備

重大事故等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。

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、事象に応じて緊急時警戒体制、緊急時非常体制又は緊急時特別非常体制



(以下総称して「緊急時体制」という。)を発令し、重大事故等に対処する要員の非常招集及び通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部を設置して対処する。

緊急時対策本部は、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し、組織が効率的に重大事故等対策を実施できるように、専門性及び経験を考慮した機能班を構成する。また、各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時の緊急時対策本部において、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の監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。

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（緊急時対策本部長を含む。）へ指示を行い、緊急時対策本部長は、その指示を踏まえて事故の対処方針を決定する。

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、重大事故等に対処する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に、通信連絡設備により必要の都度、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。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに緊急時対策本部に駆けつけられるように、早期に非常招集が可能なエリア（松江市）に発電用原子炉主任技術者又は代行者を配置する。

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、事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転操作を行う当直（運転員）、当直（運転員）からの重要パラメータの入手及び事故対応手段の選定に関する情報提供を行う班、事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の準備と操作並びに不具合設備の応急措置を行う班及び消火活動を行う自衛消防隊で構成し、重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

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

緊急時対策本部は、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、緊急時対策本部長が活動方針を示し、プラント監視統括は、事故状況の把握の統括並びに事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言の統括を行い、復旧統括は可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧及び消火活動の統括を行う。

複数号炉の同時被災の場合において、必要な重大事故等に対処する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2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、他号炉の被災対応ができる体制とする。

また、複数号炉の同時被災時において、当直（運転員）は号炉ごとの運転操作指揮を2号炉は当直副長、1号炉は当直主任が行い、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。

発電用原子炉主任技術者は、2号炉の保安の監督を、誠実かつ最優先に行い、重大事故等に対処する要員（緊急時対策本部長を含む。）に保安上の指示を行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、発電用原子炉主任技術者は、緊急時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（緊急時対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

- (d) 緊急時対策本部には、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、原子炉の運転に関するデータ収集、分析、評価等を行う班、発電所内外の放射線・放射性物質の濃度の状況把握、影響範囲の評価等を行う班で構成する。また、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、緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援を行う班、自治体からの問い合わせ対応、自治体派遣者の支援を行う班、情報の収集、共有等を行う班、関係機関への通報連絡等を行う班、緊急時対策本部の運営支援、資機材及び輸送手段の確保、重大事故等に対処する要員の人員把握、避難誘導、資機材及び輸送手段の確保、救出・医療活動を行う班、出入り管理及び警備当局対応、緊急車両の誘導を行う班で構成し、各班には必要な指示を行う班長を配置する。

- (e) 重大事故等対策の実施が必要な状況において、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時体制を発令し、重大事故等に対処する要員の非常招集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする緊急時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、重大事故等対策を実施する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、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に、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員を常時確保する。

なお、地震の影響による通信障害等によって非常招集連絡ができない場合においても、地震の発生により、重大事故等に対処する要員は社内規程に基づき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に速やかに対応するため、発電所内に緊急時対策要員 31 名、運転員 9 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 7 名の合計 47 名を確保する。

なお、原子炉運転中においては、運転員を 9 名とし、また原子炉運転停止中においては、運転員を 7 名とする。

重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員は、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。

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、特定の重大事故等に対処する要員に被ばくが集中しないように、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（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、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な重大事故等に対処する要員を非常招集できるように、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並びに当直（運転員）の機能は、上記(a)項、(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、対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する。
- (g) 緊急時対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である緊急時対策本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。また、統括、班長及び当直副長についても欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。
- (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、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、支援組織が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に接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、衛星電話設備、無線通信設備等を備えた緊急時対策所を整備する。

また、実施組織が、中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、有線式通信設備等を整備する。

これらは、重大事故等時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設及び設備を使用することによって発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な発電所内外各所へ通信連絡を行う。

- (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、本社の原子力施設事態即応センターに設置する緊急時対策総本部、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に、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

緊急時対策本部の支援組織は、緊急時対策総本部と緊急時対策本部間において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、報道発表、外部からの問い合わせ等については、緊急時対策総本部で実施し、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。発電所における緊急時体制発令の報告を受け、本社における緊急時体制を発令した場合、速やかに本社の原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である緊急時対策総本部を設置する。

緊急時対策総本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社（全社とは、中国電力株式会社及び中国電力ネットワーク株式会社のことをいう。）での体制とし、緊急時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。

緊急時対策総本部は、社長を緊急時対策総本部長とした指揮命令系統を明確にし、緊急時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。

緊急時対策総本部長は、「原子力災害対策特別措置法」第十条通報後、

原子力事業所災害対策支援拠点の設営を指示する。緊急時対策総本部は、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し、必要な要員を派遣するとともに、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料、資機材等の支援を実施する。

また、緊急時対策総本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織より技術的な支援が受けられる体制を整備する。

- (k) 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、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。

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。

また、重大事故等時に、機能喪失した設備の復旧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、事故収束対応を円滑に実施するため、平時から連絡体制を構築するとともに、必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する。

- (l) 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるように、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための体制を整備する。固定源に対しては、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び緊急時対策要員のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に対して防護具を配備することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう体制を整備する。

## 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、実効性のある運用管理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あつては、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように、当該操作等を明確にし、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に、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、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つて人為によるもの（故意によるものを除く。）、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に、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する自然現象については、網羅的に抽出するために、地震、津波に加え、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響及び生物学的事象を選定する。なお、森林火災の出火原因となるのは、たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し、森林火災については、人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無にかかわらず、国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等）、ダム の崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、屋外アクセスルートへの影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として、飛来物（航空機落下）、ダム の崩壊、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害を選定する。

また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

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（大量送水車、可搬型代替交流電源設備、可搬式モニタリング・ポスト等）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及びホース敷設ルートの状況確認を行い、併せて、軽油タンク、常設代替交流電源設備及び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地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、液状化に伴う浮き上がり並びに地中埋設構

造物の損壊），その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物，積雪並びに火山の影響）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等の重機を保管，使用し，それを運転できる要員を確認する。

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，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，基準津波の影響を受けない防波壁の内側にアクセスルートを確認する。

地滑り・土石流に対しては，複数のアクセスルート確保に加え，地滑り・土石流の影響を受けないアクセスルートを確認する。

屋外アクセスルートは，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。）のうち，飛来物（航空機落下），火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス及び船舶の衝突に対して，迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。

有毒ガスに対しては，複数のアクセスルート確保に加え，防護具等の装備により通行に影響はない。

洪水及びダム の崩壊については立地的要因により設計上考慮する必要はない。

なお，落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはなく，生物学的事象に対しては容易に排除可能であり，電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことからアクセスルートへの影響はない。

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，ホイールローダ等の重機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，ホイールローダ等の重機による崩壊箇所の復旧を行い，通行性を確保する。

液状化，揺すり込みによる不等沈下及び地中埋設物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所においては，アクセスルートに影響がある場合は，あらかじめ段差緩和対策を実施する。想定を上回る段差が発生した場合は，迂回路を通行するか，ホイールローダ等の重機による段差箇所の復旧により，通行性を確保する。

屋外アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物，積雪並びに火山の影響については，ホイールローダ等の重機による撤去を行う。なお，想定を上回る積雪又は火山の影響が発生した場合は，除雪又は除灰の頻度を増加させることにより対処する。また，凍結及び積雪に対し



て、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保する。

屋外アクセスルート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堤の設置）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。夜間時及び停電時においては、確実に運搬、移動ができるように可搬型照明を配備する。

また、現場との通信連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。

#### (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（可搬型計測器、逃がし安全弁用窒素ガスボンベ等）の保管場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い、併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、自然現象として選定する地震、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り・土石流、火山の影響、生物学的事象による影響に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する。

また、発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として選定する飛来物（航空機落下）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災等）、有毒ガス及び船舶の衝突に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建物内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故等時に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、屋内アクセスルート上の資機材については、必要に応じて固縛又は転倒防止処置により、通行に支障をきたさない措置を講じる。

屋内アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。

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) 復旧作業に係る要求事項

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、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

重大事故等時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あらかじめ確保する。

- ・ 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を行う。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機及び夜間その他の作業環境の対応を想定した照明機器をあらかじめ確保する。

#### 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壊、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。

(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に、「1.0.2(1) b. アクセスルートの確保」と同じ実効性のある運用管理を実施する。

(添付資料 1.0.2, 1.0.3, 1.0.13)

### (3) 支援に係る要求事項

#### 【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された手段（重大事故等対処設備、予備品、燃料等）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。

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の協力関係を構築するとともに、あらかじめ重大事故等発生に備え、協議及び合意のうえ、外部からの支援計画を定め、重大事故等時の支援及び燃料の供給の協定を締結する。

重大事故等発生後、緊急時対策本部が発足し、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。

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、要員の派遣、資機材の貸与及び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ほか、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、無線重機等の資機材並びに資機材を操作する要員及び発電所までの資機材輸送の支援を受けられるように支援計画を定める。

発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備（電源車等）、予備品、燃料等）について支援を受けることによって、発電所内に配備す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及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日

間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力事業所災害対策支援拠点から、発電所の支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品及び放射線防護資機材を継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

(添付資料 1.0.4)

(4) 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

【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や、降下火砕物の到達が予測されるときに原子炉停止・冷却操作)等ができる手順を整備する方針であること。
  - g) 有毒ガス発生時の原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員、緊急時対策所において重大事故等に対処するために必要な要員並

びに重大事故等対処上特に重要な操作（常設設備と接続する屋外に設けられた可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続をいう。）を行う要員（以下「運転・対処要員」という。）の防護に関し、次の①から③までに掲げる措置を講じることを定める方針であること。

- ① 運転・対処要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順を整備すること。
- ② 予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため、原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員並びに緊急時対策所において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員のうち初動対応を行う者に対する防護具の着用等運用面の対策を行うこと。
- ③ 設置許可基準規則第62条等に規定する通信連絡設備により、有毒ガスの発生を原子炉制御室又は緊急時制御室の運転員から、当該運転員以外の運転・対処要員に知らせること。

#### (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に，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に手順書を整備する。

また，手順書は使用主体に応じて，運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書を整備する。

さらに，緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて，緊急時対策本部が使用する手順書，緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書及び緊急時対策本部のうち実施組織（当直（運転員）以外）が使用する手順書に分類して整備する。

- (a) すべての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失，安全系の機器又は計測器類の多重故障，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2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に，パラメータを計測する計器故障又は計器故障が疑われる場合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。

具体的には、第1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

- (b) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、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に、判断基準をあらかじめ明確にした手順を以下のとおり運転操作手順書又は緊急時対策本部用手順書に整備する。

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に判断基準を明確にした手順を整備する。

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整備する。

原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前、又は原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に、確実に格納容器フィルタベント系の使用が行えるように判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備し、この運転操作手順書に従い、緊急時対策本部長の権限と責任において、当直副長が格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

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、準備に要する時間を考慮のうえ、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

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ぐ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整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

- (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。

重大事故等時の運転操作において、当直副長が躊躇せず判断できるように、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運転操作手順書を整備し、判断基準を明記する。

重大事故等時の発電所の緊急時対策本部の活動において、重大事故等対策を実施する際に、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従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を整備し、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。

なお、緊急時対策本部用手順書には、火山の影響（降灰）、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰、竜巻時の固縛等の対処を行う手順についても整備する。

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。

- ・ 設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置  
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
- ・ 事故時操作要領書（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
- ・ 事故時操作要領書（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事故時操作要領書（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
- ・ 事故時操作要領書（シビアアクシデント）  
異常時の操作に関する事故時操作要領書（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
- ・ AM設備別操作要領書  
事故時操作要領書（徴候ベース）及び事故時操作要領書（シビアアクシデント）で使用する設備に対しての個別の操作内容を定めた手順

実施組織及び技術支援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、大気及び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、緊急時対策本部並びに通信連絡設備に関する手順書を定める。

緊急時対策本部は、運転員からの要請あるいは緊急時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。

運転操作手順書は、事故の進展状況に応じて構成を明確化し、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、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」により初期対応を行う。

事象が進展した場合には、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」の記載に従い、「事故時操作要領書（事象ベース）」に移行する。

「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」又は「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（徴候ベース）」に移行する。

ただし、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（事象ベース）」を参照する。

異常又は事故が収束した場合は、異常時の操作に関する「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（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「事故時操作要領書（シビアアクシデント）」に移行する。

- (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監視することが必要なパラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを、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運転操作手順書に明記する。

なお、発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータが故障等により計測不能な場合は、他のパラメータにて当該パラメータを推定する方法を緊急時対策本部用手順書に明記する。

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、監視パラメータ等を緊急時対策本部用手順書に整理する。

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、重大事故等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、発電用原子炉を停止し、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指示、水密扉の閉止確認を行い、津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。また、引き波により取水槽水位が低下した場合等、発電用原子炉の運転継続に支障がある場合に、発電用原子炉を手動停止する手順を整備する。

降下火砕物の降灰が想定される場合には、火山の情報を把握し、監視体制、連絡体制の強化を行う手順を整備する。また、降灰が確認された場合には、除灰等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。

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、クレーン作業の中止、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

土石流の発生が想定される場合には、監視カメラ及び巡視による監視強化を行う手順を整備する。また、土石流の発生により淡水源が使用できない場合を想定し、海を水源とした対応手順を整備する。

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。

- (g) 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示、操作を行うことができるよう、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順を整備する。固定源に対しては、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び緊急時対策要員のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が事故対策に必要な各種の

指示・操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順を整備する。

有毒ガスの発生による異常を検知した場合は、当直長に連絡し、当直長が通信連絡設備により、発電所内の必要な要員に有毒ガスの発生を周知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, 1.0.14)

**【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況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3 a) 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に対して、重大事故等時において、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及び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計画的に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、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は、第2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるように、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に、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。

重大事故等に対処する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を実施する。

重大事故等時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実施する。

- (b) 重大事故等に対処する要員の役割に応じて、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に、重大事故等の内容、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に、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計画的に実施する。

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に計画的に実施する。また、重大事故等時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、東京電力株式会社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、要員の役割に応じて、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処設備を使用した注水確保の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取扱い方法の習得を図るための訓練を、訓練ごとに頻度を定めて実施する。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、要員の役割に応じて、重大事故等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緊急時対策本部機能、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) 重大事故等時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が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、予備品等について熟知する。

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、定期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、要員の役割に応じて、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を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、作業要領書の内容確認、作業工程検討等の保守点検活動を社員自らが行う。

重大事故等対策については、緊急時対策要員が、要員の役割に応じて、可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの敷設接続、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自らが行う。

(d) 重大事故等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、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手順書が即時に利用できるように、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及び手順書を用いた事故時対応訓練を行う。

それらの情報及び手順書を用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備及び資機材の保管場所、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手順書の管理を実施する。

(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。
- 1) 運転・対処要員の防護に関し、次の①及び②に掲げる措置を講じることを定める方針であること。
  - ① 運転・対処要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための体制を整備すること。
  - ② 予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため、原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員並びに緊急時対策所において重大事故

等に対処するために必要な指示を行う要員のうち初動対応を行う者に対する防護具の配備等を行うこと。

c. 体制の整備

重大事故等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。

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、事象に応じて緊急時体制を発令し、重大事故等に対処する要員の非常招集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする緊急時対策本部を設置して対処する。

所長（原子力防災管理者）は、緊急時対策本部長として、緊急時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。

緊急時対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である緊急時対策本部長（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。

緊急時対策本部は、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。

通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が緊急時対策本部での事故対応、復旧活動に活かすことができ、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるように、専門性及び経験を考慮したうえで機能班の構成を行う。また、各班の役割分担、対策の実施責任を有する班長を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

緊急時対策本部は、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復旧対応、④プラント監視対応、⑤対外対応、⑥情報管理、⑦ロジスティック・リソース管理を有しており、①の責任者として緊急時対策本部長が当たり、②～⑦の機能ごとに責任者として「統括」を置いている。さらに、「統括」の下に機能班を配置し、それぞれの機能班に「班長」を置いている。

緊急時対策本部において、指揮命令は基本的に緊急時対策本部長を最上位に置き、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。また、各班の対応状況についても統括より緊急時対策本部内に適宜報告されることから、常に綿密な情報の共有がなされる。

あらかじめ定めた手順に従って運転員が行う運転操作や復旧操作については、当直副長の判断により自律的に実施し、プラント監視班長又は連絡責任者に実施の報告が上がってくることになる。

緊急時対策本部の機能を担う要員の規模は、対応する事故の様相及び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、プルーム通過中及びプルーム通過後でも、要員の規模を拡大及び縮小しながら十分な対応が可能な組織とする。

格納容器ベントに伴ってプルームが通過する際には、プルーム通過時においても、緊急時対策所、中央制御室待避室にて監視及び操作に必要な重大事故等に対処する要員を待機させる。それ以外の重大事故等に対処する要員は、プルームが通過する前に原子力事業所災害対策支援拠点等に一時退避するが、プルームが通過したと判断され次第、緊急時対策本部の体制がプルーム通過時の体制から重大事故時の対応体制に移行するのに併せて、発電所に招集する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時の緊急時対策本部において、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。

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（緊急時対策本部長を含む。）へ指示を行い、緊急時対策本部長は、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、重大事故等に対処する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に、通信連絡設備により必要の都度、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。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに緊急時対策本部に駆けつけられるように、早期に非常招集が可能なエリア（松江市）に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、プラント監視統括及び復旧統括を配置し、プラント監視統括のもとプラント監視班及び当直（運転員）を、復旧統括のもと復旧班及び自衛消防隊を構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

プラント監視統括は、事故状況の把握の統括並びに事故の影響緩和及

び拡大防止に必要な運転上の操作への助言を行う。

プラント監視班は、当直（運転員）からの重要パラメータの入手、事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供を行う。

当直（運転員）は、事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転操作を行う。

復旧統括は、可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧及び消火活動の統括を行う。

復旧班は、事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の準備と操作並びに不具合設備の応急措置のための復旧作業方法の作成及び復旧作業の実施を行う。

自衛消防隊は、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等が発生した場合においても対応できる組織とする。

緊急時対策本部は、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、緊急時対策本部長が活動方針を示し、プラント監視統括は、事故状況の把握の統括並びに事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言の統括を行い、復旧統括は可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧及び消火活動の統括を行う。

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2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、1号炉については、1号炉の燃料プールに燃料が保管されているため、1号運転員により1号炉の燃料プールの監視を行うとともに、対応作業までは時間的余裕があるため、平日の時間帯においては発電所内に勤務する緊急時対策要員、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては参集する緊急時対策要員で対応する。

また、複数号炉の同時被災時において、当直（運転員）は号炉ごとの運転操作指揮を2号炉は当直副長、1号炉は当直主任が行い、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。

発電用原子炉主任技術者は、2号炉の保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

- (d) 緊急時対策本部には、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、技術統括を配置し、技術班及び放射線管理班で構成する。

技術統括は、原子炉の運転に関するデータの収集、分析及び評価の統

括、原子炉の運転に関する具体的復旧方法、工程等作成の統括、発電所内外の放射線、放射性物質濃度の状況把握に係る測定の統括を行う。

技術班は、原子炉の運転に関するデータの収集、分析及び評価、原子炉の事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転に関する技術的措置、原子炉の運転に関する具体的復旧方法、工程等作成を行う。

放射線管理班は、発電所内外の放射線及び放射性物質濃度の状況把握に係る測定、放射性物質の影響範囲の推定、緊急時対策活動に係る立入禁止措置、退去措置、除染等の放射線管理並びに重大事故等に対処する要員・退避者の線量評価及び汚染拡大防止措置・除染を行う。

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、広報統括、情報統括及び支援統括を配置し、報道班、対外対応班、情報管理班、通報班、支援班及び警備班で構成する。

広報統括は、報道機関対応支援、対外対応活動の統括を行う。

報道班は、緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援を行う。

対外対応班は、自治体からの問合せ対応、自治体派遣者の支援を行う。

情報統括は、関係機関への通報連絡、情報管理等の統括を行う。

情報管理班は、情報の収集、共有等を行う。

通報班は、関係機関への通報連絡等を行う。

支援統括は、緊急時対策本部の運営支援、警備対応の統括を行う。

支援班は、緊急時対策本部の運営支援、重大事故等に対処する要員の人員把握、避難誘導、資機材及び輸送手段の確保、救出・医療活動を行う。

警備班は、出入り管理及び警備当局対応、緊急車両の誘導を行う。

- (e) 所長（原子力防災管理者）は、警戒事態該当事象（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、原災法第十条第一項に該当する事象に至るおそれがある事態）、原災法第十条第一項に該当する事象又は原災法第十五条第一項に該当する事象が発生した場合においては緊急時体制を発令し、重大事故等に対処する要員の非常招集及び通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする緊急時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、重大事故等対策を実施する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも、速やかに対策を行えるように、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員を常時確保する。

非常招集する重大事故等に対処する要員への連絡については、要員招集システム又は電話を活用する。なお、地震の影響による通信障害等が発生し、要員招集システム又は電話を用いて非常招集連絡ができない場合においても、松江市で震度6弱以上の地震の発生により、重大事故等

に対処する要員は社内規程に基づき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に速やかに対応するため、発電所内に緊急時対策要員 31 名、運転員 9 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 7 名の合計 47 名を確保する。

また、参集する緊急時対策要員として、要員参集の目安としている被災後 8 時間以内に 54 名を確保する。

なお、原子炉運転中においては、運転員を 9 名とし、また原子炉運転停止中<sup>\*</sup>においては、運転員を 7 名とする。

※発電用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

重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員は、緊急時対策所に参集し、要員の任務に応じた対応を行う。

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、特定の重大事故等に対処する要員に被ばくが集中しないように、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（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、安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な重大事故等に対処する要員を非常招集できるように、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並びに当直（運転員）の機能は、上記(a)項、(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、対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する。

(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、緊急時対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である緊急時対策本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。また、統括、班長及び当直副長についても欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ明確にする。

緊急時対策本部長は、緊急時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。

緊急時対策本部長（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、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に接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP-電話機、IP-FAX）、衛星電話設備、無線通信設備等を備えた緊急時対策所を整備する。

実施組織が、中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、有線式通信設備、無線通信設備、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に可搬型照明を整備する。

これらは、重大事故等時において、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施設の状態を確認し、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、本社の原子力施設事態即応センターに設置する緊急時対策総本部、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に、衛星電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を配備し、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、緊急時対策本部の情報管理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、緊急時対策総本部と緊急時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に接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）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、緊急時対策総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緊急時対策総本部で実施し、緊急時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、緊急時体制の発令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、緊急時体制を発令するとともに本社電源事業本部部長（原子力管理）へ報告する。

報告を受けた本社電源事業本部部長（原子力管理）はただちに社長に報告し、社長は本社における緊急時体制を発令する。本社電源事業本部部長（原子力管理）は、本社における緊急時対策要員を非常招集する。

社長は、本社における緊急時体制を発令した場合、速やかに本社の原子力施設事態即応センターに緊急時対策総本部を設置し、緊急時対策総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、緊急時対策総本部の副総本部長がその職務を代行する。

緊急時対策総本部長は、緊急時対策総本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する総括管理を行い、副総本部長は、緊急時対策総本部長を補佐する。緊急時対策総本部の各班長は緊急時対策総本部長が行う災害対策活動を補佐する。

緊急時対策総本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社（全社とは、中国電力株式会社及び中国電力ネットワーク株式会社のことをいう。）での体制とし、緊急時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。

緊急時対策総本部は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓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、社長を緊急時対策総本部長とした指揮命令系統を明確にし、緊急時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。

緊急時対策総本部は、緊急時対策本部からの情報収集及び社内関係箇所への連絡、発電所からの情報及びメーカ等からの情報に基づいた応急措置の検討等を行う統括班、発電所外の放射線レベル、環境への放出放射線エネルギー及び周辺公衆の線量評価を行う放射線班、プラント状況、設備損傷の状況、漏えい量等の情報の入手、事故規模の評価等を行う技術班、



プレス発表文の作成，想定Q&Aの作成，プレス発表会場の設置，プレス発表等を行う広報班，食料等の調達，宿泊施設の手配等を行う総務班，警備関係を行う警備班，応急復旧用資機材及び輸送手段の確保，その他必要な物品の調達を行う資材班，従業員・応援者の健康管理，作業服の調達を行う労務班，送電設備被害・復旧状況の把握，送電設備の応急措置，復旧対策の検討，発電所保安用外部電源の送電確保に係る需給運用を行う外部電源復旧班，保安通信回線の確保等を行う通信班，情報共有システムの維持管理を行う情報システム班，原子力事業所災害対策支援拠点の設営，運営，原子力事業所災害対策支援拠点から原子力施設への資機材の調達，輸送，その他原子力災害対策活動の後方支援を行う支援班，原子力防災活動における関係自治体との連携，原子力事業者間協力協定に基づく他電力との防災活動の連携を行う地域対応班で構成する。

緊急時対策総本部長は，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」第十条通報後，原子力事業所災害対策支援拠点の設営を本社統括班長に指示する。

本社統括班長は，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うえで原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。本社支援班長は必要な要員を派遣するとともに，発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材等の支援を実施する。

また，緊急時対策総本部は，他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織より技術的な支援が受けられる体制を整備する。

- (k) 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，緊急時対策総本部が中心となり，プラントメーカ及び協力会社を含めた社内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。

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，主要な設備の取替物品をあらかじめ確保する。

また，重大事故等時に，機能喪失した設備の復旧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，事象収束対応を円滑に実施するため，平時から連絡体制を構築するとともに，必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する。

- (l) 有毒ガス発生時に，事故対策に必要な各種の指示，操作を行うことができるよう，重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための体制を整備する。固定源

に対しては、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員及び緊急時対策要員のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応において重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に対して防護具を配備することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう体制を整備する。

(添付資料 1.0.4, 1.0.10, 1.0.11, 1.0.15, 1.0.16)

第1表 重大事故等対策における手順書の概要（1/19）

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	
方針目的	<p>運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するための手順等を整備する。</p> <p>また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入</p> <p>運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又はATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により、制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">フロントライン系故障時 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制</p> <p>ATWSが発生した場合は、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止するため、炉心流量が低下し、原子炉出力が抑制されたことを確認する。</p> <p>また、ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し、原子炉出力を抑制する。</p>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止</p> <p>ATWSが発生した場合は、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し、原子炉圧力容器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。</p>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">ほう酸水注入</p> <p>ATWSが発生した場合は、原子炉再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。</p>

<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>運転時の異常な過渡変化の発生時において、発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため、発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。</p> <p>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は、中央制御室からの手動操作によりA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し、発電用原子炉を緊急停止する。</p> <p>A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入しなかった場合は、原子炉停止機能喪失と判断し、中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し、自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動起動阻止を行うとともに、ほう酸水注入系を速やかに起動し、発電用原子炉を未臨界とする。</p>
--	---	--

第1表 重大事故等対策における手順書の概要（2/19）

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	
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の注水により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、発電用原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備する。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>（設計基準拡張） 重大事故等対処設備</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>
	<p>フロントライン系故障時</p> <p>高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室からの手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>・中央制御室からの手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器へ注水する。</li> </ul>
	<p>原子炉隔離時冷却系の現場操作</p> <p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却のほか、現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p>
	<p>サポート系故障時</p> <p>代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に以下の手段等により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替交流電源設備により充電器を受電し、直流電源を供給する。</li> <li>・可搬型直流電源設備により直流電源を供給する。</li> </ul>

対応手段等	監視及び制御	<p>「高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉へ注水する際には、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）等により監視する。</p> <p>また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合は、当該パラメータの値を推定する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動する場合は、高圧原子炉代替注水系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧原子炉代替注水流量、サブプレッション・プール水位（SA）等により監視する。</p> <p>現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の作動状況を原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA）等により監視する。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位の調整が必要な場合は、中央制御室からの操作、又は現場での弁の操作により原子炉圧力容器内の水位を制御する。</p>	
	重大事故等の進展抑制	ほう酸水注入系による進展抑制	<p>原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉への高圧注水により原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合は、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水貯蔵タンク等を水源として、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する。</p>
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧原子炉代替注水系の運転を継続する。</p>

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	<p>全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>いずれの操作によっても高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。</p> <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備より充電器を受電することにより直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型直流電源設備により直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。</p> <p>代替交流電源設備、可搬型直流電源設備へ燃料を給油することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続させる。</p>
	原子炉隔離時冷却系の起動時の留意事項		<p>現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動する場合は、原子炉隔離時冷却ポンプ室に滞留する排水を処理しない場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに運転を継続することが可能である。</p>
	原子炉隔離時冷却系の起動時の環境条件		<p>蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し、原子炉隔離時冷却ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系の起動時のみとし、その後速やかに退室する。保護具を確実に装着することにより本操作が可能である。</p>

配慮すべき事項	作業性	高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動操作は、通常の弁操作である。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、常設代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。



第1表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

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				
方針目的	<p>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、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、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手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、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手順等を整備する。</p>			
	<table border="1"> <tr> <td>フロントライン系故障時</td> <td> <p>減圧の自動化</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</p> </td> </tr> <tr> <td></td> <td> <p>手動操作による減圧</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p> </td> </tr> </table>	フロントライン系故障時	<p>減圧の自動化</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</p>	
フロントライン系故障時	<p>減圧の自動化</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</p>			
	<p>手動操作による減圧</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し、発電用原子炉を減圧する。</p>			
対応手段等	<p>常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>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直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）により直流電源を確保する。その後、可搬型直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。</li> <li>・逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を接続して直流電源を確保する。</li> </ul>			
	<p>サポート系故障時</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保</p> <p>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は、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源が逃がし安全弁窒素ガス供給系に切り替わることで逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁窒素ガス供給系からの供給期間中において、逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は、予備の逃がし安全弁用窒素ガスボンベに切り替える。</p>			

対応手段等	サポート系故障時	<p>代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧</p> <p>全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型直流電源設備により直流電源を確保する。</li> <li>・代替交流電源設備により充電器を受電することで直流電源を確保する。</li> </ul>
	容器雰囲気直接加熱の防止	<p>炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器が高圧の状態では破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気気直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する。</p>
	インターフェイスシステム LOCA発生時	<p>インターフェイスシステムLOCAが発生した場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>漏えい箇所を隔離できない場合は、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを抑制するため、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する。</p>
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の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は、低圧で原子炉注水が可能な系統又は代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し、逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、原子炉水位低(レベル1)設定点到達10分後及び残留熱除去ポンプ(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ・ポンプが運転している場合は、代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)が自動作動することを確認し、これにより発電用原子炉を減圧する。</p>
	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源喪失の原因が全交流動力電源喪失の場合は、代替交流電源設備により充電器を受電することで直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>逃がし安全弁作動室素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は、逃がし安全弁室素ガス供給系の逃がし安全弁用室素ガスポンプにより逃がし安全弁の作動に必要な室素ガスを確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p>

配慮すべき事項	代替自動減圧機能による 発電用原子炉の自動減圧時 の留意事項	「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」における対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への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、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。
	逃がし安全弁 の背圧対策	逃がし安全弁は、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるように、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス圧力に調整する。
	インターフェイスシステム LOCA時の溢水の影響	隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスマートは、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、溢水の影響がないようにする。
	インターフェイスシステム LOCAの検知	インターフェイスシステムLOCAの発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は、原子炉建物原子炉棟内において各部屋がエリアごとに分離されているため、漏えい箇所の特定は、温度検知器、漏えい警報、監視カメラ及び火災感知器により行う。
	作業性	インターフェイスシステムLOCA発生時において、現場で漏えい箇所を隔離する場合は、隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスマートの環境を考慮して、現場環境（温度・湿度・圧力）が改善された状態で行い、事故環境下においても作業できるように保護具を確実に装着する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第1表 重大事故等対策における手順書の概要（4/19）

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			
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能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、低圧原子炉代替注水系により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により残存溶融炉心を冷却する手順等を整備する。</p>		
	<p>（重大事故等対処設備（設計基準拡張））</p>	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）又は低圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>	
対応手段等	原子炉運転中の場合	<p>フロントライン系故障時</p> <p>低圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却</p>	<p>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）の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。</li> <li>・低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）等により注水する。</li> </ul> <p>なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>
		<p>サポート系故障時</p> <p>（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）</p>	<p>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等により使用できない場合は、低圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、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）を運転継続する。</p> <p>発電用原子炉の停止後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行し、長期的に発電用原子炉を除熱する。</p>
	<p>常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧</p>	<p>設計基準事故対処設備である低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより低圧炉心スプレイ系を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより低圧炉心スプレイ系を運転継続する。</p>	

対応手段等	原子炉運転中の場合	溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合	<p>低圧原子炉代替注水系による 残存溶融炉心の冷却</p> <p>溶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するものの、溶融炉心が原子炉压力容器内に残存した場合は、以下の手段により原子炉压力容器へ注水し、残存溶融炉心を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。</li> <li>・低圧原子炉代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合は、代替淡水源を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）等により注水する。なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</li> </ul>
	原子炉停止中の場合	フロントライン系故障時	<p>低圧原子炉代替注水系による 発電用原子炉の冷却</p> <p>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）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合は、以下の手段により原子炉压力容器へ注水し、発電用原子炉を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。</li> <li>・低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉压力容器へ注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）等により注水する。なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</li> </ul>
		サポート系故障時	<p>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</p> <p>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等により使用できない場合は、低圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、発電用原子炉の除熱を実施する。</p> <p>また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、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）を運転継続する。</p>

配慮すべき事項	原子炉運転中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>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）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）により発電用原子炉の冷却ができない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧原子炉代替注水系等により発電用原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手動操作を実施する。</p>
			サポート系故障時	<p>外部電源、常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合において、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができる場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）により発電用原子炉を冷却する。原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができない場合は、原子炉補機代替冷却系を設置し、残留熱除去系（低圧注水モード）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>原子炉補機代替冷却系の設置による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧に時間を要するため、低圧原子炉代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は、フロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>
			溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	<p>溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。</p> <p>なお、低圧原子炉代替注水系等により発電用原子炉を冷却する場合は、注水流量が多い配管から選択する。</p>
	原子炉停止中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>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）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）より発電用原子炉を冷却する。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）により発電用原子炉の冷却ができない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。</p> <p>なお、低圧原子炉代替注水系等により発電用原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手動操作を実施する。</p>

配慮すべき事項	原子炉停止中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	<p>外部電源，常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合において，原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができる場合は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉を除熱する。原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の運転ができない場合は，原子炉補機代替冷却系を設置し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により発電用原子炉を除熱する。</p> <p>原子炉補機代替冷却系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧に時間を要するため，低圧原子炉代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位はフロントライン系故障時の優先順位と同様である。</p>
		作業性		<p>低圧原子炉代替注水系（可搬型）で使用する大量送水車のホース接続は，汎用の結合金具を使用し，容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>
		電源確保		<p>全交流動力電源喪失時は，代替交流電源設備等を用いて低圧原子炉代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。</p>
		燃料補給		<p>配慮すべき事項は，「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>

第1表 重大事故等対策における手順書の概要（5/19）

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等		
方針目的	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱，原子炉補機代替冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。	
対応手段等	（設計基準拡張） 重大事故等対処設備	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，サブプレッション・プール水冷却モード，格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）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）として位置付け重大事故等の対処に用いる。
	フロントライン系故障時 格納容器フィルタベント系による減圧及び除熱	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード，格納容器冷却モード，原子炉停止時冷却モード）の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。  格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は，隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。
	サポート系故障時 原子炉補機代替冷却系による除熱	設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，原子炉補機代替冷却系，残留熱除去系等により，発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択 フロントライン系故障時	設計基準事故対処設備である残留熱除去系が機能喪失した場合は，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の除熱を実施する。  格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施にあたり，弁の駆動電源がない場合は，現場で手動操作を行う。  なお，格納容器フィルタベント系により，格納容器ベントを実施する場合は，スクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。  サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は，ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。
	作業性	格納容器フィルタベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり，原子炉建物付属棟で実施する。  原子炉補機代替冷却系により補機冷却水を確保するために使用する各種ホースの接続は，一般的に使用される工具を用い，容易に操作ができるよう十分な作業スペースを確保する。



配慮すべき事項	電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントを実施するために必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、常設代替交流電源設備等を用いて残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード，格納容器冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）へ給電する。</p>
	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>

第1表 重大事故等対策における手順書の概要（6／19）

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等		
方針目的	<p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器代替スプレイ系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</p>	
対応手段等	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード、サブプレッション・プール水冷却モード）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）として位置付け重大事故等の対処に用いる。</p>
	フロントライン系故障時 格納容器代替スプレイ系による 原子炉格納容器内の冷却	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により、原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽を水源として、格納容器代替スプレイ系（常設）によりスプレイする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）等によりスプレイする。</li> </ul> <p>なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p>
	炉心損傷前 サポート系故障時 復旧 (格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード)の 常設代替交流電源設備による残留熱除去系	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器冷却モード）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧し、サブプレッション・プール水を除熱する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>

対応手段等	炉心損傷後	フロントライン系故障時	<p>格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽を水源として、格納容器代替スプレイ系（常設）によりスプレイする。</li> <li>・ 格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）等によりスプレイする。</li> </ul> <p>なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。</p>
		サポート系故障時	<p>（格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）の復旧</p> <p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器冷却モード）を復旧し、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>また、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を復旧し、サブプレッション・プール水を除熱する。</p> <p>残留熱除去系（格納容器冷却モード及びサブプレッション・プール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は、格納容器代替スプレイ系等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。</p>
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	<p>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、格納容器代替スプレイ系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。</p>

配慮すべき事項	作業性	格納容器代替スプレイ系（可搬型）で使用する大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて格納容器代替スプレイ系等による原子炉格納容器内の冷却に必要な設備へ給電する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第1表 重大事故等対策における手順書の概要（7/19）

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	
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。
対応手段等	<p>格納容器フィルタベント系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>残留熱除去系の復旧又は残留熱代替除去系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を853kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建物水素濃度が2.5vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p>
	<p>残留熱代替除去系による 原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。</p>
配慮すべき事項	<p>原子炉補機代替冷却系の設置が完了し、残留熱代替除去系が起動できる場合は、残留熱代替除去系により原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレーを実施する。</p> <p>原子炉圧力容器の破損を判断した後は、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内へのスプレーによる原子炉格納容器下部への注水を実施する。</p> <p>残留熱代替除去系が起動できない場合は、サプレッション・プール水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合に、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。</p> <p>格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動源や制御電源がない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを実施する場合は、スクラビング効果が期待できるウェットウェルを経由する経路を第一優先とする。</p> <p>ウェットウェルベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>

配慮すべき事項	格納容器ベント時の留意事項	格納容器フィルタベント系の系統内の不活性ガスによる置換	格納容器フィルタベント系により格納容器ベントを実施中に、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器フィルタベント系の系統内を不活性ガス（窒素ガス）であらかじめ置換しておく。
		原子炉格納容器の負圧破損の防止	格納容器フィルタベント系の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は、原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。
		放射線防護	格納容器フィルタベント系を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減するため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。 現場運転員の放射線防護を考慮して、遠隔弁を遠隔で手動操作するエリアを二次格納施設外の原子炉建物付属棟に設置する。 また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備し作業を行う。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備を用いて格納容器ベントに必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は、現場において手動で系統構成を行う。
	代替循環冷却時の留意事項	放射線防護	系統構成、残留熱代替除去系の起動及びその後の流量調整等の操作は、中央制御室で実施する。 なお、残留熱代替除去系の運転後、長期における系統廻りの線量低減対策として、大量送水車により系統水を入れ替えることでフラッシングを実施する。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備を用いて残留熱代替除去系へ給電する。
	作業性	格納容器フィルタベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、容易に実施可能である。また、作業エリアには電源内蔵型照明を配備する。	
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。	

第1表 重大事故等対策における手順書の概要（8/19）

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			
方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、ペDESTAL代替注水系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する手順等を整備する。</p> <p>また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備する。</p>		
対応手段等	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	ペDESTAL代替注水系又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水槽を水源として、ペDESTAL代替注水系（常設）により注水する。</li> <li>・ ペDESTAL代替注水系（常設）により注水できない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）等により注水する。</li> </ul> <p>なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>
	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	原子炉圧力容器への注水	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉圧力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は、サプレッション・チェンバを水源として、高圧原子炉代替注水系により注水する。</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（常設）により注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により注水する。</li> </ul> <p>なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。</p>

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	原子炉格納容器下部に落下した 溶融炉心の冷却	<p>ペDESTAL代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、ペDESTAL代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p> <p>ペDESTAL代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水できない状況において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</p>
		溶融炉心の原子炉格納容器下部への 落下遅延・防止	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、高圧原子炉代替注水系に異常がなく、直流電源及び水源（サブプレッション・チェンバ）が確保されている場合は、高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</p> <p>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために、原子炉圧力容器へ注水している状況において、損傷炉心を冷却できないと判断した場合は、原子炉格納容器下部への注水を開始する。</p>
	作業性	<p>格納容器代替スプレイ系（可搬型）、ペDESTAL代替注水系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）で使用する大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>	
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いてペDESTAL代替注水系及び低圧原子炉代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。</p>	
	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>	



第1表 重大事故等対策における手順書の概要（9／19）

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	
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出、及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	原子炉格納容器内の不活性化 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は、不活性ガス（窒素ガス）で置換することにより不活性化した状態とする。
	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱時に、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性化する。
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器外に排出し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。
	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を格納容器水素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）を用いて測定し、監視する。 全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器水素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）を用いて測定し、監視する。

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する。</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する場合は、スクラビング効果が期待できるウェットウェルを経由する経路を第一優先とする。ウェットウェルベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>
	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出時の留意事項	<p>格納容器フィルタベント系を使用する場合は、第1ベントフィルタ出口水素濃度にて水素濃度を監視する。また、格納容器フィルタベント系を使用する場合は、第1ベントフィルタ出口放射線モニタの放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数にて放射性物質濃度を推定し監視する。</p> <p>格納容器フィルタベント系を使用する場合は、ブルームの影響による被ばくを低減させるため、中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。</p> <p>また、格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して、防護具を装備して作業を行う。</p>
	作業性	<p>格納容器フィルタベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり、原子炉建物付属棟で実施する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に必要な電動弁及び出口放射線モニタ、格納容器水素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）へ給電する。</p>

第1表 重大事故等対策における手順書の概要 (10/19)

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	
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため、静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制及び原子炉建物原子炉棟内の水素濃度監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	<p>静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制</p> <p>原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした場合は、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を用いて原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素処理装置の作動状態を監視する。</p> <p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を用いて監視する。</p>
	<p>原子炉建物内の水素濃度監視</p> <p>原子炉格納容器内で発生し原子炉格納容器から原子炉建物に漏えいした水素濃度を監視するため、原子炉建物水素濃度を用いて原子炉建物原子炉棟内の水素濃度を監視する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建物水素濃度を用いて監視する。</p>
配慮すべき事項	非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避させるため、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇を確認した場合は、非常用ガス処理系を手動操作により停止する。

第1表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制及び燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順を整備する。</p> <p>また、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、燃料プールへのスプレイ、大気への放射性物質の拡散抑制及び燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時 又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時</p>
	<p>燃料プール代替注水</p> <p>残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は燃料プール水の小規模な水の漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水する。</p> <p>なお、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p>
	<p>漏えい抑制</p> <p>燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による燃料プール水漏えいが発生した場合は、サイフォンブレイク配管により漏えいが停止したことを確認する。</p>
	<p>燃料プールスプレイ</p> <p>燃料プールからの大量の水の漏えい等による燃料プールの水位が異常に低下した場合は、代替淡水源を水源として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <p>なお、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p>
<p>燃料プールからの大量の水の漏えい発生時</p>	
<p>大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>燃料プールからの大量の水の漏えい等による燃料プールの水位の異常な低下により燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、原子炉建物放水設備により海水を原子炉建物へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p>	

対応手段等	重大事故等時における燃料プールの監視	燃料プールの監視設備による 燃料プールの状態監視	<p>燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水位（S A）、燃料プール水位・温度（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）により燃料プールの状態を監視する。</p> <p>なお、燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。</p> <p>燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により燃料プールの空間線量率を推定する。</p>
		代替電源による給電	<p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した状況において燃料プールの状態を監視するため、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型直流電源設備から燃料プール水位（S A）、燃料プール水位・温度（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）へ給電する。</p> <p>さらに、代替電源設備等から燃料プール監視カメラへ給電する。</p>
	燃料プールから発生する水蒸気による悪影響防止	燃料プール冷却系による 燃料プールの除熱	<p>燃料プール冷却系が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能喪失により起動できず、燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより燃料プール冷却系の電源を確保し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保することで燃料プール冷却系を起動し、燃料プールを除熱する。</p>
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択		<p>燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、大量送水車により燃料プールへの注水又はスプレーが可能となるよう準備する。</p> <p>また、大量送水車により燃料プールへ注水またはスプレーする場合は、燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）を優先して使用し、燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）が使用できない場合は、燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）を使用する。</p> <p>全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能喪失により燃料プール冷却系による燃料プールの除熱ができず、燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備を用いて燃料プール冷却系の電源を確保し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保するとともに燃料プール代替注水により水源を確保し、燃料プール冷却系により燃料プールを除熱する。</p>
	作業性		<p>燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）又は燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）で使用する大量送水車のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。</p>
	燃料補給		<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>

第1表 重大事故等対策における手順書の概要 (12/19)

1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	
方針目的	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への放射性物質の拡散抑制、海洋への放射性物質の拡散抑制により発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷</p> <p>大気への放射性物質の拡散抑制</p> <p>炉心損傷を判断した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は大型航空機の衝突等、原子炉建物外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大型送水ポンプ車及び放水砲により放水準備を開始する。その後、原子炉格納容器の破損のおそれがある場合、原子炉格納容器からの異常漏えいにより格納容器フィルタベント系で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイができない場合、又はプラントの異常によりモニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合は、原子炉建物に海水を放水する。</p>
	<p>海洋への放射性物質の拡散抑制</p> <p>大型送水ポンプ車及び放水砲により原子炉建物へ海水を放水する場合は、放射性物質を含む汚染水が発生するため、以下の手段により海洋への放射性物質の拡散を抑制する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>防波壁内側の雨水排水路集水枘3箇所放射性物質吸着材を設置する。</li> <li>人力にて2号炉放水接合槽に、小型船舶を用いて輪谷湾にシルトフェンスを設置する。</li> </ul>
	<p>航空機燃料火災への泡消火</p> <p>原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、大型送水ポンプ車及び放水砲により、泡消火を実施する。</p>

配慮すべき事項	操作性	<p>放水砲による放水は、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状とするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の拡散抑制効果が期待できることから、なるべく噴霧状を使用する。</p> <p>放水砲は風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉建物の破損口等、放射性物質の放出箇所に向けて放水する。</p>
	作業性	<p>大型送水ポンプ車及び放水砲の準備にあたり、プラント状況や周辺の現場状況、ホースの敷設時間等を考慮し、複数あるホース敷設ルートから作業時間が短くなるよう適切なルートを選択する。</p> <p>ホース等の取付けは、速やかに作業ができるように大型送水ポンプ車の保管場所に使用工具及びホースを配備する。</p>
	燃料補給	<p>配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。</p>

第1表 重大事故等対策における手順書の概要 (13/19)

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	
方針目的	<p>設計基準事故の収束に必要な水源であるサプレッション・チェンバ及び復水貯蔵タンクとは別に重大事故等の収束に必要な水源として、低圧原子炉代替注水槽及びほう酸水貯蔵タンクを確保する。さらに、代替淡水源として輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を確保するとともに、海を水源として確保する。</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、サプレッション・チェンバ、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）、海及びほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段、並びに低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への水の補給について手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>水源を利用した対応手順</p> <p style="text-align: center;">サプレッション・チェンバを水源とした対応手段</p> <p>サプレッション・チェンバを水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）により原子炉格納容器内を冷却する。</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>・原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により原子炉格納容器内を減圧及び除熱する。</li> </ul>
	<p>水源を利用した対応手順</p> <p style="text-align: center;">低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応手段</p> <p>サプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は、低圧原子炉代替注水槽を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において、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）及び低圧炉心スプレイ系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>・残留熱除去系（格納容器冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイする。</li> <li>・原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、ペDESTAL代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。</li> </ul>



対応手段等	水源を利用した対応手順	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした対応手段	<p>サプレッション・チェンバ及び低圧原子炉代替注水槽を水源として利用できない場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として、以下の手段により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>・格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。</li> <li>・格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</li> <li>・燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水する。</li> </ul> <p>なお、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に淡水を補給できない場合は、海水を補給するか、海を水源として利用する。</p>
		海を水源とした対応手段	<p>サプレッション・チェンバ、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として利用できない場合は、海を水源として、以下の手順により対応する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大量送水車及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。</li> <li>・大量送水車及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。</li> <li>・大量送水車及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）、大量送水車及びペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</li> <li>・大量送水車及び燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水及びスプレイする。</li> </ul> <p>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、原子炉補機代替冷却系により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。</p> <p>本対応手段は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の原子炉補機代替冷却系による除熱と同様である。</p> <p>炉心損傷を判断した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合、燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合、又は大型航空機の衝突等、原子炉建物外観で大きな損傷を確認した場合は、海を水源として、大型送水ポンプ車及び放水砲により放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</p> <p>原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、海を水源として、大型送水ポンプ車、放水砲及び泡消火薬剤容器により泡消火を実施する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の航空機燃料火災への泡消火と同様である。</p>

対応手段等	水源を利用した対応手順	ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応手段	ATWSが発生した場合、又は重大事故等の進展抑制や溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止が必要となる場合は、ほう酸水貯蔵タンクを水源として、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。
	水源へ水を補給するための対応手段	低圧原子炉代替注水槽への補給	水源として低圧原子炉代替注水槽を利用する場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ補給する。 また、海水を利用する場合は、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）に補給した海水、海水取水箇所を海水を大量送水車により低圧原子炉代替注水槽へ補給する。
		輪谷貯水槽（西2）又は輪谷貯水槽（西1）への補給	水源として輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）を利用する場合は、海水を大量送水車により輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）へ補給する。
配慮すべき事項	送水ルート の選択		接続口の選択は、各作業時間（出勤準備、移動、水源の蓋開放、ポンプ設置、ホース敷設、ホース接続及び送水準備）を考慮し、送水開始までの時間が最短となる組み合わせを優先して選択する。
	代替性		大量送水車の水源は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を優先する。淡水の供給が継続できないおそれがある場合は、海水の供給に切り替えるが、輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）から供給している場合は、供給を中断することなく淡水から海水への切替えが可能である。 サブプレッション・チェンバ（内部水源）を水源として使用できない場合、低圧原子炉代替注水槽（外部水源）から注水するが、サブプレッション・チェンバ（内部水源）が使用可能となった場合は、外部水源から切り替える。
	成立性		海水取水時、大量送水車又は大型送水ポンプ車付属の水中ポンプユニット吸込み部には、ストレーナを設置しており、海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより、ホースへの異物の混入を防止する。
	作業性		低圧原子炉代替注水槽への補給、大量送水車による送水で使用する大量送水車のホースの接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分なスペースを確保する。

第1表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等	
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を確保する手順等を整備する。</p> <p>また，重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため，燃料補給設備により給油する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>重大事故等対処設備 (設計基準拡張)</p> <p>設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が健全であれば，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け，重大事故等の対処に用いる。</p>
	<p>交流電源喪失時 代替交流電源設備による給電</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は，以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・常設代替交流電源設備を用いて給電する。</li> <li>・常設代替交流電源設備を用いて給電できない場合は，可搬型代替交流電源設備を用いて給電する。</li> </ul>
	<p>直流電源喪失時 代替直流電源設備による給電</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合において，充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は，以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）を用いて給電する。</li> <li>・所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）を用いて給電できない場合は，可搬型直流電源設備を用いて給電する。</li> </ul>
<p>非常用所内電気設備機能喪失時 代替所内電気設備による給電</p> <p>設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の機能が喪失し，必要な設備へ給電できない場合又は代替所内電気設備に接続する重大事故等対処設備が必要な場合は，代替所内電気設備にて回路を確保し，代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。</p>	

配慮すべき事項	負荷容量	<p>重大事故等対策の有効性を確認する事故シナリオのうち必要な負荷が最大となる「全交流動力電源喪失（長期T B）」を想定するシナリオにおいても、常設代替電源設備により必要最大負荷以上の電力を確保し、発電用原子炉を安定状態に収束するための設備へ給電する。</p> <p>重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。</p>
	悪影響防止	<p>代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備として非常用高圧母線、非常用低圧母線のロードセンタ及びコントロールセンタの負荷の遮断器を「切」とし、動的機器の自動起動防止のため、操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。</p>
	成立性	<p>所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）から給電されている24時間以内に、代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕をもって直流電源設備へ給電する。</p>
	作業性	<p>電源内蔵型照明を作業エリアに設置し、建物内照明の消灯時における作業性を確保する。また、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。</p>
	燃料補給	<p>重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに給油する。</p> <p>タンクローリの補給は、ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの軽油を使用する。</p> <p>多くの給油対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後7日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料（軽油）を確保するため、ガスタービン発電機用軽油タンクは約560m<sup>3</sup>を1基、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは1基あたり約170m<sup>3</sup>を2基及び1基あたり約100m<sup>3</sup>を3基、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクは約170m<sup>3</sup>を1基とし、管理する。</p>

第1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

<p>1.15 事故時の計装に関する手順等</p>	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、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、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
<p>パラメータの選定及び分類</p>	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となる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から抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>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の喪失により、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を代替パラメータとする。</p> <p>一方、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はできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対策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を補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要監視パラメータ             <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対策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。</p> </li> <li>・有効監視パラメータ             <p>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策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。</p> </li> </ul> <p>代替パラメータは以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要代替監視パラメータ             <p>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策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。</p> </li> <li>・有効監視パラメータ             <p>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。</p> </li> </ul>

対応手段等	監視機能喪失時	計器故障時	他チャンネルによる計測	<p>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おいて、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			代替パラメータによる推定	<p>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り主要パラメータを推定する。</p> <p>推定にあたり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度、中性子束、酸素濃度）により推定</li> <li>・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及びポンプ出口圧力により推定</li> <li>・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定</li> <li>・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定</li> <li>・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定</li> <li>・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定</li> <li>・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定</li> <li>・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定</li> <li>・水素濃度を装置の作動状況により推定</li> <li>・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定</li> <li>・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定</li> <li>・燃料プールの状態を同一物理量（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、燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定</li> <li>・原子炉圧力容器内の圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定</li> </ul>

対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合	代替パラメータによる推定	<p>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、原子炉压力容器内の温度及び水位である。</p> <p>原子炉压力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲（把握能力）を超過した場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉压力容器内の温度のパラメータである原子炉压力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉压力容器温度を計測する。</li> <li>原子炉压力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、代替注水流量（常設）、低圧原子炉代替注水流量、高圧炉心スプレイポンプ出口流量、残留熱除去ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイポンプ出口流量、高圧原子炉代替注水流量、残留熱代替除去系原子炉注水流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉压力容器内の水位を推定する。</li> </ul> <p>なお、原子炉压力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧により、原子炉压力容器内の水位が燃料棒有効長頂部以上であることは、原子炉压力容器温度（SA）により推定可能である。</p>
			可搬型計測器による計測	<p>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計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>
対応手段等	計器電源喪失時	パラメータ記録	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）から給電する。</li> <li>常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電する。</li> <li>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等から給電する。</li> </ul> <p>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は、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により計測又は監視する。</p>	
			<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。</p> <p>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。</p>	

配慮すべき事項	発電用原子炉施設の 状態把握	<p>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を示し，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>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，水が飽和状態に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。</p> <p>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。</p>
	可搬型計測器による計測 又は監視の留意事項	<p>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。</p>



## 第1表 重大事故等対策における手順書の概要 (16/19)

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込みを防止に係る手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気系弁、再循環用ファン等により、中央制御室隣接区域からのインリークを防止し、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護することで、中央制御室の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室換気系は、原子炉冷却材圧力バウンダリからの一次冷却材の漏えい等により通常運転から系統隔離運転に自動的に切り替わり、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護する。</li> <li>・炉心損傷時は、放射性物質等が環境に放出されるおそれがある格納容器フィルタベント系を使用する前に、中央制御室換気系により中央制御室の正圧化を実施し、中央制御室待避室正圧化装置により中央制御室待避室の正圧化を実施する。また、格納容器ベント時のブルーム通過中には中央制御室換気系を系統隔離運転とすることで放射性物質の侵入を防止する。</li> <li>・全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気系へ給電し、中央制御室の系統隔離運転又は加圧運転を実施する。</li> <li>・中央制御室換気系が系統隔離運転で運転中、中央制御室が隔離されている状態となった場合は、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は、外気を取り入れる。中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素の測定も中央制御室同様に行い、許容濃度を満足できない場合は、中央制御室待避室正圧化装置の流量調節弁により調整及び管理を行う。</li> <li>・全交流動力電源喪失時に中央制御室の照明が使用できない場合は、内蔵蓄電池又は代替交流電源設備から給電可能なLEDライト（三脚タイプ）により中央制御室の照明を確保し、チェンジングエリア設営場所の照明が使用できない場合は、チェンジングエリア設営場所に設置するチェンジングエリア用照明により照明を確保する。</li> </ul>
汚染の持ち込み防止	<p>中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、「原子力災害対策特別措置法」第十条第一項に該当する事象又は「原子力災害対策特別措置法」第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生した場合は、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設営する。</p>

	<p>運転員等の被ばくの低減</p>	<p>非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟を負圧に維持することにより、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建物原子炉棟から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを低減する。</p> <p>全交流動力電源の喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は、代替交流電源設備を用いて非常用ガス処理系へ給電する。</p> <p>炉心損傷時に非常用ガス処理系を起動する場合で、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放している場合は、原子炉建物原子炉棟内の負圧を確保するために原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を閉止する。全交流動力電源が喪失し、炉心が健全であることを確認した場合は、現場で閉止操作を行う。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>放射線管理</p>	<p>チェンジングエリア内では運転員等がモニタリングを行い、汚染が確認された場合は、チェンジングエリア内に設ける除染エリアにおいてウェットティッシュ等により除染を行う。除染による汚染水は、ウエスに染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p>
	<p>電源確保</p>	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備を用いて中央制御室換気系等へ給電する。</p>

第1表 重大事故等対策における手順書の概要 (17/19)

1.17 監視測定等に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>発電所及びその周辺における放射線量は、通常時からモニタリング・ポストを用いて連続測定しているが、放射線量の測定機能が喪失した場合は、可搬式モニタリング・ポストを用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、原災法該当事象が発生した場合、又は、原災法該当事象発生前であっても、放射線管理班員の活動状況や天候、時間帯等を考慮し、先行して実施すると判断した場合、モニタリング・ポストが設置されていない海側に可搬式モニタリング・ポストを配置し、放射線量を測定する。さらに、緊急時対策所の正圧化の判断のため、緊急時対策所付近に可搬式モニタリング・ポストを配置し、放射線量を測定する。</p> <p>発電所及びその周辺における空気中の放射性物質の濃度は、放射能観測車を用いて測定するが、空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ）等を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量は、放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、<math>\alpha</math>・<math>\beta</math>線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）を用いて監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>発電所の周辺海域は、小型船舶を用いて海上モニタリングを行う。</p>
	<p>風向、風速その他</p> <p>発電所における風向、風速その他の気象条件は、通常時から気象観測設備を用いて連続測定しているが、それらの測定機能が喪失した場合は、可搬式気象観測装置を用いて測定し、及びその結果を記録する。</p>
	<p>測定頻度</p> <p>可搬式モニタリング・ポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。</p> <p>放射性物質の濃度の測定（空气中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回/日以上とするが、発電用原子炉施設の状態、放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し、測定しない場合もある。</p> <p>風向、風速その他の気象条件の測定は、連続測定とする。</p>

配慮すべき事項	バックグラウンド低減対策	<p>周辺汚染によりモニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、モニタリング・ポストの検出器保護カバーを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。同様に可搬式モニタリング・ポストを用いて測定できなくなることを避けるため、可搬式モニタリング・ポストの養生シートを交換する等のバックグラウンド低減対策を行う。また、必要に応じて除草、周辺の土壌撤去等により、周辺のバックグラウンドレベルを低減する。</p> <p>周辺汚染により放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンドが上昇し、放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。ただし、放射能測定装置の検出器を遮蔽材で囲んだ場合においても放射能測定装置が測定不能となるおそれがある場合は、バックグラウンドレベルが低い場所に移動して、放射性物質の濃度を測定する。</p>
	他の機関との連携	<p>敷地外でのモニタリングは、国が地方公共団体と連携して策定するモニタリング計画に従い、資機材、要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失によりモニタリング・ポストの機能が喪失した場合は、自主対策設備である無停電電源装置及び非常用発電機が自動でモニタリング・ポストへ給電し、その間に常設代替交流電源設備による給電の操作を実施する。モニタリング・ポストは、電源が喪失した状態で常設代替交流電源設備から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。</p>

## 第1表 重大事故等対策における手順書の概要 (18/19)

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	
方針目的	<p>緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替交流電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">居住性の確保</p> <p>緊急時対策所遮蔽、緊急時対策所空気浄化装置（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）及び緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所を立ち上げる場合は、緊急時対策所空気浄化装置（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）を起動するとともに、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。外部電源、常用母線及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により、2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合で、早期の電源回復が不能な場合は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を用いて給電し、緊急時対策所空気浄化装置（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）を起動する。</li> <li>・原災法該当事象が発生した場合、緊急時対策本部に可搬式エリア放射線モニタを設置し、放射線量の測定を実施する。</li> <li>・格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は、緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）を用いて加圧を行うとともに、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後、発電所敷地内に設置する可搬式モニタリング・ポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減衰したと判断した場合は、緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化装置（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）へ切り替える。</li> </ul>
必要な指示及び通信連絡	<p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に整備する。当該資料は、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p>

対応手段等	必要な数の要員の収容	<p>緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な放射線管理を行うための資機材、飲料水、食料等を整備し、維持、管理するとともに、放射線管理等の運用を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 7日間外部からの支援がなくとも緊急時対策要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。</li> <li>・ 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、原災法該当事象が発生したと判断した後、事象進展の状況、参集済みの要員数及び作業の優先順位を考慮して、上記資機材を用いて、モニタリング及び防護服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設営する。</li> <li>・ 少なくとも外部からの支援なしに7日間活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。</li> </ul>
	代替電源設備からの給電	<p>緊急時対策所の必要な負荷は、2号炉の非常用母線より受電されるが、当該母線より受電できない場合は、代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機を用いて給電する。</p>
配慮すべき事項	配置	<p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。</p>
	放射線管理	<p>除染は、ウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染できない場合は、簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は、必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。</p> <p>運転中の緊急時対策所空気浄化装置（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニット）が故障する等、切替えが必要となった場合には、待機側への切替えを行う。</p> <p>使用済の緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が高い場合は、フィルタ交換による被ばくを避けるため、放射線量が減衰して下がるまで、設置しているその場所で一定期間保管する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備へ給電する。</p>
	燃料補給	<p>緊急時対策所用発電機の運転開始後、負荷運転時における燃料補給作業着手時間に達した場合は、緊急時対策所用燃料地下タンクからタンクローリへ補給した燃料を当該設備に給油する。</p> <p>なお、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、緊急時対策所用燃料地下タンク（45kL）を管理する。</p>

## 第1表 重大事故等対策における手順書の概要 (19/19)

1.19 通信連絡に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備（発電所内）、発電所外（社内外）との通信連絡設備（発電所外）により通信連絡を行う手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>重大事故等に対処する要員が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場及び緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行う場合は、衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>また、緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等は、可搬型の計測器を用いて炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合は、以下の手段により実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・現場（屋内）と中央制御室との連絡には、有線式通信設備等を使用する。</li> <li>・現場（屋外）と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備及び無線通信設備等を使用する。</li> <li>・中央制御室と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備及び無線通信設備等を使用する。</li> <li>・中央制御室待避室と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備及び無線通信設備を使用する。</li> <li>・現場（屋外）間の連絡には、衛星電話設備及び無線通信設備等を使用する。</li> <li>・放射能観測車と緊急時対策所との連絡には、衛星電話設備を使用する。</li> </ul>
発電所外（社内外）との通信連絡	<p>緊急時対策要員が、緊急時対策所と本社、国、自治体、その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。</p> <p>国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する場合は、データ伝送設備を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等、可搬型の計測器を用いて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は、以下の手段により実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所と本社、国、自治体、その他関係機関等との連絡には、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を使用する。</li> <li>・緊急時対策所と所外関係箇所（社内向）との連絡には、衛星電話設備等を使用する。</li> </ul>

配慮すべき事項	重大事故時の対応手段の選択	発電所内の通信連絡	<p>重大事故等に対処する要員が、中央制御室、中央制御室待避室、屋内外の現場、緊急時対策所との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は、通常、屋内外で使用が可能である所内通信連絡設備（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備、無線通信設備及び有線式通信設備を使用する。</p> <p>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合も同様である。</p>
		発電所外（社内外）との通信連絡	<p>中央制御室の重大事故等に対処する要員が、本社及びその他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、専用電話設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の重大事故等に対処する要員が本社との間で通信連絡を行う場合は、通常、局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内向）、専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の重大事故等に対処する要員が、国との間で通信連絡を行う場合は、通常、局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の重大事故等に対処する要員が、自治体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は、通常、局線加入電話設備、電力保安通信用電話設備及び専用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の重大事故等に対処する要員が、所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は、通常、局線加入電話設備及び電力保安通信用電話設備を使用するが、これらが使用できない場合は、衛星電話設備を使用する。</p> <p>なお、特に重要なパラメータを計測し、その結果を発電所外の必要な場所で共有する場合も同様である。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備を用いて、衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電する。</p>	



第2表 重大事故等対策における操作の成立性（1／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	運転員 (現場)	4	35分以内
	原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	運転員 (現場)	4	1時間以内
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14と同様		
	可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14と同様		
1.3	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放（常設代替直流電源設備による復旧）	運転員 (中央制御室, 現場)	3	40分以内
	可搬型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復旧）	1.14と同様		
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1時間20分以内
		緊急時対策要員	2	
	逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	運転員 (中央制御室, 現場)	3	25分以内
	逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策	運転員 (中央制御室)	1	1時間10分以内
		緊急時対策要員	2	
	代替直流電源設備による復旧	1.14と同様		
代替交流電源設備による復旧	1.14と同様			
インターフェイスシステムLOCA発生時の対応（現場での隔離操作）	運転員 (中央制御室, 現場)	3	10時間以内	
1.4	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（交流電源が確保されている場合）	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（全交流動力電源が喪失している場合）	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（交流電源が確保されている場合）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	

第2表 重大事故等対策における操作の成立性（2／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.4	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（全交流動力電源が喪失している場合）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
1.5	原子炉補機代替冷却系による除熱	運転員 （中央制御室，現場）	5	7時間20分以内
		緊急時対策要員	15	
	原子炉補機代替冷却系による除熱（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	5	7時間以内
		緊急時対策要員	6	
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.7と同様		
	格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ	1.7と同様		
格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	1.7と同様			
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	1.7と同様			
1.6	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（交流電源が確保されている場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失している場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（交流電源が確保されている場合）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失している場合）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
1.7	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保	運転員 （中央制御室，現場）	3	7時間20分以内
		緊急時対策要員	15	
	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	7時間以内
		緊急時対策要員	6	

第2表 重大事故等対策における操作の成立性（3／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.7	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 (中央制御室, 現場)	3	55分以内
		緊急時対策要員	2	
	格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ	運転員 (中央制御室)	1	2時間以内
		緊急時対策要員	4	
	格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室)	1	6時間40分以内
		緊急時対策要員	4	
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間50分以内	
	緊急時対策要員	2		
1.8	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	ペDESTAL代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	ペDESTAL代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水	1.4と同様			
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	1.4と同様			
1.9	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 (中央制御室, 現場)	3	55分以内
		緊急時対策要員	2	
	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	緊急時対策要員	2	2時間以内
	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 (故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)	緊急時対策要員	2	6時間40分以内

第2表 重大事故等対策における操作の成立性（4/10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.9	代替電源設備による必要な設備への給電	1.14と同様		
1.10	代替電源設備による必要な設備への給電	1.14と同様		
1.11	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水	運転員 （中央制御室）	1	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	運転員 （中央制御室）	1	2時間50分以内
		緊急時対策要員	12	
	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ	運転員 （中央制御室）	1	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ	運転員 （中央制御室）	1	2時間50分以内
緊急時対策要員		12		
大気への放射性物質の拡散抑制	1.12と同様			
燃料プール監視カメラ用冷却設備起動	運転員 （中央制御室，現場）	3	25分以内	
代替電源設備による給電	1.14と同様			
1.12	大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	12	4時間30分以内
	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	5	4時間20分以内
	シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制（2号炉放水接合槽への設置）	緊急時対策要員	7	3時間以内
	シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制（輪谷湾への設置）	緊急時対策要員	7	24時間以内
	大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	緊急時対策要員	12	5時間10分以内
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（高圧原子炉代替注水系による注水（現場手動操作））	1.2と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系による注水（現場手動操作））	1.2と同様		
	サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の減圧及び除熱（残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による除熱）	1.7と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水）	1.4及び1.8と同様		

第2表 重大事故等対策における操作の成立性（5／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却）	1.6と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水）	1.8と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉格納容器下部への注水（ペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水）	1.8と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による注水）	1.11と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水）	1.11と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）によるスプレイ）	1.11と同様		
	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）によるスプレイ）	1.11と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水（交流電源が確保されている場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水（交流電源が確保されている場合））（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水（全交流動力電源が喪失している場合））（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内	
	緊急時対策要員	12		
海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却（交流電源が確保されている場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内	
	緊急時対策要員	12		
海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内	
	緊急時対策要員	12		
海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却（交流電源が確保されている場合））（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内	
	緊急時対策要員	12		

第2表 重大事故等対策における操作の成立性（6／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による冷却（全交流動力電源が喪失している場合）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水）	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水（ペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水）	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水（ペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	3時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による注水）	運転員 （中央制御室）	1	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による注水）	運転員 （中央制御室）	1	2時間50分以内
		緊急時対策要員	12	
海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）によるスプレイ）	運転員 （中央制御室）	1	2時間10分以内	
	緊急時対策要員	12		
海を水源とした燃料プールへの注水／スプレイ（燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）によるスプレイ）	運転員 （中央制御室）	1	2時間50分以内	
	緊急時対策要員	12		
海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送（原子炉補機代替冷却系による除熱）	1.5と同様			
海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制（大型送水ポンプ車及び放水砲による拡散抑制）	1.12と同様			
海を水源とした航空機燃料火災への泡消火（大型送水ポンプ車，放水砲による泡消火）	1.12と同様			

第2表 重大事故等対策における操作の成立性（7/10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	運転員 （中央制御室）	1	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
	海を水源とした大量送水車（2台）による低圧原子炉代替注水槽への補給	運転員 （中央制御室）	1	2時間10分以内
緊急時対策要員		12		
	海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給（大量送水車による補給）	緊急時対策要員	12	2時間30分以内
1.14	常設代替交流電源設備による給電（M/C D系受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	40分以内
	常設代替交流電源設備による給電（M/C C系受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間10分以内
	可搬型代替交流電源設備によるM/C C系又はM/C D系受電（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し，M/C C系又はD系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	4時間35分以内
		緊急時対策要員	3	
	可搬型代替交流電源設備によるM/C C系又はM/C D系受電（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続し，M/C C系又はD系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	4時間35分以内
		緊急時対策要員	3	
	可搬型代替交流電源設備によるM/C C系又はM/C D系受電（緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続し，M/C C系又はM/C D系受電の場合）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	4時間40分以内
		緊急時対策要員	3	
	所内常設蓄電式直流電源設備による給電（B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池（SA）への受電切替え）	運転員 （中央制御室，現場）	3	30分以内
	代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電（A-115V系充電器盤への受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間20分以内
	代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電（B-115V系充電器盤への受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間20分以内
	代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電（B1-115V系充電器盤（SA）への受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間20分以内
	代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電（SA用115V系充電器盤への受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間20分以内
代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への給電（230V系充電器盤（RCIC）への受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間20分以内	
所内常設直流電源設備（3系統目）による給電	運転員 （中央制御室，現場）	3	20分以内	
中央制御室監視計器C系及びD系の復旧	運転員 （中央制御室，現場）	3	40分以内	

第2表 重大事故等対策における操作の成立性（8／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 14	可搬型直流電源設備による給電（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱への接続による受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	5時間10分以内
		緊急時対策要員	3	
	可搬型直流電源設備による給電（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱への接続による受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	5時間10分以内
		緊急時対策要員	3	
	可搬型直流電源設備による給電（緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続による受電）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	5時間50分以内
		緊急時対策要員	3	
	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（SA用115V系蓄電池による直流B-115V系直流盤受電）	運転員 （現場）	2	30分以内
	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（常設代替交流電源設備によるA-115V系直流盤受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間25分以内
	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（可搬型代替交流電源設備（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるA-115V系直流盤受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間30分以内
		緊急時対策要員	3	
	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（可搬型代替交流電源設備（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるA-115V系直流盤受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間30分以内
		緊急時対策要員	3	
	非常用直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（可搬型代替交流電源設備（緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるA-115V系直流盤受電）（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間30分以内
		緊急時対策要員	3	
可搬型代替交流電源設備（原子炉建物西側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電	運転員 （中央制御室）	1	4時間35分以内	
	緊急時対策要員	3		
可搬型代替交流電源設備（原子炉建物南側の高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電	運転員 （中央制御室）	1	4時間35分以内	
	緊急時対策要員	3		
可搬型代替交流電源設備（緊急用メタクラ接続プラグ盤への接続）によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）	運転員 （中央制御室）	1	4時間40分以内	
	緊急時対策要員	3		



第2表 重大事故等対策における操作の成立性（9／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1. 14	燃料補給設備による給油（ガスタービン発電機用軽油タンクからタンクローリへの補給）	緊急時対策要員	2	1時間50分以内
	燃料補給設備による給油（非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給）	緊急時対策要員	2	2時間30分以内
	燃料補給設備による給油（タンクローリから各機器等への給油）	緊急時対策要員	2	30分以内
1. 15	計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段（可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視）	運転員 （現場）	2	20分以内
	計器電源が喪失した場合の手段	1. 14と同様		
	設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電	運転員 （現場）	2	10分以内
1. 16	炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧運転手順	運転員 （中央制御室，現場）	3	40分以内
	中央制御室待避室の準備手順	運転員 （現場）	2	30分以内
	チェンジングエリアの設営及び運用手順	緊急時対策要員	2	2時間以内
	現場での原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル部の閉止手順	緊急時対策要員	2	1個あたり 2時間以内
1. 17	可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	緊急時対策要員	2	6時間30分以内
	放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1時間30分以内
	放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策要員	2	1時間30分以内
	放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1時間40分以内
	放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1時間20分以内
	放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	1時間30分以内
	海上モニタリング	緊急時対策要員	3	5時間20分以内
	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	7時間20分以内
	可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	4時間以内
	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	30分以内
可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策要員	2	3時間10分以内	

第2表 重大事故等対策における操作の成立性 (10/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.17	モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	1.14と同様		
1.18	緊急時対策所立ち上げの手順（緊急時対策所空気浄化送風機運転手順）	緊急時対策要員	2	1時間30分以内
	緊急時対策所立ち上げの手順（緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による空気供給準備手順）	緊急時対策要員	2	2時間以内
	緊急時対策所立ち上げの手順（可搬式エリア放射線モニタの設置手順）	緊急時対策要員	1	20分以内
	可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定手順	1.17と同様		
	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等（緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）による加圧手順）	緊急時対策要員	5	5分以内
	重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等（緊急時対策所正圧化装置（空気ポンペ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順）	緊急時対策要員	5	5分以内
	必要な数の要員の収容に係る手順等（チェンジングエリアの設営及び運用手順）	緊急時対策要員	1	20分以内
	必要な数の要員の収容に係る手順等（緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順）	緊急時対策要員	3	6分以内
	代替電源設備からの給電手順（緊急時対策所用発電機準備手順）	緊急時対策要員	3	40分以内
	代替電源設備からの給電手順（緊急時対策所用発電機起動手順）	緊急時対策要員	3	20分以内
代替電源設備からの給電手順（緊急時対策所用発電機への燃料給油手順）	緊急時対策要員	2	2時間50分以内	
代替電源設備からの給電手順（緊急時対策所用発電機の切替え手順）	緊急時対策要員	2	20分以内	
1.19	代替電源設備から給電する手順等	1.14及び1.18と同様		

## 島根原子力発電所 2 号炉

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

< 目 次 >

1. 切り替えの容易性について .....	1.0.1-1
第1表 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備 .....	1.0.1-2
第2表 本来の用途以外で使用する自主対策設備 .....	1.0.1-3
第3表 対応手順の抽出 .....	1.0.1-5
別紙1 重大事故等に対処するために、本来の用途以外の用途として 使用する設備・系統の対応手順 .....	1.0.1-13

## 1. 切り替えの容易性について

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重大事故時に対処する系統に切り替えるために必要な手順を事故時操作要領書に整備する。

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としては、ほう酸水注入系、復水輸送系、消火系があり、第1表に本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備を、第2表に本来の用途以外で使用する自主対策設備を示し、第3表に対応手順の抽出、別紙1に操作の概要を示す。

また、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えるため、当該操作を明確にした手順等を整備するとともに、当該操作に係る訓練を継続的に実施することにより速やかに切り替えできるよう技能の維持・向上を図る。

第1表 本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る 審査基準の該当項目
ほう酸水 注入系 (S L C)	万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に、発電用原子炉に中性子吸収材を注入することにより、発電用原子炉を定格出力運転から安全に冷温停止させ、その状態を維持する。	高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系が使用不能な場合に、ほう酸水貯蔵タンク等を水源として原子炉圧力容器への注水を行う。	1.2

第2表 本来の用途以外で使用する自主対策設備(1/2)

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る 審査基準の該当項目
復水輸送系 (CWT)	プラント起動・停止時及び通常運転時に、プラント構成機器の中で、復水を必要とする機器へ復水を供給する。 (復水器への補給水、非常用炉心冷却系の洗浄水等として使用)	復水・給水系、非常用炉心冷却系及び低圧原子炉代替注水系(常設)が使用不能な場合に、復水輸送系により、復水貯蔵タンクを水源として原子炉圧力容器へ注水を行う。	1.4 1.8
		残留熱除去系及び格納容器代替スプレイ系(常設)が使用不能な場合に、復水輸送系により、復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器内にスプレイを行う。	1.6
		炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系(常設)が使用不能な場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため復水輸送系により、復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行う。	1.8

第2表 本来の用途以外で使用する自主対策設備(2/2)

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る 審査基準の該当項目
消火系 (FP)	補助消火水槽又はろ過水タンクを水源とし、補助消火ポンプ格納槽に設置される補助消火ポンプ又はろ過装置排水処理室に設置される消火ポンプにより、原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物等の屋内消火栓、屋外消火栓及び泡消火設備に消火用水を供給する。	復水・給水系、非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用不能な場合に、消火系により、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源として原子炉圧力容器への注水を行う。	1.4 1.8
		残留熱除去系、格納容器代替スプレイ系（常設）及び復水輸送系が使用不能な場合に、消火系により、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源として格納容器スプレイを行う。	1.6
		炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系が使用不能な場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため消火系により、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源として原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行う。	1.8
		燃料プール冷却系が使用不能な場合に、消火系により、補助消火水槽又はろ過水タンクを水源として燃料プールへの注水を行う。	1.11



第3表 対応手順の抽出(1/8)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
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	原子炉手動スクラム	○	—
		代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	○	—
		選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	○	—
		制御棒手動挿入	○	—
		原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	○	—
		自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	○	—
		ほう酸水注入	○	—
		原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	○	—
		中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動	○	—
		現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動	○	—
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	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	○	—
		代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	○	○
		可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	—	○
		直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電	—	○
		制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	×*1	—
		ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水	×	—
		原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水(設計基準拡張)	○	—
		高圧炉心スプレイスによる原子炉圧力容器への注水(設計基準拡張)	○	—
		手動操作による減圧	○	—
		可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放	—	○
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	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室)による逃がし安全弁開放	—	○
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放	—	○
		逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	○	—
		逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保	○	—
		逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策	○	—
		代替直流電源設備による復旧(逃がし安全弁復旧)	—	○
		代替交流電源設備による復旧(逃がし安全弁復旧)	○	○
		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	○	—
		インターフェースシステムLOCA発生時の対応手順	○	—

\*1：「制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」については本来の用途ではないが、切り替え操作が不要なため対象外。

第3表 対応手順の抽出(2/8)

No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)	—	○
		復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		消火系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		残留熱除去系(低圧注水モード)電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧炉心スプレイス系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧原子炉代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	○	—
		低圧原子炉代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)	—	○
		復水輸送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	×	—
		原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱	○	—
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	○	—
		残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉圧力容器への注水(設計基準拡張)	○	—
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱(設計基準拡張)	○	—
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	低圧炉心スプレイス系による原子炉圧力容器への注水(設計基準拡張)	○	—
		残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	—	○
		耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	○	—
		耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	○	—
		原子炉補機代替冷却系による除熱	—	○
		大型送水ポンプ車による除熱	—	○
		原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)による除熱(設計基準拡張)	○	—
		格納容器代替スプレイス系(常設)による原子炉格納容器内へのスプレイス	○	—
		復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイス	×	—
		消火系による原子炉格納容器内へのスプレイス	×	—
		格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイス(淡水/海水)	—	○
1.6	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイス	○	—
		残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱	○	—
		ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱	○	—
		残留熱除去系(格納容器冷却モード)による原子炉格納容器内へのスプレイス(設計基準拡張)	○	—
		残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)によるサブプレッション・プール水の除熱(設計基準拡張)	○	—
			○	—

第3表 対応手順の抽出(3/8)

No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	格納容器フィルタメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		格納容器フィルタメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	○	—
		残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		サプレッション・プール水 pH制御	○	—
		ドライウエル pH制御	○	—
		可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	—	○
		残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保	—	○
		ペダスタル代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	○	—
		ペダスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)	—	○
		復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水	×	—
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	消火系による原子炉格納容器下部への注水	×	—
		格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)	—	○
		低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)	—	○
		復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		消火系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	×	—
		制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	×※2	—
		発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化	○	—
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	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	—	○
		可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタメント系の不活性化	○	—
		格納容器フィルタメント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	○	—
		可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	○	—
		原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	○	—
		静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	—	—
		原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水(淡水/海水)	—	○
		原子炉建物内の水素濃度監視	○	—
		原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置開放による水素排出	○	—
		消火系による燃料プールへの注水	×	—
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへの注水(淡水/海水)	—	○
		燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水(淡水/海水)	—	○
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水(淡水/海水)	—	○
		燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水(淡水/海水)	—	○

※2:「制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」については本来の用途ではないが、切り替え操作が不要のため対象外。

第3表 対応手順の抽出(4/8)

No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	燃料プールスプレイス系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)	—	○
		燃料プールスプレイス系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)	—	○
		燃料プール漏えい緩和	○	—
		燃料プール監視カメラ用冷却設備起動	○	—
		燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	○	—
		大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	—	○
		ガンマカメラ又はサーモカメラによる放射性物質の漏えい箇所絞り込み	—	○
		放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	—	○
		シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	—	○
		化学消防自動車等による泡消火	—	○
1.12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	—	○
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	○	—
		低圧原子炉代替注水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	○	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	× <sup>**3</sup>	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—
		復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	×	—
		復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水	×	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	—
1.13	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱	○	—
		サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱	○	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—
		補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	×	—
		補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	×	—
		補助消火水槽を水源とした燃料プールへの注水	×	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—
		ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	×	—

※3:「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水」のうち、「制御棒駆動水圧系による復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水(進展抑制)」については、本来の用途ではないが、※2と同様の理由により対象外。

第3表 対応手順の抽出(5/8)

No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1.13	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等	ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水	×	—
		ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水	×	—
		ろ過水タンクを水源とした大量送水車による送水	—	○
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉圧力容器への注水	—	○
		ろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉格納容器内の冷却	—	○
		ろ過水タンクを水源とした大量送水車による第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	—	○
		ろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉格納容器下部への注水	—	○
		ろ過水タンクを水源とした大量送水車による原子炉ウエルへの注水	—	○
		ろ過水タンクを水源とした大量送水車による燃料プールへの注水/スプレイ	—	○
		輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした大量送水車による送水(淡水/海水)	—	○
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした原子炉圧力容器への注水	—	○
		輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした原子炉格納容器内の冷却	—	○
		輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	—	○
		輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした原子炉格納容器下部への注水	—	○
		輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ	—	○
		純水タンクを水源とした大量送水車による送水	—	○
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の純水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	—	○
		純水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	—	○
		純水タンクを水源とした第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	—	○
		純水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水	—	○
		純水タンクを水源とした原子炉ウエルへの注水	—	○
純水タンクを水源とした燃料プールへの注水/スプレイ	—	○		
海を水源とした大量送水車及び大型送水ポンプ車又は大量送水車(2台)による送水	—	○		
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水	—	○		
海を水源とした原子炉格納容器内の冷却	—	○		
海を水源とした原子炉格納容器下部への注水	—	○		
海を水源とした原子炉ウエルへの注水	—	○		
海を水源とした燃料プールへの注水/スプレイ	—	○		
海を水源とした原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)による冷却水の確保	○	—		
海を水源とした最終ヒートシンク(海)への代替熱輸送	—	○		

第3表 対応手順の抽出(6/8)

No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1. 13	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等	海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制	—	○
		海を水源とした航空機燃料火災への泡消火	—	○
		ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入	×	—
		大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給(淡水/海水)	—	○
		輪谷貯水槽(東1)又は輪谷貯水槽(東2)から輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給	—	○
		海から輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への補給	—	○
		輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)から復水貯蔵タンクへの補給	—	○
		淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給	—	○
		海から復水貯蔵タンクへの補給	—	○
		原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え	○	—
		淡水から海水への切替え	—	○
		海水から淡水への切替え	○	○
		外部水源から内部水源への切替え	○	○
1. 14	電源の確保に関する手順等	ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電	○	—
		高压発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電	—	○
		高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるM/C C系又はM/C D系受電	○	—
		号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用したM/C C系又はM/C D系受電	—	○
		号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用したM/C C系又はM/C D系受電	○	—
		所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電	○	—
		所内常設直流電源設備(3系統目)による給電	○	—
		可搬型直流電源設備による給電	—	○
		SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流流盤受電	○	—
		直流給電車による直流流盤への給電	—	○
		非常用直流電源喪失時のA-115V系直流流盤受電	○	○
		号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流流盤又はB-115V系直流流盤受電	○	—
		ガスタービン発電機又は高压発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントローラ受電	○	○
ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給	—	○		
タンクローリから各機器等への給油	—	○		
非常用交流電源設備による給電(設計基準拡張)	○	—		
非常用直流電源設備による給電(設計基準拡張)	○	—		

第3表 対応手順の抽出(7/8)

No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1. 15	事故時の計装に関する手順等	計器の故障時に状態を把握するための手段(他チャンネルによる計測, 代替パラメータによる推定)	○	—
		計器の計測範囲を超えた場合の手段(代替パラメータによる推定, 可搬型計測器による計測)	○	○
		計器電源が喪失した場合の手段(蓄電池, 代替電源(交流, 直流)からの給電)	○	○
		計器電源が喪失した場合の手段(可搬型計測器による計測又は監視)	—	○
1. 16	原子炉制御御室の居住性等に関する手順等	パラメータを記録する手段	○	—
		中央制御室換気系設備の運転手順等	○	—
		中央制御室待避室の準備手順	○	—
		中央制御室の照明を確保する手順	○	○
		中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	—	○
		中央制御室待避室の照明を確保する手順	—	○
		中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	—	○
		中央制御室待避室でのプラントパラメータ監視装置によるプラントパラメータ等の監視手順	—	○
		その他の放射線防護措置等に関する手順等	—	○
		チェンジングエリアの設営及び運用手順	—	○
		非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順	○	—
		モニタリング・ポストによる放射線量の測定	○	—
		可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定	—	○
1. 17	監視測定等に関する手順等	放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	—	○
		放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	—	○
		放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定(空气中, 水中, 土壌中, 海上モニタリング)	—	○
		バックグラウンド低減対策(モニタリング・ポスト, 可搬式モニタリング・ポスト, 放射性物質の濃度の測定時)	—	○
		気象観測設備による気象観測項目の測定	○	—
		可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	—	○
		モニタリング・ポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等	○	—

第3表 対応手順の抽出(8/8)

No.	項目	対応手順	本来の用途 (常設)	本来の用途 (可搬型)
1. 18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等	緊急時対策所空気浄化送風機運転手順	○	—
		緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	—	○
		可搬式エアリア放射線モニタの設置手順	—	○
		緊急時対策所正圧化装置(空気ポンプ)による空気供給準備手順	—	○
		緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順	—	○
		緊急時対策所正圧化装置(空気ポンプ)から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順	○	—
		安全パラメータ表示システム(SPDS)によるプラントパラメータ等の監視手順	○	—
		放射線管理用資機材の維持管理等	—	—
		通信連絡に関する手順等	○	○
		チェンジングエリアの設営及び運用手順	—	—
		緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切替え手順	○	—
		緊急時対策所用発電機準備手順	—	○
		緊急時対策所用発電機起動手順	—	○
		緊急時対策所用発電機の切替え手順	—	○
		緊急時対策所用発電機への燃料給油手順	—	○
		緊急時対策所用発電機(予備)の切替え手順	—	○
		1. 19	通信連絡に関する手順等	発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所と共有する手順等	○			○
発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	○			○
計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外(社内外)の必要な場所と共有する手順等	○			○
代替電源設備から給電する手順等	○			—



重大事故等に対処するために、本来の用途以外の用途として使用する設備・系統の対応手順

1. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水
2. 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレー
3. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水
4. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水  
(進展抑制)
5. 消火系による原子炉圧力容器への注水
6. 消火系による原子炉格納容器内へのスプレー
7. 消火系による原子炉格納容器下部への注水
8. 消火系による燃料プールへの注水

## 1. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

### (1) 操作概要

原子炉冷却材喪失時等において、給水系・非常用炉心冷却系による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合、復水輸送系を使用した原子炉圧力容器への注水を行う。

①復水輸送系から原子炉圧力容器までの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁（第1図①）を「閉」し、復水輸送ポンプ（第1図②）を起動する。

②A-RHR注水弁（第1図③）を「開」し、原子炉圧力容器を逃がし安全弁（第1図④）にて減圧する。

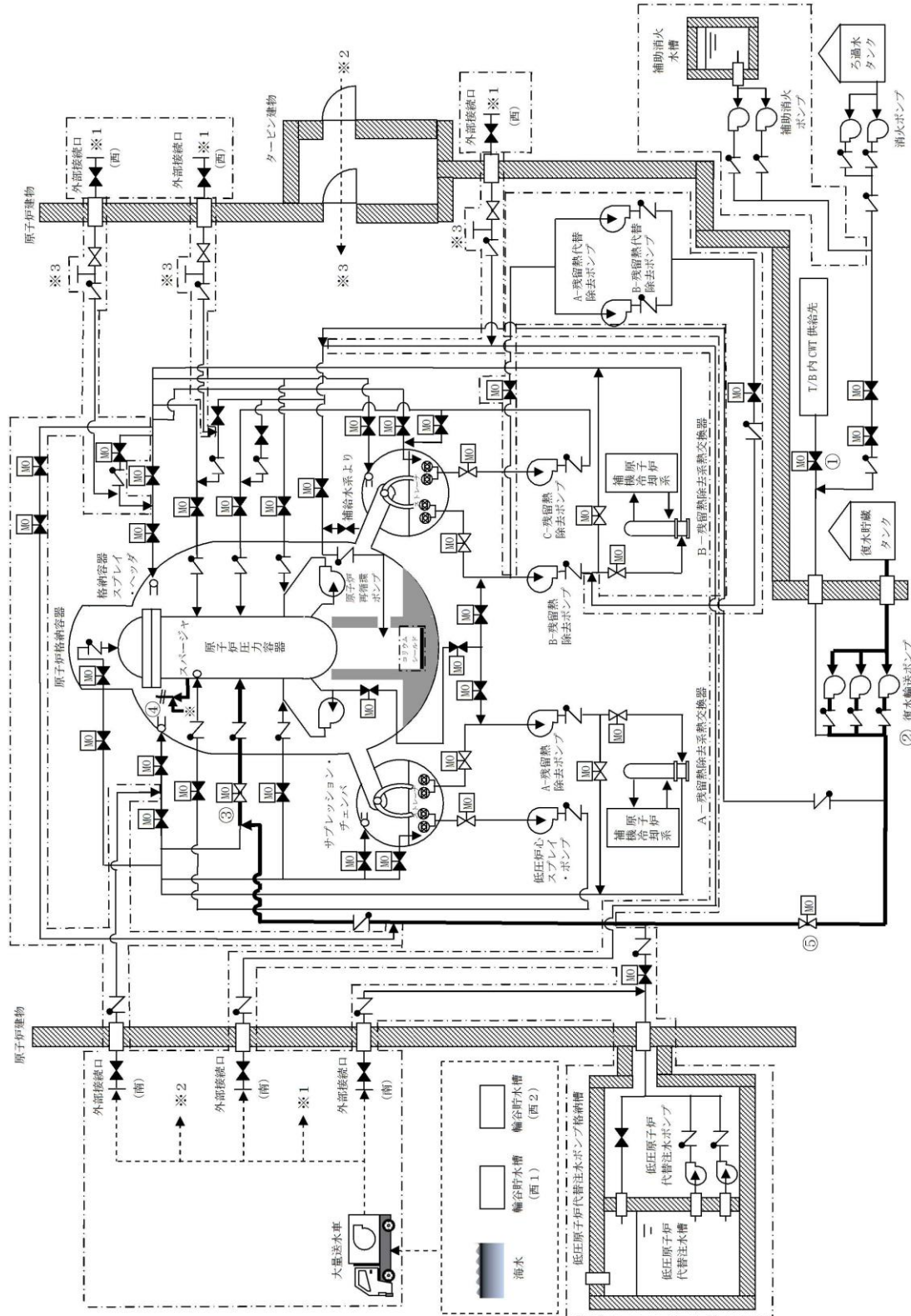
③原子炉圧力が復水輸送系統圧力以下にて、A-RHR RPV代替注水弁（第1図⑤）を「開」し、原子炉圧力容器への注水が開始されていることを原子炉水位計、原子炉圧力計、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力計、RPV/PCV注入流量指示値にて確認する。

### (2) 操作の容易性について

復水輸送系による原子炉圧力容器への注水については、現場対応操作がB、C-RHR注水配管洗浄元弁（2弁）の「開」操作で、その他の操作と監視計器の確認については中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水概要図

## 2. 復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ

### (1) 操作概要

原子炉冷却材喪失時等において、残留熱除去系が使用不能となり原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合、復水輸送系を使用し、原子炉格納容器内をスプレイする。

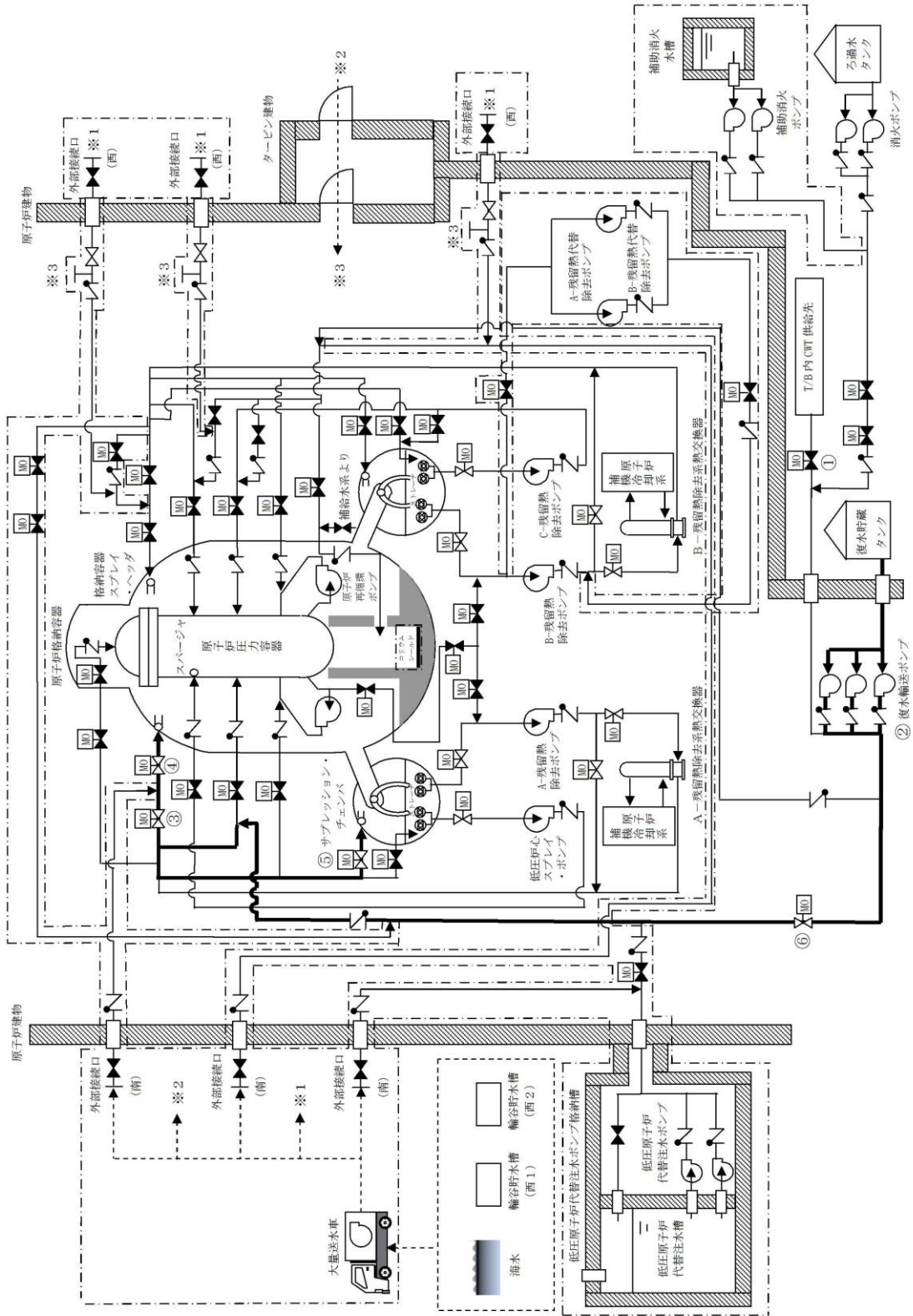
- ①復水輸送系から原子炉格納容器までの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁（第2図①）を「閉」し、復水輸送ポンプ（第2図②）を起動する。
- ②A-RHRドライウエル第1スプレイ弁（第2図③）、A-RHRドライウエル第2スプレイ弁（第2図④）又はA-RHRトールススプレイ弁（第2図⑤）及びA-RHR R P V代替注水弁（第2図⑥）を「開」し、原子炉格納容器内にスプレイが開始されたことをドライウエル圧力計、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力計、R P V / P C V注入流量計にて確認する。

### (2) 操作の容易性について

復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイについては、現場対応操作がB-RHR注水配管洗浄元弁の「開」操作で、その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレート
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第2図 復水輸送系による原子炉格納容器スプレイ概要図

### 3. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水

#### (1) 操作概要

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉圧力容器が破損して原子炉格納容器下部に放出される熔融炉心を冷却するため、専用の注水ライン弁を「開」とし、復水輸送系による原子炉格納容器下部への水張りを行う。

#### 【スプレイ管使用の場合】

- ①復水輸送系から原子炉格納容器下部までの系統構成として、CWT T/B 供給遮断弁（第3図①）を「閉」し、復水輸送ポンプ（第3図②）を起動する。
- ②A-RHRドライウエル第1スプレイ弁（第3図③）及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁（第3図④）を「開」とする。
- ③A-RHR RPV代替注水弁（第3図⑤）を「調整開」し、原子炉格納容器下部への注水が始まったことをRPV/PCV注入流量計、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力計にて確認する。

#### 【ペDESTAL注水配管使用の場合】

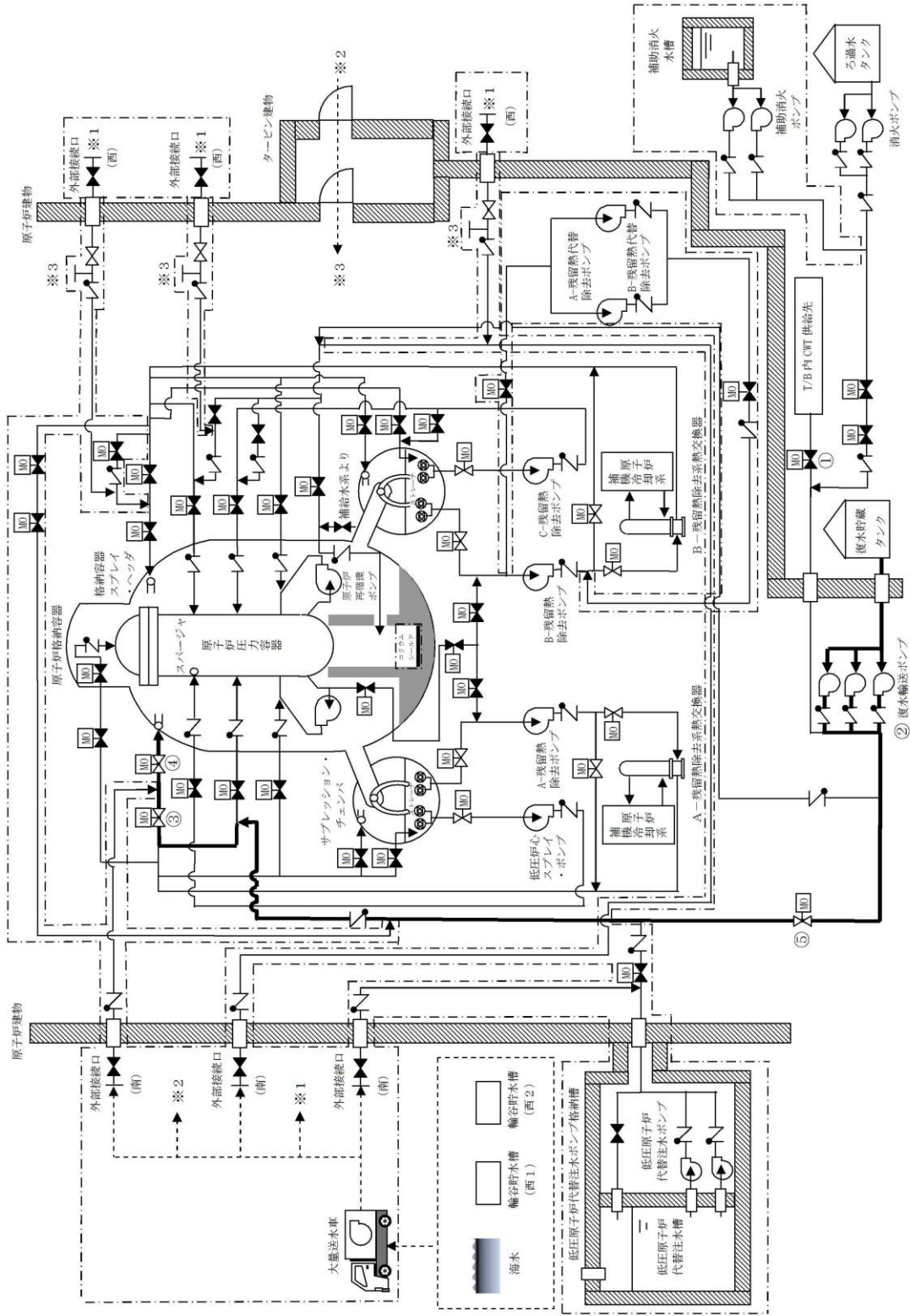
- ①復水輸送系から原子炉格納容器下部までの系統構成として、CWT T/B 供給遮断弁（第4図①）を「閉」し、復水輸送ポンプ（第4図②）を起動する。
- ②MUW PCV代替冷却外側隔離弁（第4図③）を「開」とし、原子炉格納容器下部への注水が始まったことをペDESTAL注入流量計、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力計にて確認する。

#### (2) 操作の容易性について

復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水操作と監視計器の確認については、中央制御室で対応可能なため、容易に操作可能である。

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

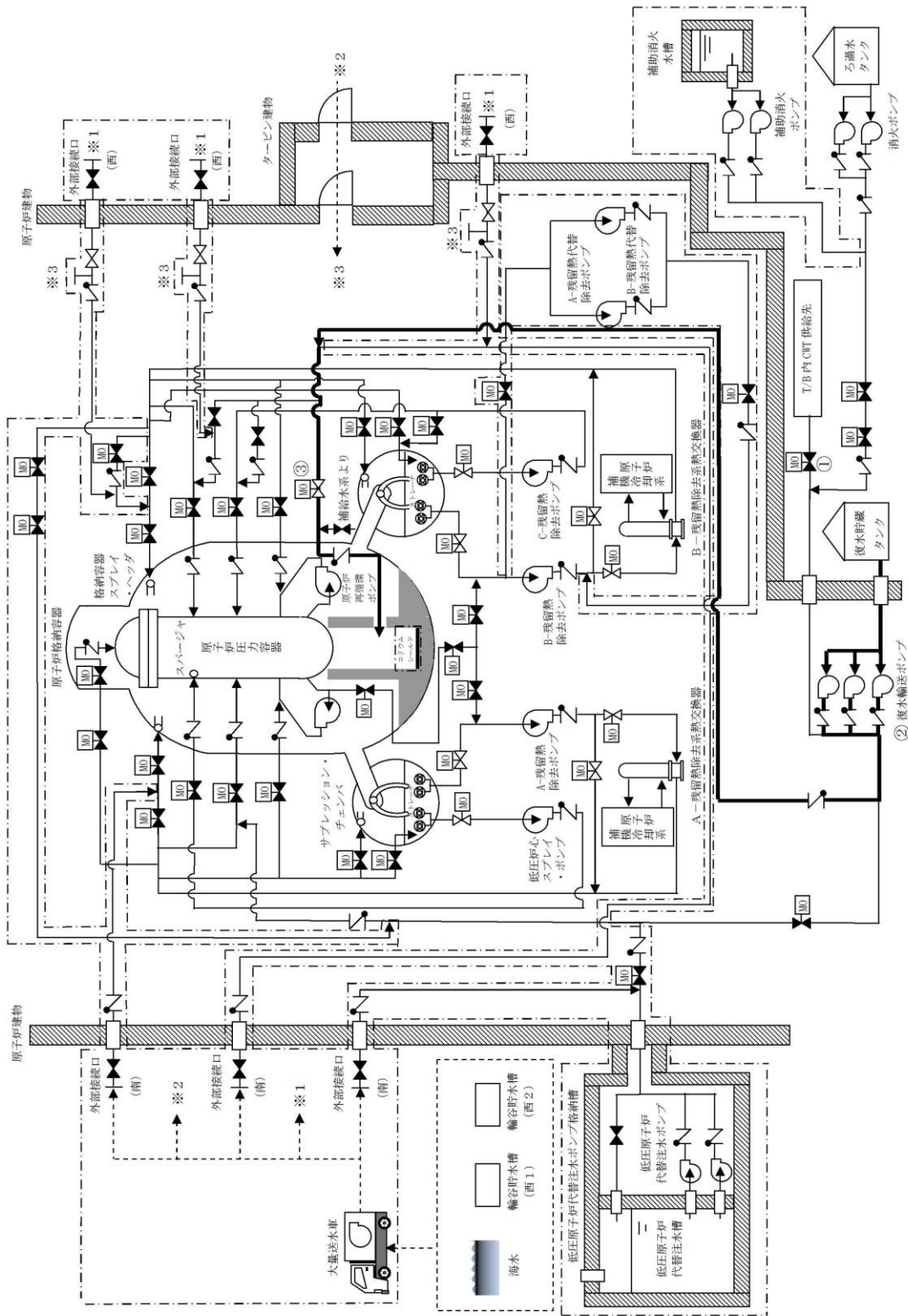


記載例 ○：操作手順番号を示す。

第3図 スプレー管を使用した復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水概要図

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第4図 ペデスタル注水配管を使用した復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水概要図



#### 4. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水（進展抑制）

##### (1) 操作概要

高圧炉心スプレイ系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、ほう酸水注入ポンプを使用し、復水輸送系等を水源として原子炉圧力容器への注水を実施する。

①ほう酸水注入ポンプ（第5図①）を起動し、S L Cタンク出口弁（第5図②）及びS L C注入弁（第5図③）の全開を確認する。

②原子炉圧力容器への注水が開始されていることを原子炉水位計，ほう酸水注入ポンプ出口圧力計，ほう酸水貯蔵タンク液位計にて確認する。

a. 復水輸送系を使用したほう酸水注入系（ほう酸水貯蔵タンク使用の場合）による進展抑制

③ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の系統構成として、ホース接続（復水輸送系～補給水系の間）（第5図④）し、M U W工具除染シンク供給弁（第5図⑤）、C W T工具類除染シンク除染弁（第5図⑥）を「開」する。

④S L C封水止め弁（第5図⑦）及びS L Cオリフィスバイパス弁（第5図⑧）を「閉」並びにS L Cタンク補給水入口元弁（第5図⑨）を「開」、S L Cタンク補給水入口弁（第5図⑩）を「調整開」とし、ほう酸水貯蔵タンクの水張りを実施する。

b. 復水輸送系を使用したほう酸水注入系（ほう酸水注入系テストタンク使用の場合）による進展抑制

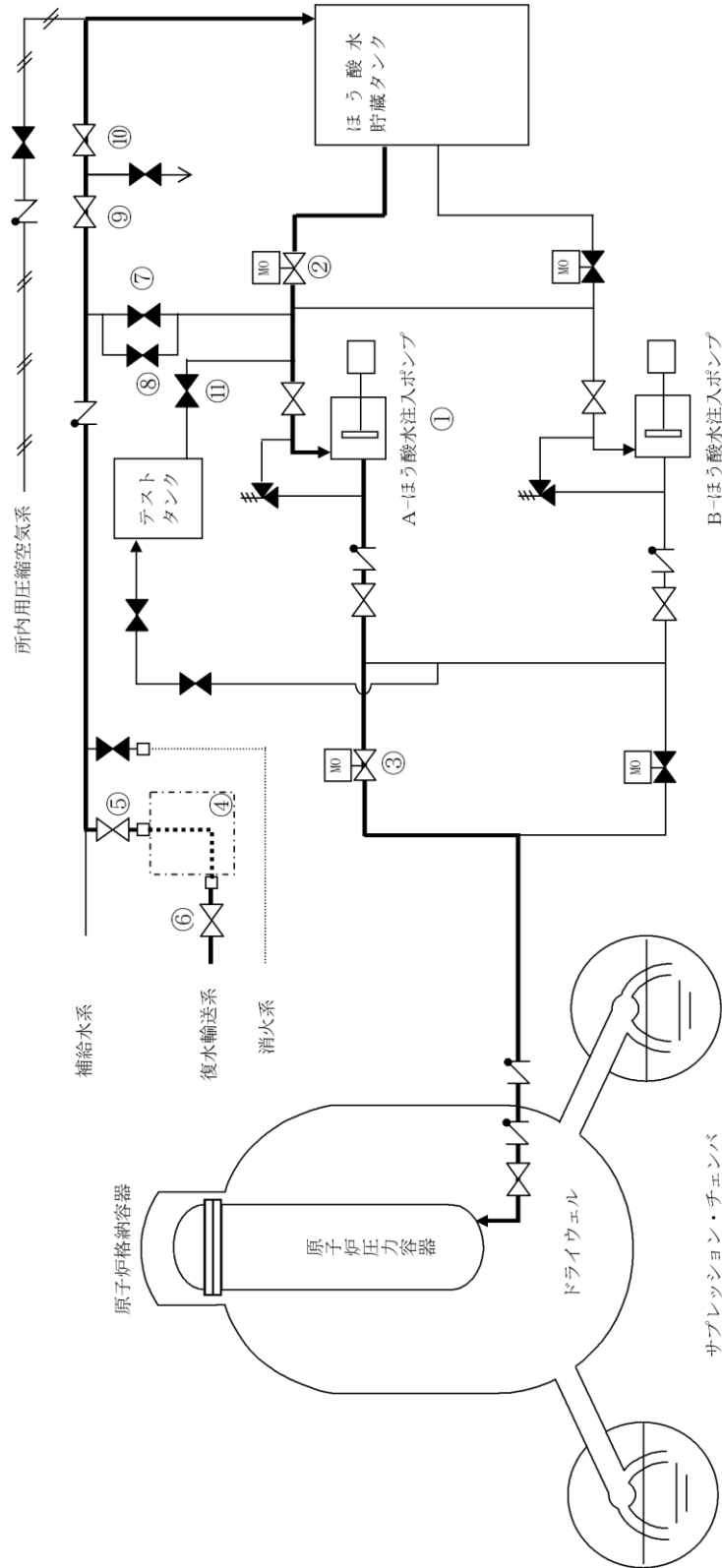
③ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の系統構成として、ホース接続（復水輸送系～補給水系の間）（第5図④）し、M U W工具除染シンク供給弁（第5図⑤）、C W T工具類除染シンク除染弁（第5図⑥）、S L Cテストタンク出口弁（第5図⑪）、S L Cオリフィスバイパス弁（第5図⑧）を「開」し、S L Cテストタンクに水張りを行う。

④S L Cテストタンク水張り後、S L C封水止め弁（第5図⑦）、S L Cオリフィスバイパス弁（第5図⑧）を「閉」する。

⑤S L C注入弁（第5図③）を「開」し、ほう酸水注入ポンプ（第5図①）を起動する。ほう酸水注入ポンプ出口圧力指示値の上昇を確認後、速やかにS L Cオリフィスバイパス弁（第5図⑧）を調整開とし、ほう酸水注入系テストタンクに補給を行う。

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	安全弁又は逃し弁
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

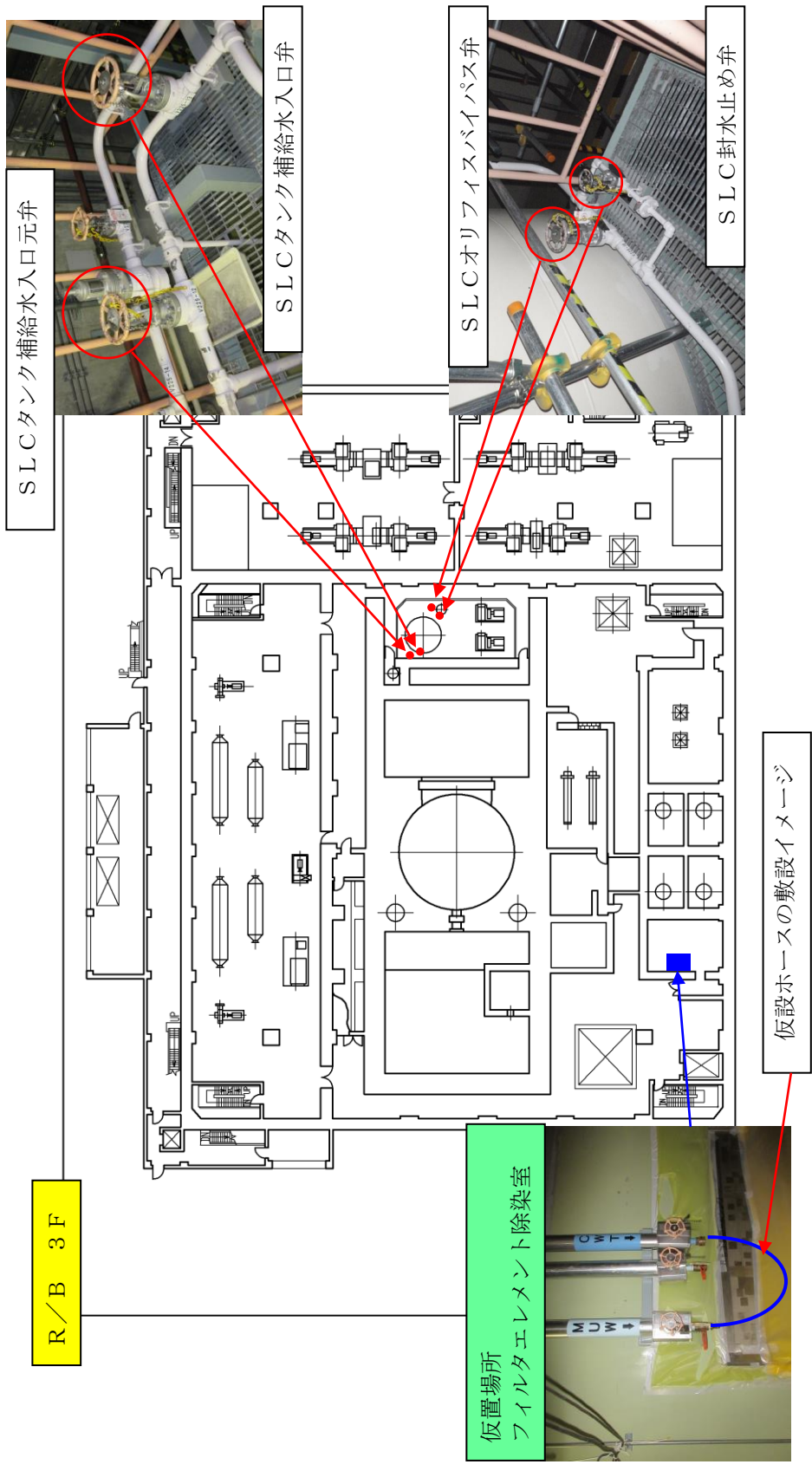


記載例 ○：操作手順番号を示す。

第5図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水（進展抑制）概要図

(2) 操作の容易性について

補給水系と復水輸送系をつなぐ仮設ホースの敷設については、同じフロアでの接続であり、配管の先端に接続治具を取付け、ホース接続するだけで容易に接続可能である。さらに仮設ホースの敷設以外の現場対応操作は、SLC封水止め弁及びSLCオリフィスバイパス弁の全閉並びにSLCタンク補給水入口元弁及びSLCタンク補給水入口弁の「開」操作だけである。その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。



第6図 復水輸送系の仮設ホース接続図

## 5. 消火系による原子炉圧力容器への注水

### (1) 操作概要

原子炉冷却材喪失時等において、給水系・非常用炉心冷却系等による原子炉注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合、消火系を使用した原子炉圧力容器への注水を行う。

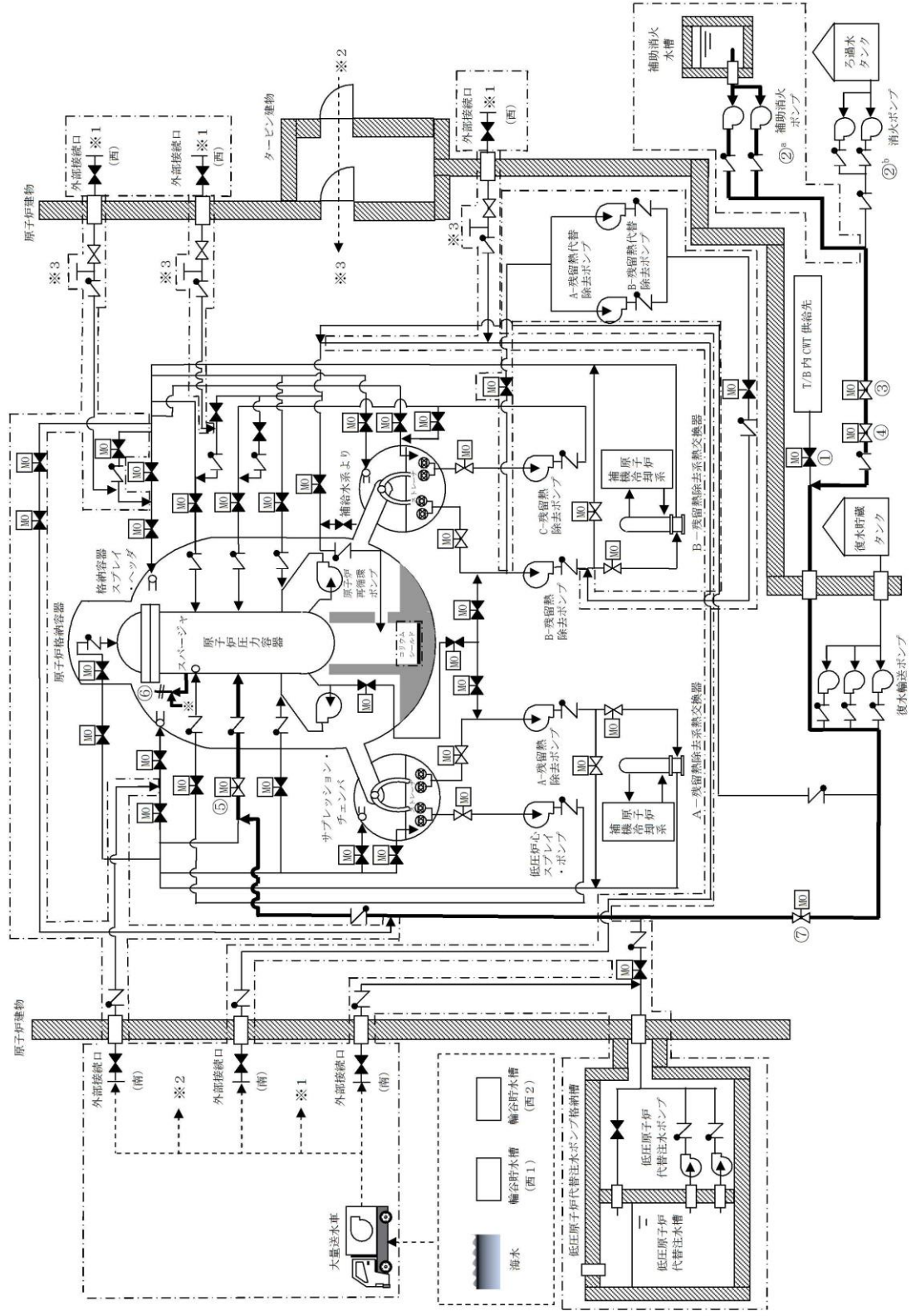
- ①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁（第7図①）を「閉」する。
- ②補助消火ポンプ（第7図②<sup>a</sup>）又は消火ポンプ（第7図②<sup>b</sup>）を起動し、CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）（第7図③）及びCWT系・消火系連絡止め弁（第7図④）を「開」する。
- ③A-RHR注水弁（第7図⑤）を「開」し、原子炉圧力容器を逃がし安全弁（第7図⑥）にて減圧する。
- ④原子炉圧力が消火系統圧力以下にてA-RHR RPV代替注水弁（第7図⑦）を「開」し、原子炉圧力容器への注水が開始されることを原子炉水位計、原子炉圧力計、消火ポンプ出口圧力計、RPV/PCV注入流量計にて確認する。

### (2) 操作の容易性について

消火系による原子炉圧力容器への注水操作については、現場対応操作がB、C-RHR注水配管洗浄元弁（2弁）の「開」操作で、その他の操作と監視計器の確認については中央制御室で対応が可能のため、容易に操作可能である。

凡例

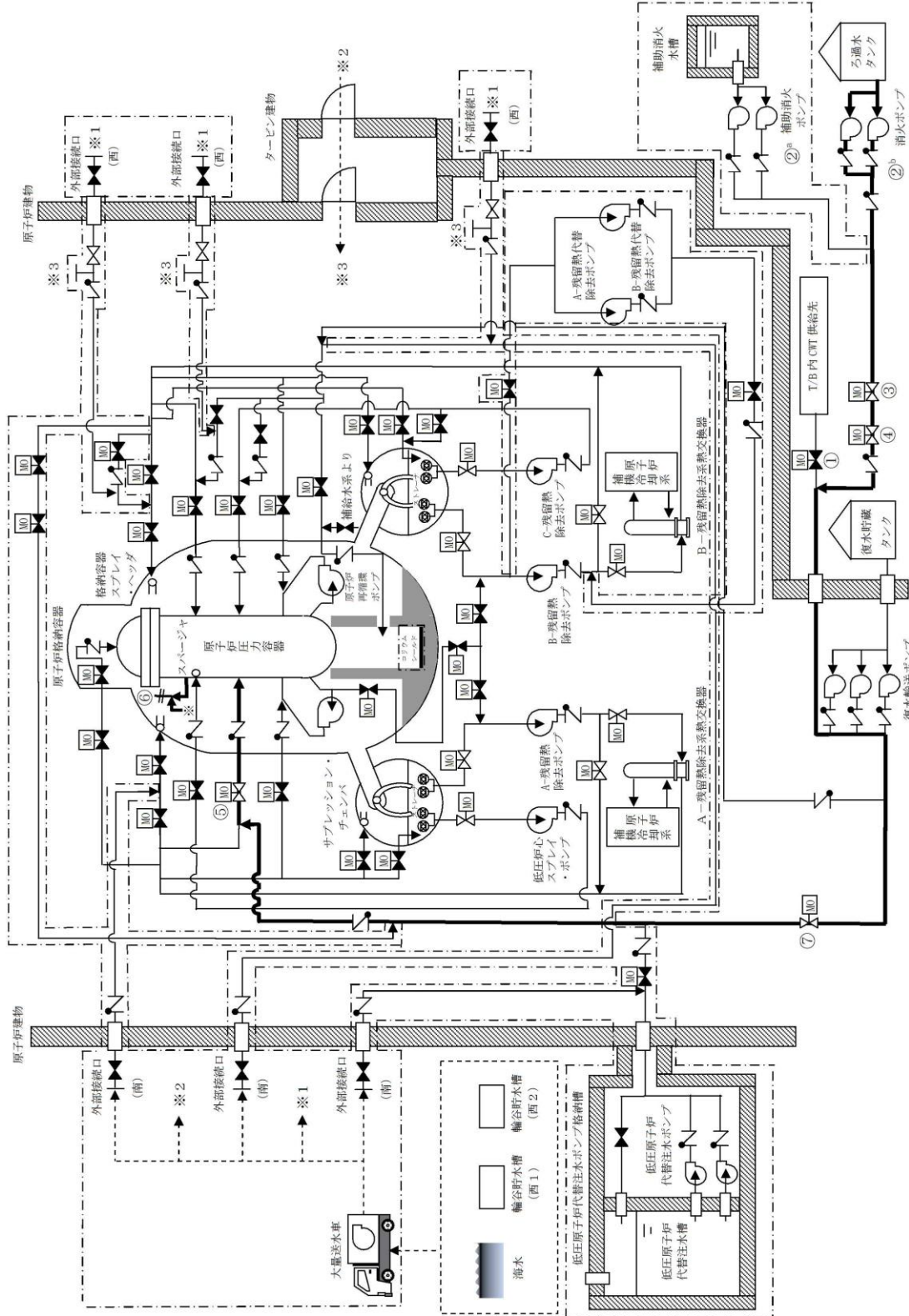
	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第7図 消火系による原子炉圧力容器への注水概要図(1/2)  
 (補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

凡例	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレート
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
○a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第7図 消火系による原子炉压力容器への注水概要図(2/2)  
(消火ポンプを使用した原子炉压力容器への注水の場合)

## 6. 消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ

### (1) 操作概要

原子炉冷却材喪失時等において、残留熱除去系等が使用不能になる等の原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合、消火系を使用した原子炉格納容器内のスプレイを行う。

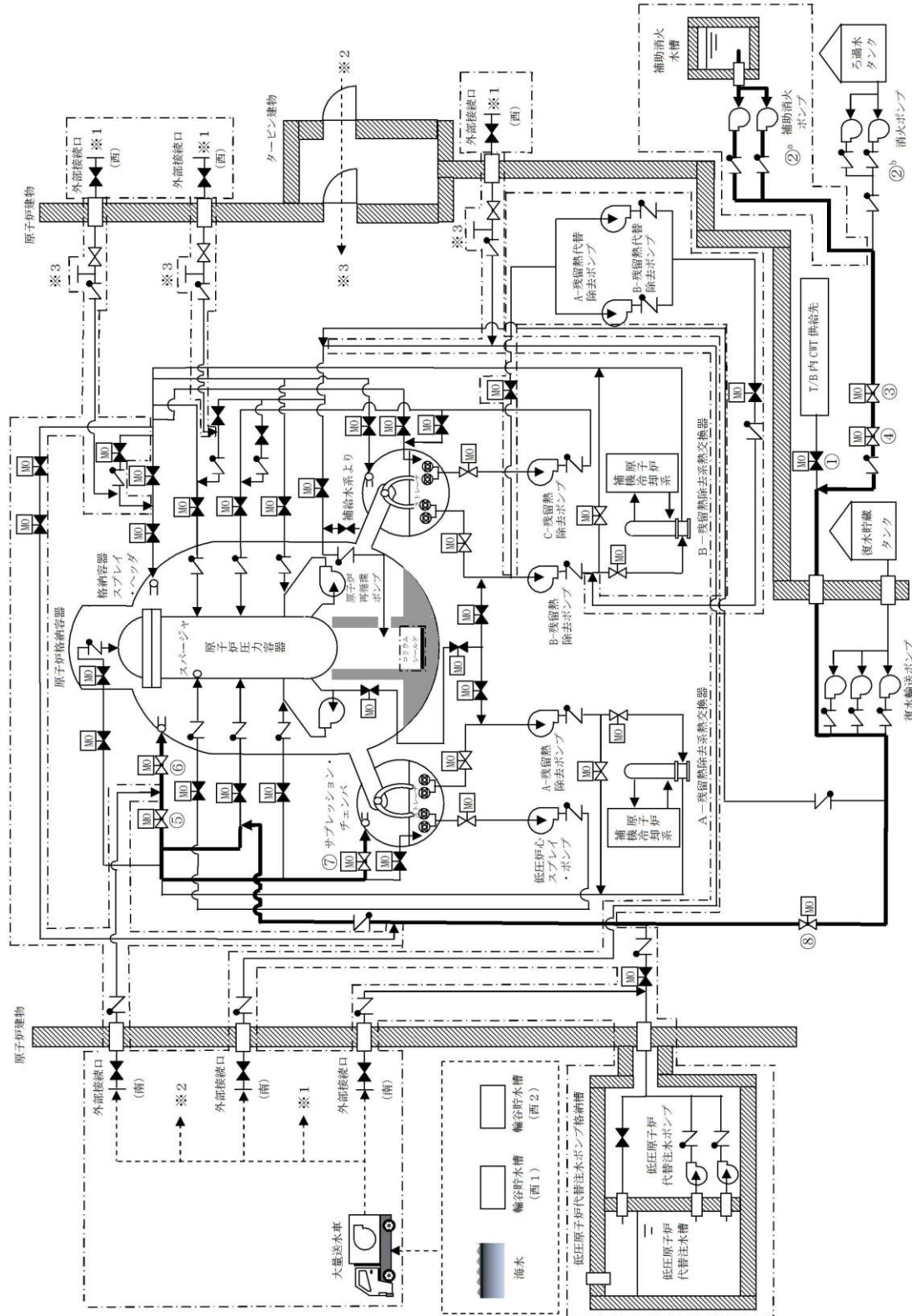
- ①消火系から原子炉格納容器までの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁（第8図①）を「閉」する。
- ②補助消火ポンプ（第8図②<sup>a</sup>）又は消火ポンプ（第8図②<sup>b</sup>）を起動し、CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）（第8図③）及びCWT系・消火系連絡止め弁（第8図④）を「開」する。
- ③A-RHRドライウエル第1スプレイ弁（第8図⑤）、A-RHRドライウエル第2スプレイ弁（第2図⑥）又はA-RHRトラススプレイ弁（第8図⑦）及びA-RHR RPV代替注水弁（第8図⑧）を「開」し、原子炉格納容器内にスプレイが開始されたことをドライウエル圧力計、消火ポンプ出口圧力計、RPV/PCV注入流量計にて確認する。

### (2) 操作の容易性について

消火系による原子炉格納容器内へのスプレイは、現場対応操作がB-RHR注水配管洗浄元弁の「開」操作であり、その他の操作と監視計器の確認は、中央制御室で対応が可能なたため、容易に操作可能である。

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

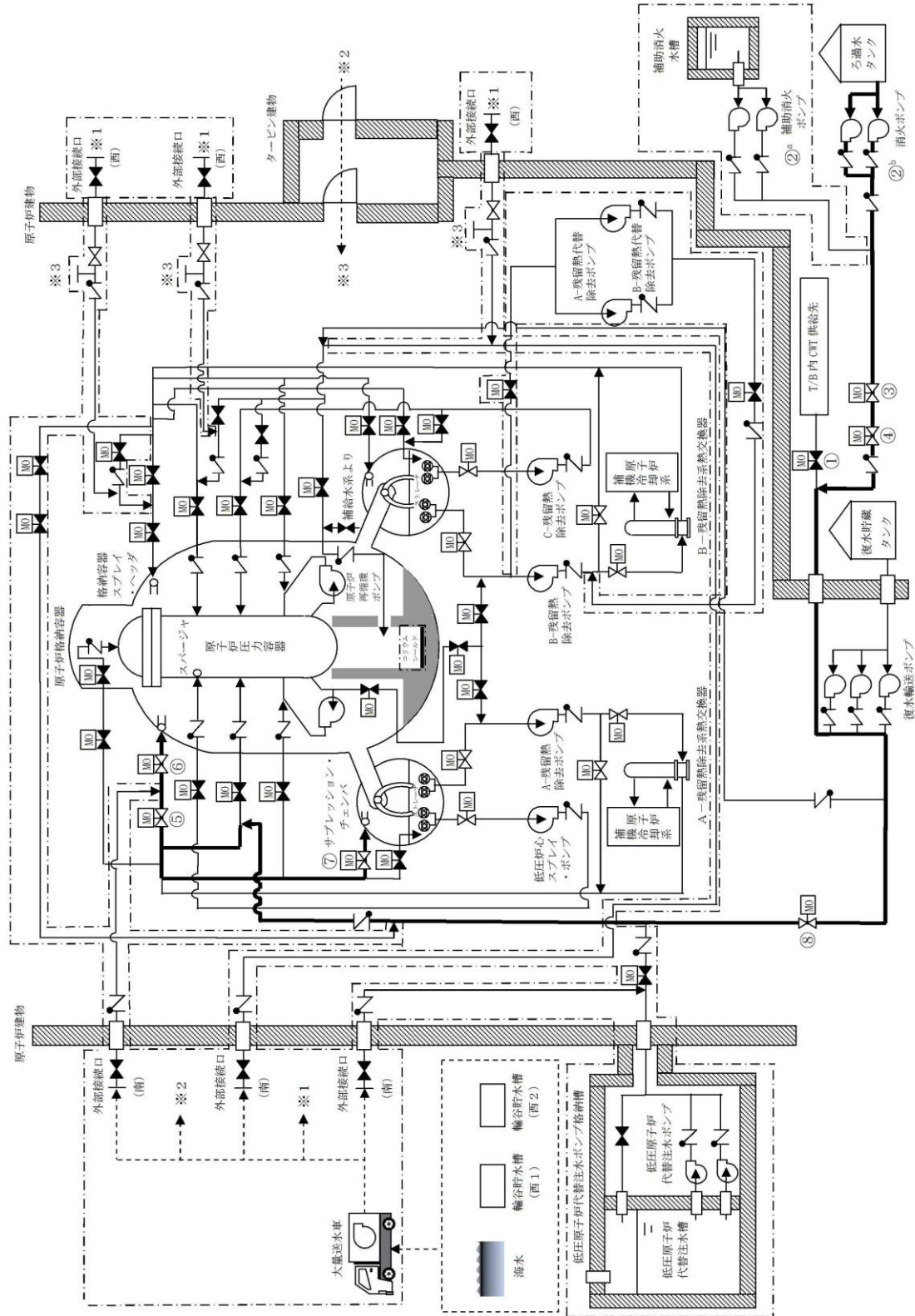


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○α~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第8図 消火系による原子炉格納容器スプレイ概要図 (1/2)  
 (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器へのスプレイの場合)



凡例	ポンプ
	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストラテナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第8図 消火系による原子炉格納容器スプレィ概要図(2/2)  
 (消火ポンプを使用した原子炉格納容器へのスプレィの場合)

## 7. 消火系による原子炉格納容器下部への注水

### (1) 操作概要

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉圧力容器が破損して原子炉格納容器下部に放出される熔融炉心を冷却するため、専用の注水ライン弁を「開」とし、消火系による原子炉格納容器下部への水張りを行う。

#### 【スプレー管使用の場合】

- ①消火系から原子炉格納容器までの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁（第9図①）を「閉」する。
- ②補助消火ポンプ（第9図②<sup>a</sup>）又は消火ポンプ（第9図②<sup>b</sup>）を起動し、CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）（第9図③）及びCWT系・消火系連絡止め弁（第9図④）を「開」する。
- ③A-RHRドライウエル第1スプレー弁（第9図⑤）及びA-RHRドライウエル第2スプレー弁（第9図⑥）を「開」とする。
- ④A-RHR RPV代替注水弁（第9図⑦）を「調整開」し、原子炉格納容器下部への注水が開始されたことをRPV/PCV注入流量計、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力計にて確認する。

#### 【ペDESTAL注水配管使用の場合】

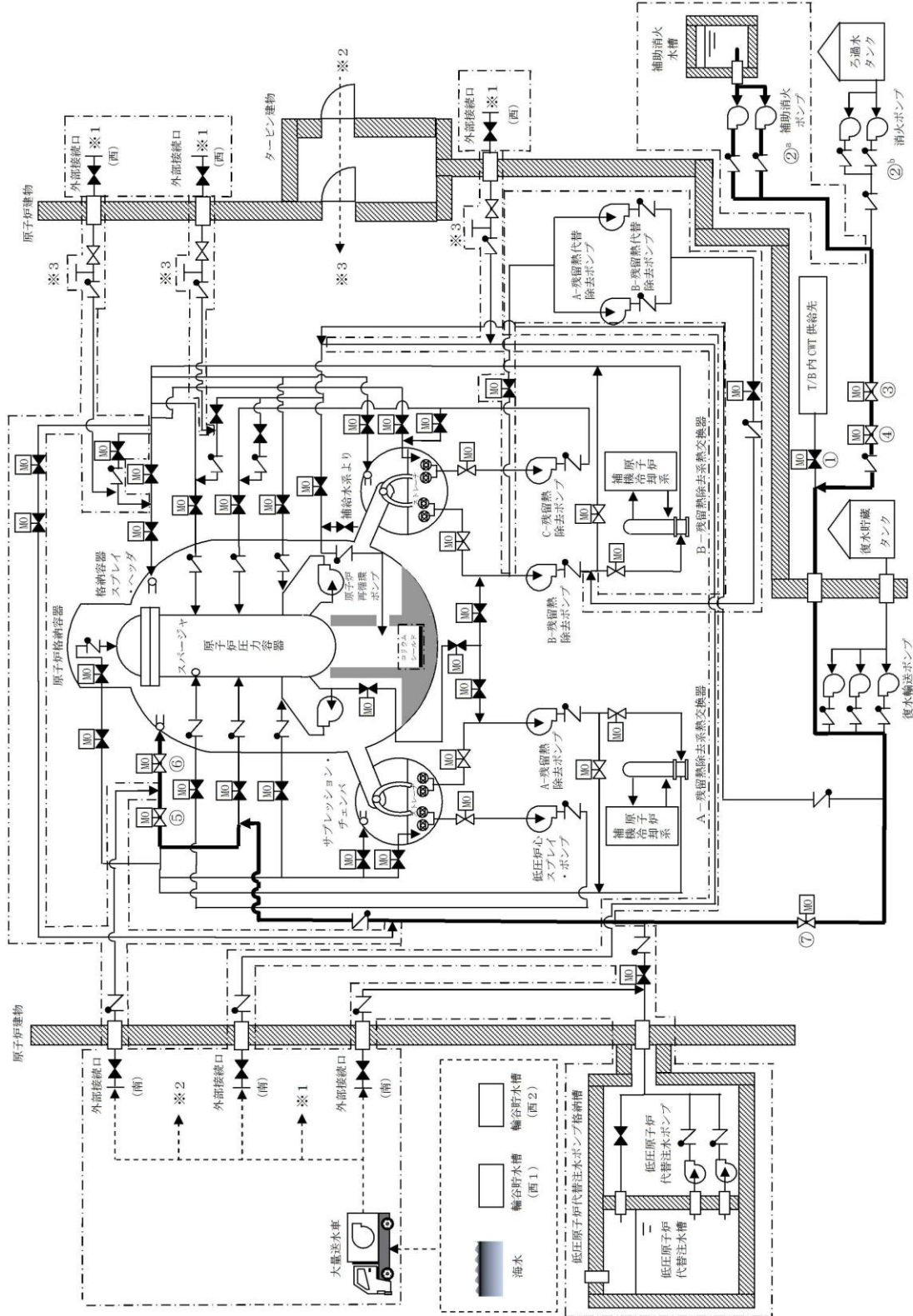
- ①消火系から原子炉格納容器下部までの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁（第10図①）を「閉」し、補助消火ポンプ（第10図②<sup>a</sup>）又は消火ポンプ（第10図②<sup>b</sup>）を起動する。
- ②CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）（第10図③）、CWT系・消火系連絡止め弁（第10図④）を「開」する。
- ③MUW PCV代替冷却外側隔離弁（第10図⑤）を「開」とし、原子炉格納容器下部へ注水されたことを、ペDESTAL注入流量計、ペDESTAL温度計にて確認する。

### (2) 操作の容易性について

消火系による原子炉格納容器下部への注水操作と監視計器の確認については、中央制御室で対応可能なため、容易に操作可能である。

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

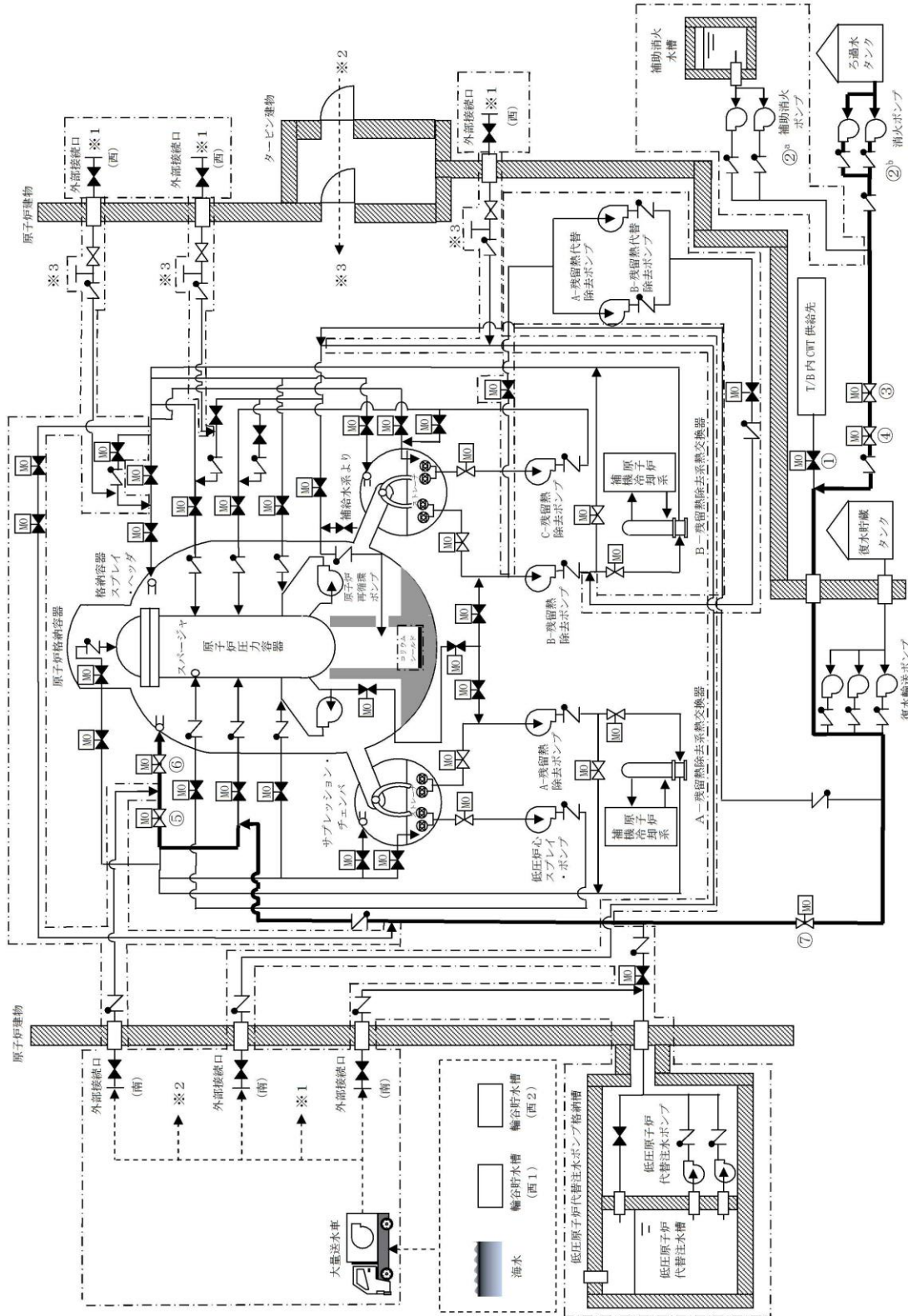


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第9図 スプレイ管を使用した消火系による原子炉格納容器下部への注水概要図(1/2)  
 (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

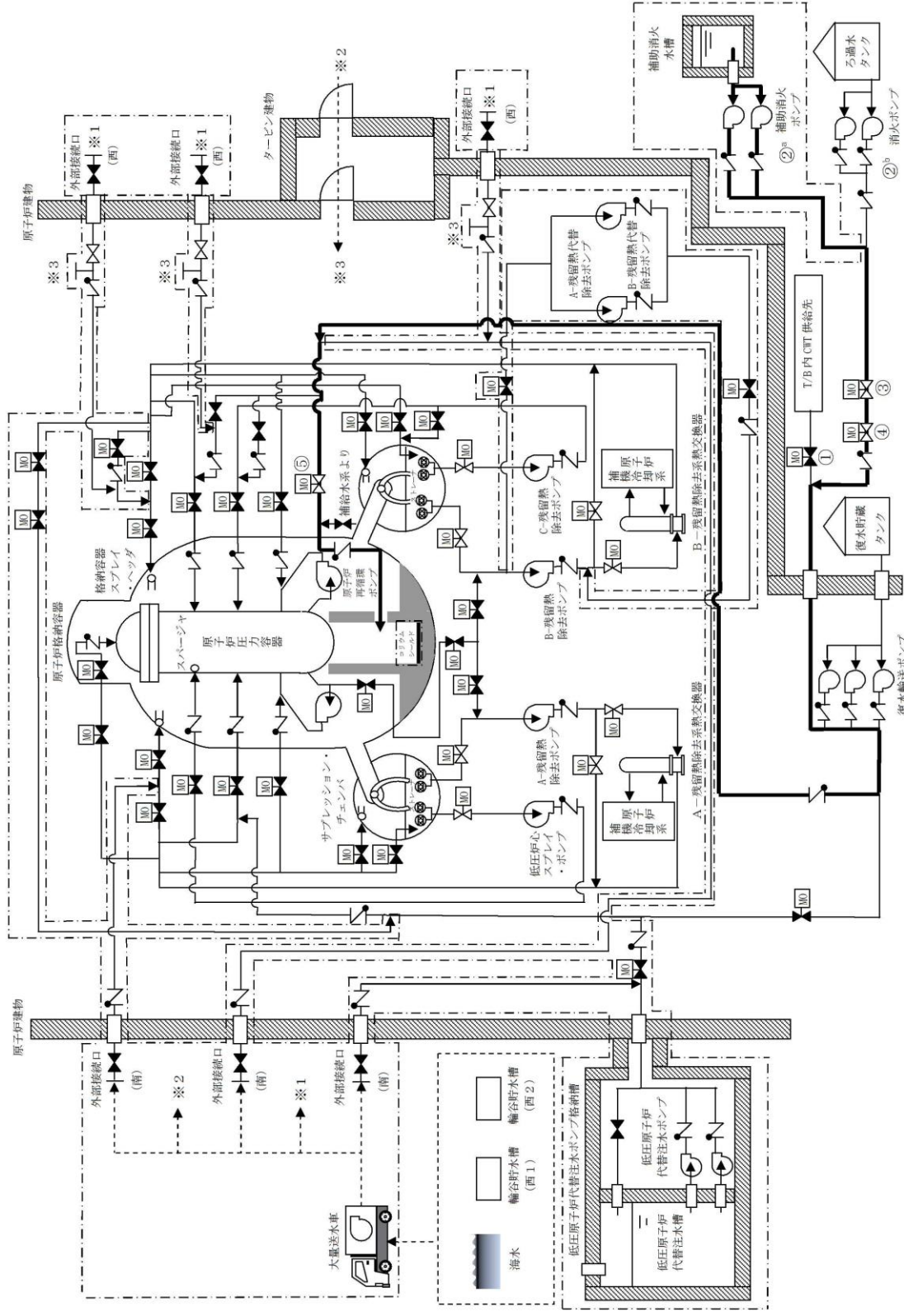


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第9図 スプレー管を使用した消火系による原子炉格納容器下部への注水概要図(2/2)  
(消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

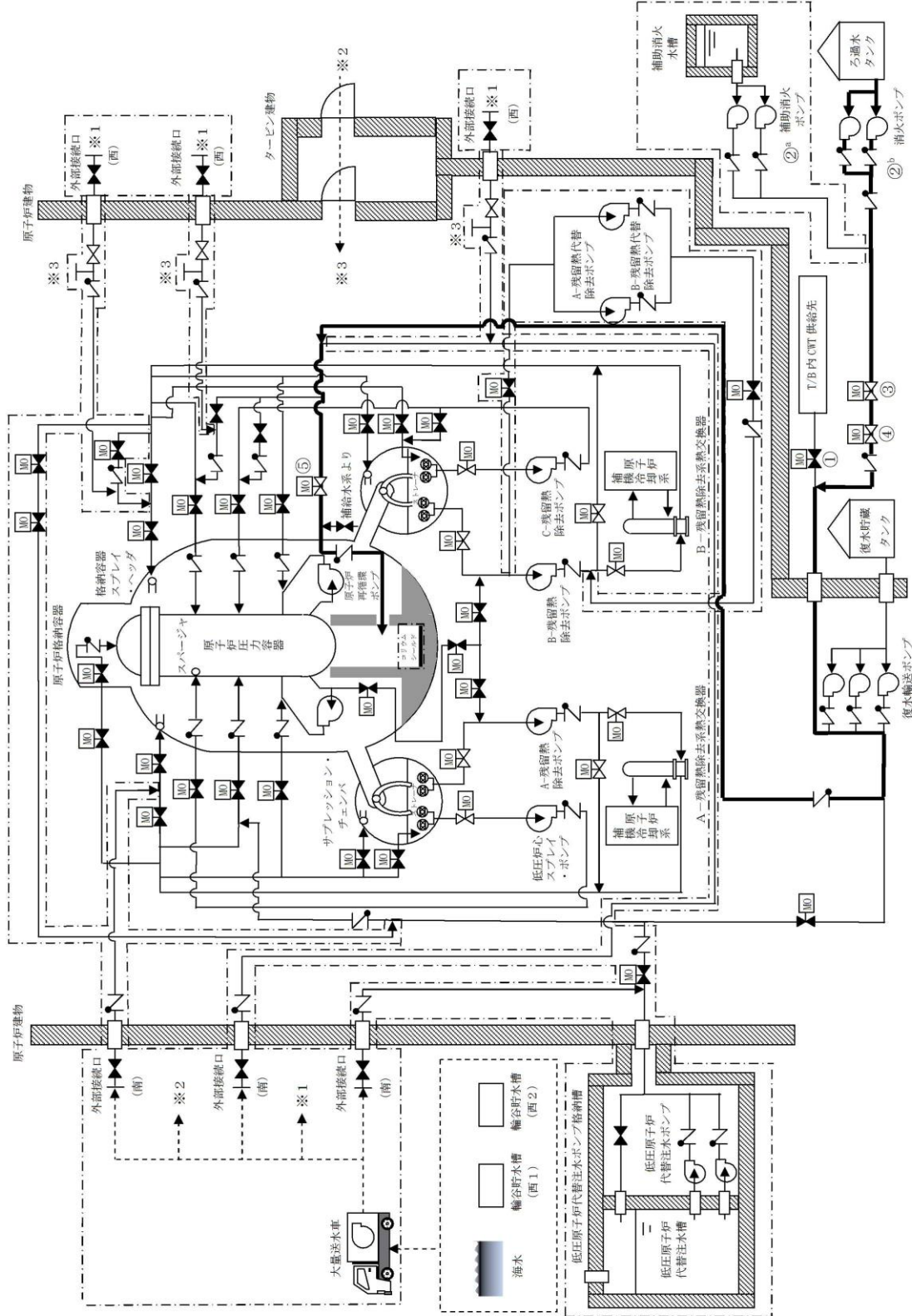
凡例	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第10図 ペデスタル注水配管を使用した消火系による原子炉格納容器下部への注水概要図(1 / 2)  
 (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

凡例	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第10図 ペデスタル注水配管を使用した消火系による原子炉格納容器下部への注水概要図(2/2)  
 (消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

## 8. 消火系による燃料プールへの注水

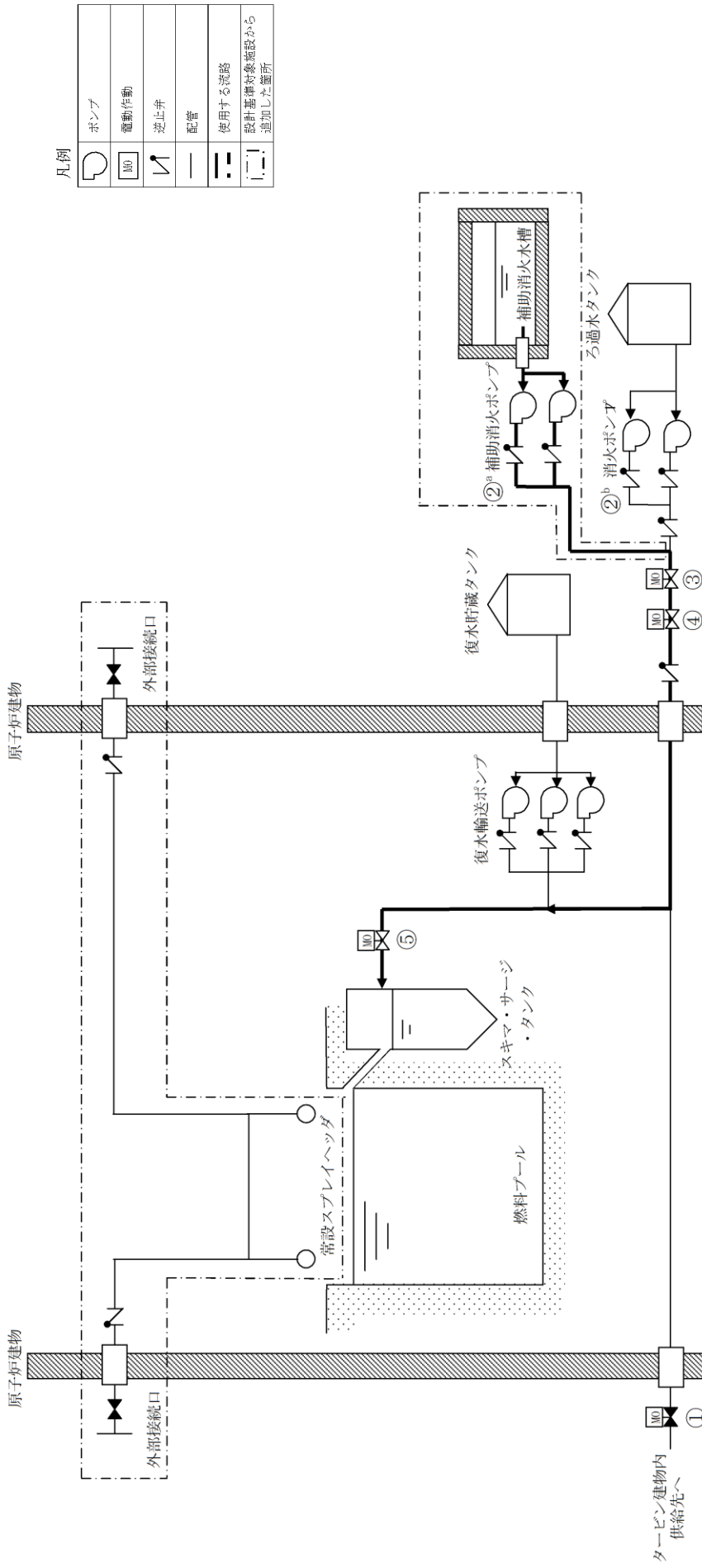
### (1) 操作概要

燃料プール水位が低下し、燃料プールの補給が必要な状態にもかかわらず、残留熱除去系等が使用不能で燃料プールへの補給ができない場合において、消火系を使用した燃料プールへの注水を行う。

- ①消火系から燃料プールまでの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁（第11図①）を「閉」する。
- ②補助消火ポンプ（第11図②<sup>a</sup>）又は消火ポンプ（第11図②<sup>b</sup>）を起動し、CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）（第11図③）及びCWT系・消火系連絡止め弁（第11図④）を「開」する。
- ③FPCスキマサージタンク補給水元弁（第11図⑤）を「開」し、燃料プールへ注水されたことを燃料プール水位計、消火ポンプ出口圧力計にて確認する。

### (2) 操作の容易性について

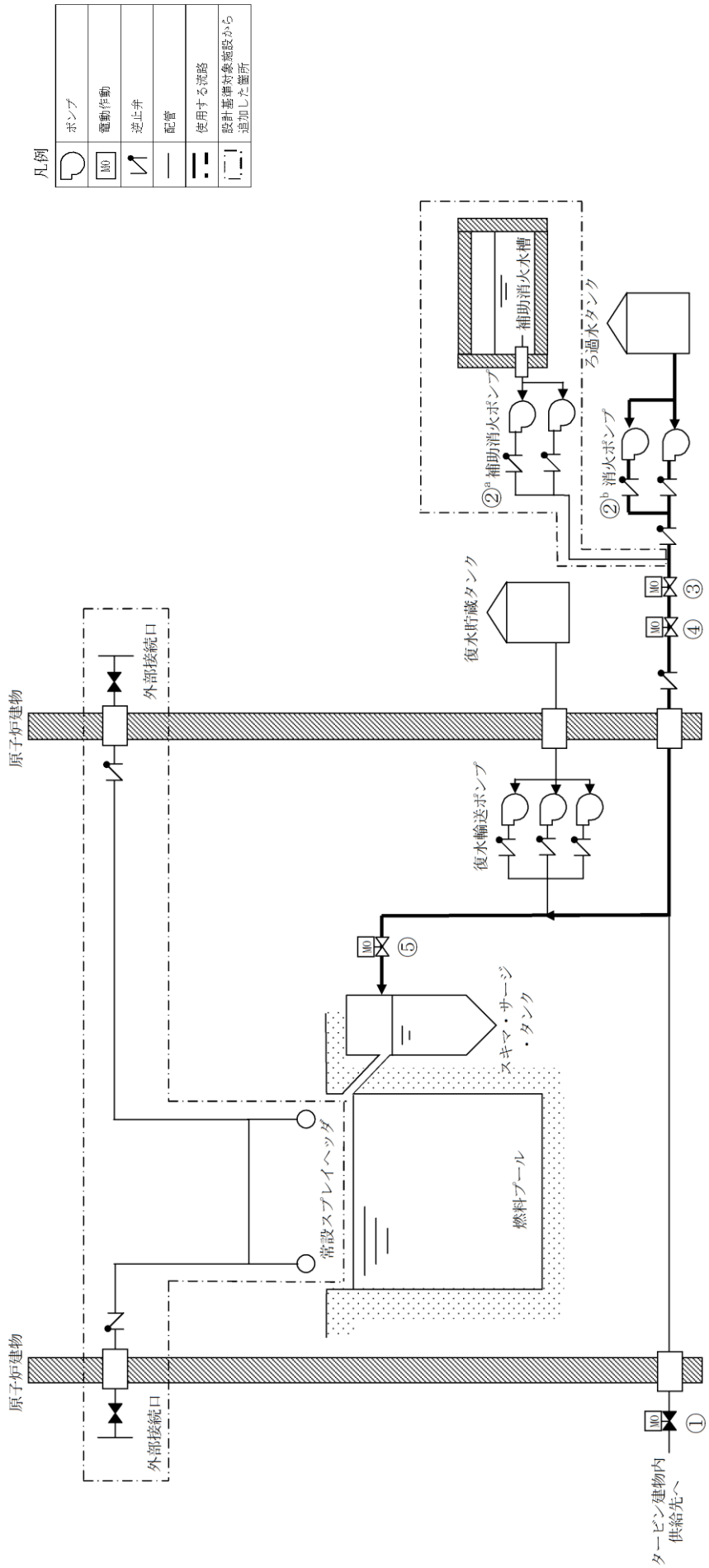
消火系による燃料プールへの注水操作と監視計器の確認については、中央制御室で対応が可能なため、容易に操作可能である。



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第11図 消火系による燃料プールへの注水概要図(1/2)  
 (補助消火ポンプを使用した燃料プールへの注水の場合)





凡例

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

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○a~ : 同一操作手順番号内で選択する操作がある場合の操作手順を示す。

第 11 図 消火系による燃料プールへの注水概要図(2/2)  
 (消火ポンプを使用した燃料プールへの注水の場合)

## 島根原子力発電所 2 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 .....	1.0.6-2
(1)	設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置 .....	1.0.6-2
(2)	事故時操作要領書 (事象ベース) .....	1.0.6-2
(3)	事故時操作要領書 (徴候ベース) .....	1.0.6-2
(4)	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) .....	1.0.6-4
(5)	AM設備別操作要領書 .....	1.0.6-4
2.2	緊急時対策本部用手順書 .....	1.0.6-5
(1)	緊急時の措置要領 .....	1.0.6-5
(2)	緊急時対策所運用手順書 .....	1.0.6-5
(3)	緊急時対策本部対応手順書 .....	1.0.6-6
(4)	事故時操作要領書 (AMガイドライン) .....	1.0.6-6
(5)	原子力災害対策手順書 .....	1.0.6-6
2.3	各種手順書の判断者・操作者の明確化 .....	1.0.6-7
(1)	判断者の明確化 .....	1.0.6-7
(2)	操作者の明確化 .....	1.0.6-7
3.	各種手順書の間のつながり, 移行基準について .....	1.0.6-7
(1)	設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置からほかの 事故手順書への移行 .....	1.0.6-8
(2)	AOPからEOPへの移行 .....	1.0.6-8
(3)	EOPからSOPへの移行 .....	1.0.6-8
(4)	AM設備別操作要領書の使用 .....	1.0.6-9
(5)	緊急時対策本部用手順書の導入 .....	1.0.6-9
4.	運転員の対応操作の流れについて .....	1.0.6-9
5.	重大事故等時の対応及び手順書の内容について .....	1.0.6-11

添付1 炉心損傷開始の判断基準について

別紙1 AOP「全給水喪失」対応フロー図

別紙2 EOPフローチャート

別紙3 EOP目的及び基本的な考え方

別紙4 EOP操作等判断基準一覧

別紙5 SOPフローチャート

別紙6 SOP目的及び基本的な考え方

別紙7 SOP操作等判断基準一覧

別紙8 AM設備別操作要領書一覧

別紙9 緊急時対策本部対応手順書と各班の役割

別紙 10 原子力災害対策手順書一覧

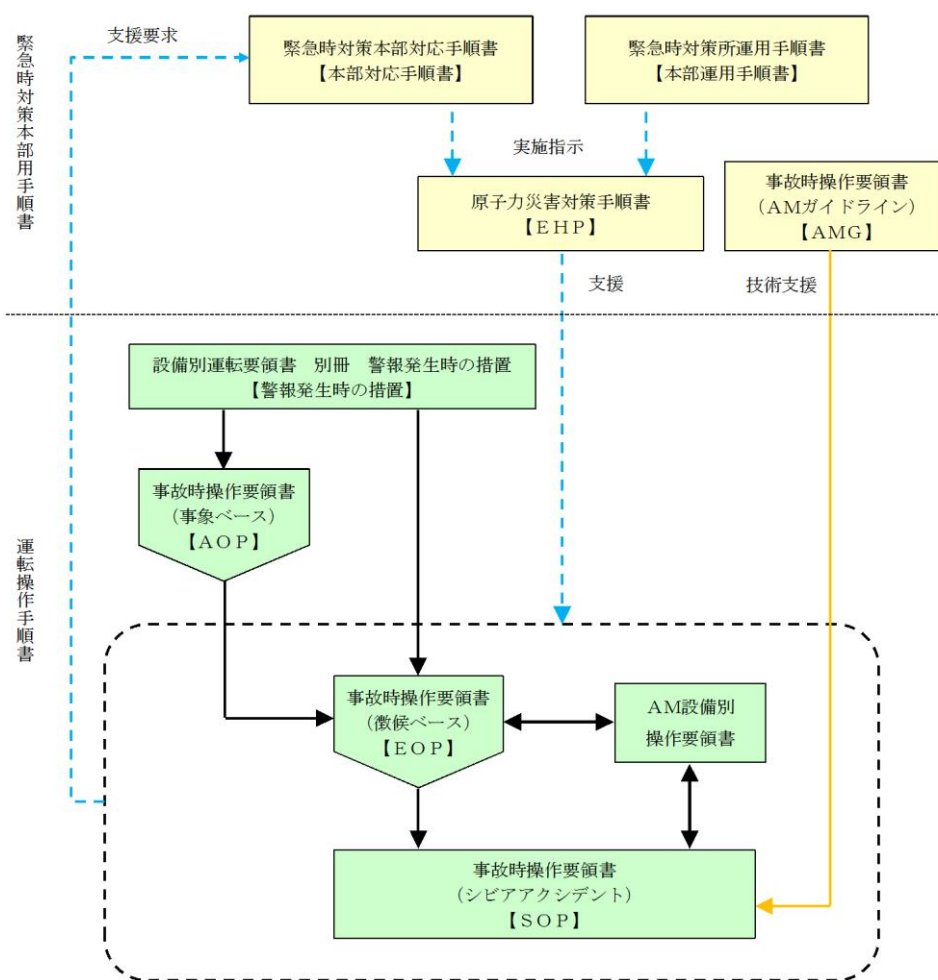
別紙 11 EOP/SOPフローチャート凡例

別紙 12 重大事故等対策における作業ごとの想定時間の設定について

## 1. 手順書の体系について

島根原子力発電所では、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、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」、 「事故時操作要領書（事象ベース）」及び「事故時操作要領書（徴候ベース）」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「事故時操作要領書（シビアアクシデント）」、「AM設備別操作要領書」、「緊急時対策本部対応手順書」、「緊急時対策所運用手順書」、「事故時操作要領書（AMガイドライン）」及び「原子力災害対策手順書」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第1図のとおり。



第1図 手順書機能体系の概要図

## 2. 各種手順書の概要について

各種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。）及び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) 設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置（以下「警報発生時の措置」という。）

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関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) 事故時操作要領書（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あらかじめ想定された異常事象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。

設計基準事故の範囲内の特定された事故ごとの操作内容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に適用する。

AOPは、事象ごとに「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、発電用原子炉が運転中に給水ポンプがトリップし、給水不能となった場合の対応操作を定めた、AOP「給水全喪失」の対応フロー図を別紙1に示す。

(別紙1)

### 【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

- (3) 事故時操作要領書（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。

AOPが設計基準事故の範囲内の特定された事故ごとの対応操作を示した

手順書であることに対して、EOPは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」、「格納容器制御」、「二次格納施設制御」、「燃料プール制御」、「不測事態」、「電源復旧」及び「プラント停止時制御」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、発電用原子炉の未臨界維持、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」、「格納容器制御」、「二次格納施設制御」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判断基準一覧を別紙2、3、4に示す。

(別紙2、3、4)

#### 【EOPフローチャート】

##### a. 原子炉制御

目的：スクラム確認、原子炉未臨界、炉心損傷防止、EOP各制御への導入判断

手順書：スクラム(RC)、反応度制御(RC/Q)、水位確保(RC/L)、減圧冷却(CD)

##### b. 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(PC/P)、D/W温度制御(DW/T)、S/C温度制御(SP/T)、S/C水位制御(SP/L)、PCV水素濃度制御(PC/H)

##### c. 二次格納施設制御

目的：原子炉建物への漏えいの拡大防止、二次格納施設の健全性確保

手順書：二次格納施設制御(SC/C)

##### d. 燃料プール制御

目的：燃料プール内の燃料の損傷防止・緩和

手順書：燃料プール制御(FP/C)

##### e. 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(C1)、急速減圧(C2)、水位不明(C3)、AM初期対応(C4)

f. 電源復旧

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 : 電源復旧 (P S / R)

g. プラント停止時制御

目的 : プラント停止中における原子炉未臨界, 炉心損傷防止

手順書 : 崩壊熱除去機能喪失時対応手順 (R L), 冷却材喪失時対応手順 (L O C A), 外部電源喪失時対応手順 (L O P A), 臨界事象発生時対応手順 (R C E)

(4) 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) (以下「S O P」という。)

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

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。

S O P 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「手順」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 5, 6, 7 に示す。

(別紙 5, 6, 7)

【S O P フローチャート】

S O P 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-3 a 「R P V 破損前のペDESTAL 初期注水」

注水-3 b 「R P V 破損後のペDESTAL 注水」

注水-4 「長期の R P V 破損後の注水」

除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」

除熱-2 「R P V 破損後の除熱」

放出 「P C V 破損防止」

水素 「R / B 水素爆発防止」

(5) A M 設備別操作要領書

A M 設備別操作要領書には, 重大事故等時において恒設の電源設備, 注水設備が使用できない場合に, 緊急時対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち, 当直 (運転員) が行う対応操作及び事故時において当直 (運転員) が行う主要な設備の対応操作を定めた手順書である。

A M 設備別操作要領書では, 発電用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設備別操作要領書の各手順を実施するための所要時間、必要人員数等、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）が使用する原子力災害対策手順書との紐付けにより、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設備別操作要領書が使用可能なタイミングを明示する。

AM設備別操作要領書の一覧を別紙8に示す。

(別紙8)

#### 【AM設備別操作要領書の構成】

電源確保戦略	: GTGによるSA-L/C, C/C受電, GTGによるC, D-M/C受電, B1-115V系蓄電池(SA)によるB-115V系直流盤受電等
原子炉注水戦略	: RCI Cによる原子炉注水, FLSRポンプによる原子炉注水等
原子炉減圧戦略	: SRV駆動源確保等
格納容器除熱戦略	: FLSRポンプによる格納容器スプレー, RHARによる格納容器除熱等
格納容器機能維持戦略	: FCVSによる格納容器ベント, FCSによる格納容器水素・酸素濃度制御等
燃料プール除熱戦略	: 消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水, SFP監視カメラ用冷却設備起動, FPCによる燃料プール除熱
代替除熱戦略	: RCW/R SWによる冷却水確保
原子炉除熱戦略	: RHRによる原子炉除熱等
代替監視戦略	: 可搬型計測器による計測等
居住性確保戦略	: MCRによる居住性確保等
ペDESTAL注水戦略	: FLSRポンプによるペDESTAL注水等

## 2.2 緊急時対策本部用手順書

緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて、緊急時対策本部が使用する手順書、緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書及び緊急時対策本部のうち実施組織（運転員以外）が使用する手順書に分類して整備する。

### (1) 緊急時の措置要領

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。

### (2) 緊急時対策所運用手順書

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、

緊急時対策所の立上げ及び支援組織が実施する事項を定めた手順書で、緊急時対策本部が使用する。また、緊急時対策本部内の各班が実施する事項の手順については、本手順書の下位に紐付く各班の原子力災害対策手順書に記載する。

(3) 緊急時対策本部対応手順書（以下「本部対応手順書」という。）

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、プラント戦略に関する実施組織が実施する事項を定めた手順書で、緊急時対策本部が使用する。

また、緊急時対策本部内の各班が実施する事項の手順については、本手順書の下位に紐付く各班の原子力災害対策手順書に記載する。

本部対応手順書に紐付く原子力災害対策手順書を別紙9に示す。

(別紙9)

(4) 事故時操作要領書（AMガイドライン）（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。

(5) 原子力災害対策手順書（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、可搬型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）及び支援組織が使用する。

EHPでは、発電用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、別紙に示す戦略別に複数の手順を整備する。

また、事故の状態や現場要員の確保状況等に応じて、適切な手順を選択可

能とするため、EHPの各手順を実施するための所要時間、必要人数等、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設備別操作要領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。

EHPの一覧を別紙10に示す。

(別紙10)

#### 【EHPの構成】

水素爆発防止	: 水素爆発防止のための原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順等
燃料プール注水	: 原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレー等
放射性物質拡散抑制	: 放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制等
水源確保	: 大量送水車を使用した送水／補給等
電源確保	: 高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系及びM/C D系電源確保等
その他	: アクセスルートの確保、移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保等

### 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、1号炉は1号当直主任、2号炉は2号当直副長が行う。

一方、緊急時対策要員が実施する対応の判断は、緊急時の措置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場合があることから、重大事故等対処設備の使用に当たっては、中央制御室と緊急時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. 各種手順書の間のつながり、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) 設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置からほかの事故手順書への移行  
警報発生時の措置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、警報発生時の措置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. 発電用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における二次格納施設制御導入条件が成立した場合
- d. EOPにおける燃料プール制御導入条件が成立した場合
- e. EOPにおけるプラント停止時制御導入条件が成立した場合  
（プラント停止の場合）

**【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格納容器雰囲気放射線モニタによるドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の関係から炉心損傷と判断された場合
- b. 格納容器雰囲気放射線モニタによる原子炉格納容器内ガンマ線線量率監視が不可能の場合に、原子炉圧力容器温度から炉心損傷と判断された場合

(添付 1)

- (4) AM設備別操作要領書の使用

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

要領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。EHP の手順を実施する際には、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 設備別操作要領書及び 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. 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
- c. 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 設備別操作要領書及び 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、緊急時対策本部対応手順書（各班の原子力災害対策手順書を含む。）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。

**【EHP 手順選択時の着目点】**

- a. EHP 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

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、発電用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、発電用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、発電用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、原子炉隔離時冷却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確認する。

「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、原子炉格納容器の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、警報発生時の措置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、あらかじめ定めたAOPに移行し対応を行う。

警報発生時の措置又は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発電用原子炉の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、手動により発電用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、発電用原子炉の未臨界維持、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、炉心損傷後における原子炉圧力容器の破損防止及び原子炉格納容器の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、可搬型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。

なお、発電用原子炉が停止中の場合においても、対応操作の流れについては発電用原子炉が運転中の場合と同様である。

5. 重大事故等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。併せて、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原子力災害対策手順書に整備する。

なお、審査基準 1.1～1.15 の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。審査基準 1.16～1.19 については、各々の手順で整備する。
- (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、訓練等を実施し、手順の把握、機器や系統特性の理解及び発電用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

## 炉心損傷開始の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては、注水機能喪失により原子炉水位が燃料棒有効長頂部（以下「T A F」という。）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。

E O P 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 T A F 未満となった際に、格納容器雰囲気放射線モニタを用いて、ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し、第 1 図に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合を、炉心損傷開始の判断としている。

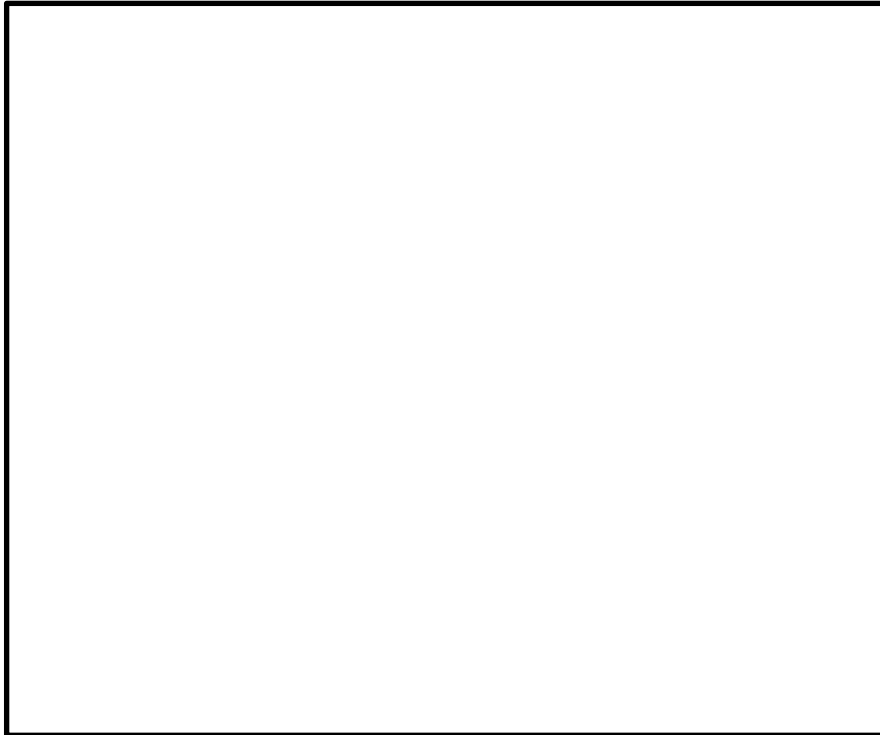
炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が、逃がし安全弁等を介して原子炉格納容器内に流入する事象進展をふまえて、原子炉格納容器内のガンマ線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断に用いているものである。

また、東京電力福島第一原子力発電所の事故時に原子炉水位計、格納容器雰囲気放射線モニタ等の計装設備が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み、格納容器雰囲気放射線モニタに頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上（1 点以上）」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する。なお、300℃以上の判断に当たっては、近接の原子炉圧力容器表面温度との比較、炉心への注水状況により、計器の単一故障による指示値の上昇でないことを確認する。

原子炉圧力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁の動作圧力（安全弁機能の最大 8.35MPa [gage]）における飽和温度約 299℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

なお、炉心損傷判断は格納容器雰囲気放射線モニタが使用可能な場合は、当該の計装設備にて判断を行う。





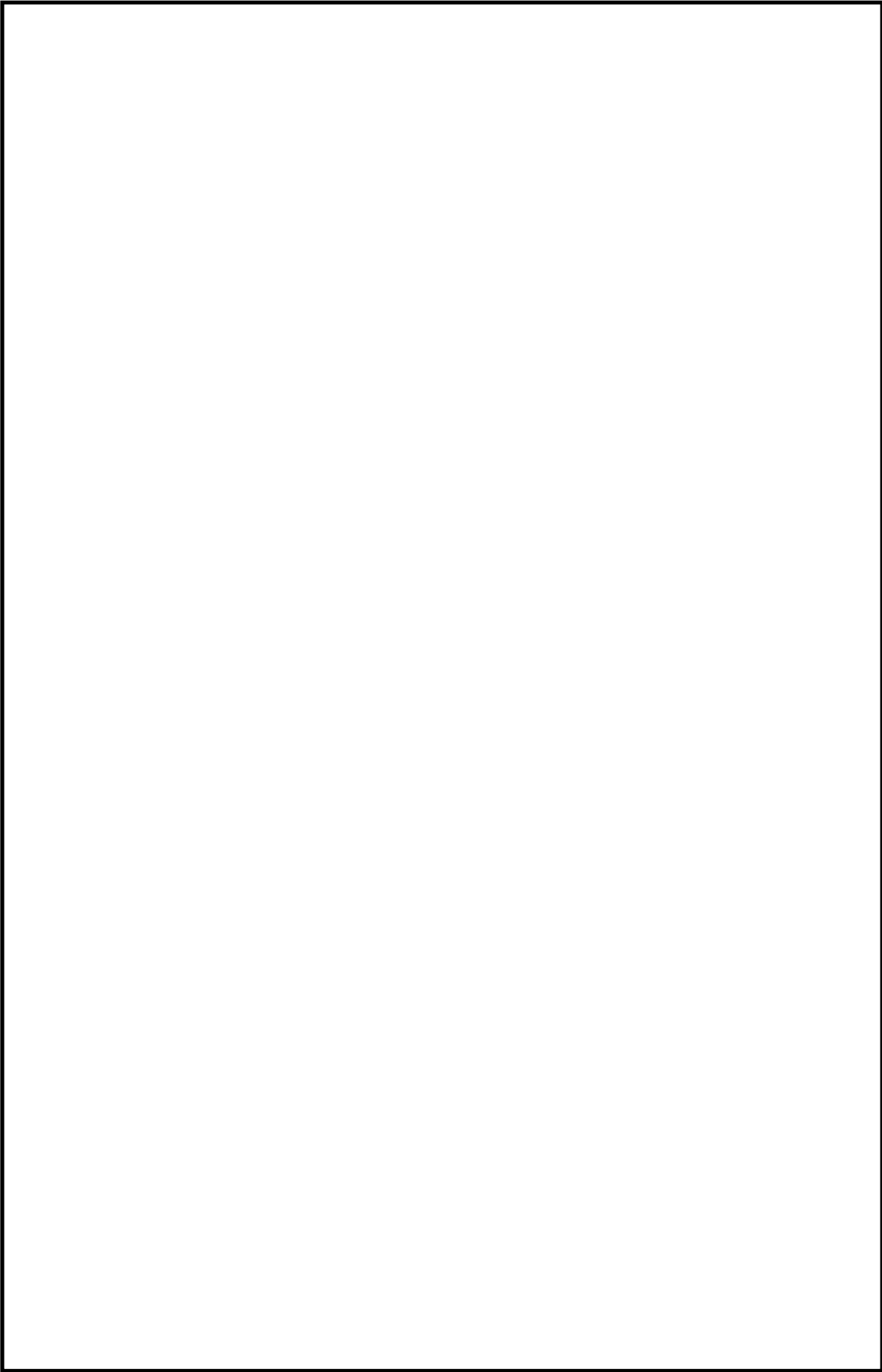
(1) ドライウェルのガンマ線線量率



(2) ウェットウェルのガンマ線線量率

第1図 SOP導入条件判断図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



AOP「全給水喪失」対応フロー図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

RC  
「スクラム」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

RC/Q  
「反応度制御」

赤字: 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

RC/L

「水位確保」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

CD

「減圧冷却」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

PC/P

「PCV圧力制御」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

DW / T

「D / W温度制御」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



S P / T

「S / C 温度制御」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SP/L

「S/C水位制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

PC/H

「PCV水素濃度制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SC/C

「二次格納施設制御」

赤字: 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

F P / C

「燃料プール制御」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

F P / C

「燃料プール制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

C 1

「水位回復」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

C 2

「急速減圧」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



C 3

「水位不明」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

C 4

「AM初期対応」

赤字: 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

PS/R

「電源復旧」

赤字: 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

R L

「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

LOCA

「冷却材喪失時対応手順」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

LOPA

「外部電源喪失時対応手順」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

R C E

「臨界事象発生時対応手順」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
<p>運転手順書名称</p>	<p>目的</p>		
<p>【スクラム】 RC</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を停止する。</li> <li>十分な炉心冷却状態を維持する。</li> <li>原子炉を冷温停止状態まで冷却する。</li> <li>格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> <li>二次格納施設制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> <li>燃料プール制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</li> </ul>		
<p>【反応度制御】 RC/Q</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>A T W S 発生時に，原子炉を安全に停止させる。</li> </ul>		
<p>【水位確保】 RC/L</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を T A F 以上に回復させ，安定に維持する。</li> </ul>		

原子炉制御

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



EOP目的及び基本的な考え方

		導入条件	脱出条件	基本的な考え方
原子炉制御	運転手順書名称	目的		
	【減圧冷却】 C/D	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位をTAF以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。</li> </ul>		
	【PCV圧力制御】 P/C/P	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力を監視し、制御する。</li> </ul>		
	【D/W温度制御】 D/W/T	<ul style="list-style-type: none"> <li>D/Wの空間温度を監視し、制御する。</li> </ul>		
	格納容器制御			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
	<p>目的</p>		
<p>運転手順書名称</p> <p>【S/C温度制御】 S P / T</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>S / Cの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</li> </ul>		
<p>格納容器制御</p> <p>【S/C水位制御】 S P / L</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>S / P水位を監視し、制御する。</li> </ul>		
<p>【PCV水素濃度制御】 P C / H</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。</li> </ul>		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
二次格納施設制御	運転手順書名称 【二次格納施設制御】 SC/C	目的 ・ 二次格納施設及び二次格納施設内の機器を保護する。 ・ 二次格納施設への放射性物質の放出抑制、及び二次格納施設の健全性を維持する。	
燃料プール制御	【燃料プール制御】 FP/C	・ 燃料プール水を冷却し、燃料プールの水位を維持する。	
不測事態	【水位回復】 C1	・ 原子炉水位を回復する。	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
不測事態	【急速減圧】 C2	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を速やかに減圧する。</li> </ul>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

E O P 目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
不測事態	<p>【水位不明】 C 3</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</li> </ul>			
	<p>【AM初期対応】 C 4</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>S O P への移行を円滑にするための初期対応を行う。</li> </ul>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
—	<p>【電源復旧】 P S / R</p>	<p>・ 交流電源及び直流電源の供給を復旧する。</p>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
目的			
<p>運転手順書名称</p> <p>【崩壊熱除去機能喪失時対応手順】 RL</p>	<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱除去機能喪失時に、崩壊熱による温度上昇、水位低下を抑制して燃料が露出しないうように対応する。</li> </ul>		
<p>【冷却材喪失時対応手順】 LOCA</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>停止時の冷却材喪失時に、原子炉水位低下を抑制する。</li> </ul>		
<p>【外部電源喪失時対応手順】 LOPA</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>停止時の外部電源喪失時に、電源喪失による影響を緩和できるようにする。</li> </ul>		
<p>【臨界事象発生時対応手順】 RCE</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>臨界事象発生時に、臨界による反応度上昇を抑制する。</li> </ul>		
<p>プラント停止時制御</p>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「スクラム(RC)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
原子炉出力	1-1	自動スクラム成功確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>警報「A, B-自動スクラム」</li> <li>全制御棒全挿入表示灯</li> <li>APRM 指示「減少」</li> </ul>	
	1-2	全制御棒全挿入	<ul style="list-style-type: none"> <li>全制御棒全挿入表示灯</li> <li>全炉心表示器</li> <li>4Rod 表示</li> <li>CRT 表示</li> </ul>	
	1-3	1本のみ制御棒が未挿入	<ul style="list-style-type: none"> <li>全制御棒全挿入表示灯</li> <li>全炉心表示器</li> <li>4Rod 表示</li> <li>CRT 表示</li> </ul>	
原子炉水位	2-1	原子炉水位確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>	
	2-2	給・復水(H/W含)正常確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>給・復水系運転状態</li> <li>H/W水位</li> <li>給水制御系制御状態</li> </ul>	
	2-3	原子炉水位連続監視調整 L-3~L-8に維持	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



EOP「スクラム (RC)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
原子炉圧力	3-1	MSIV 開確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>MSIV 開閉状態</li> </ul>	
	3-2	EHC 圧力制御正常確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>TBV 追従状態</li> </ul>	
	3-3	復水器使用可能確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水器真空</li> <li>TGS 圧力</li> <li>CSW 系運転状態</li> <li>復水系 (H/W 含む) 運転状態</li> <li>OFG 系運転状態</li> </ul>	
	3-4	SRV 開固着なし確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>SRV 開閉状態</li> </ul>	
タービン・電気	3-5	SRV による原子炉圧力調整確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>SRV 開閉状態</li> </ul>	
	4-1	所内電源有確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>常用母線電圧</li> </ul>	
	4-2	MSIV 開確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>MSIV 開閉状態</li> </ul>	
	4-3	EHC 圧力制御正常確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>TBV 追従状態</li> </ul>	
	4-4	復水器使用可能確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>復水器真空</li> <li>TGS 圧力</li> <li>CSW 系運転状態</li> <li>復水系 (H/W 含む) 運転状態</li> <li>OFG 系運転状態</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「スクラム (RC)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
格納容器制御への導入	5-1	D/W 圧力 <input type="text"/> kPa 以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>• D/W 圧力</li> </ul>	
	5-2	D/W 冷却器入口ガス温度 <input type="text"/> °C 以上 D/W 温度 (局所) <input type="text"/> °C 以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>• D/W 冷却器入口ガス温度</li> <li>• D/W 温度</li> </ul>	
	5-3	トーラス水バルク温度 <input type="text"/> °C 以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>• S/P 水温度</li> </ul>	
	5-4	トーラス空間部 (局所) 温度 <input type="text"/> °C 以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>• S/C 空間部温度</li> </ul>	
	5-5	トーラス水位 <input type="text"/> cm 以上 トーラス水位 <input type="text"/> cm 以下	<ul style="list-style-type: none"> <li>• S/P 水位</li> <li>• S/P 水位</li> </ul>	
	5-6	TAF 経験又は L-1+D/W 圧力 <input type="text"/> kPa 以上 水位不明時又は MSIV 閉にて <input type="text"/> hr 以内に冷温停止不可	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉水位</li> <li>• D/W 圧力</li> <li>• MSIV 開閉状態</li> <li>• 炉水温度</li> </ul>	
二次格納施設制御への導入	6-1	原子炉棟内の温度異常高, 放射線異常高, 床漏洩 (溢水) の警報発報	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉棟温度</li> <li>• 原子炉棟放射線</li> <li>• 原子炉棟水位</li> </ul>	
燃料プールの制御への導入	7-1	燃料プール水位 NWL <input type="text"/> mm 以下 燃料プール温度 <input type="text"/> °C 以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 燃料プール水位</li> <li>• 燃料プール温度</li> </ul>	
	8-1	MSIV 開確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• MSIV 開閉状態</li> </ul>	
復旧	8-2	MSIV 開可能確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 主蒸気隔離信号</li> <li>• 復水器使用可能</li> </ul>	
	8-3	PLR 運転中確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• PLR ポンプ運転状態</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「反応度制御 (RC/Q)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順	
反応度制御	1-1 原子炉隔離確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>MSIV 開閉状態</li> <li>MSV 及び TBV 開閉状態</li> </ul>		
	水位	2-1 原子炉隔離確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>MSIV 開閉状態</li> <li>MSV 及び TBV 開閉状態</li> </ul>
		2-2 水位 L3 から L8 に維持確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>
水位低下	2-3 水位 L1H 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>		
	3-1 給水を全閉し、炉出力 <input type="checkbox"/> %未滿を維持する (下限 L1H)	<ul style="list-style-type: none"> <li>APRM 指示</li> <li>原子炉水位</li> </ul>		
	3-2 水位 L1H 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>		
	3-3 L1 <input type="checkbox"/> cm 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>		
	4-1 SRV(ADS) 2 弁開にして減圧し、L1 <input type="checkbox"/> cm 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>		
減圧	4-2 SRV(ADS) 1 弁ずつ追加開放し、L1 <input type="checkbox"/> cm 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>		
	5-1 SRV(ADS) 1 弁を開放し炉心冠水最低圧力まで注水維持確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>給復水系, CRD 系, HPCS 系運転状態</li> </ul>		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「水位確保 (RC/L)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
	1-1	1-2		
水位	水位 L3～L8 維持確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>	
	水位判明確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> <li>原子炉圧力</li> <li>D/W 温度</li> </ul>	
	水位下降中確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>	
	ECCS 系及び給復水系作動せず確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>ECCS 及び給復水系運転状態</li> </ul>	
	代替注水系起動確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>代替注水系運転状態</li> </ul>	
	TAF 以上維持可能確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「減圧冷却 (CD)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
減圧	1-1	主復水器使用可能確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 復水器真空</li> <li>• TGS 圧力</li> <li>• CSW 系運転状態</li> <li>• 復水系 (H/W 含む。) 運転状態</li> <li>• OFG 系運転状態</li> </ul>	
	1-2	トーラス熱容量制限図確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• S/P 水温度</li> <li>• 原子炉圧力</li> </ul>	
	1-3	RHR 停止時冷却モード起動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• RHR 系運転状態</li> </ul>	
水位	2-1	水位 TAF~L8 維持確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉水位</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「PCV圧力制御（PC/P）」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
格納容器 圧力制御	1-1	N2又は空気漏洩によるか確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• D/W 酸素濃度</li> <li>• D/W 温度</li> </ul>	
	1-2	L1以下経験確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉水位</li> </ul>	
	1-3	L0以上で安定かつ当該LPCI以外のECS運転中確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉水位</li> <li>• ECCS 運転状態</li> </ul>	
	1-4	D/W スブレイ、トーラススブレイ確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• RHR 系運転状態</li> </ul>	
	1-5	トーラス圧力確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• S/C 圧力</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「PCV圧力制御（PC/P）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
格納容器 圧力制御	1-6 □hr以内に□kPa未満確認	・S/C圧力	
	1-7 D/Wスプレイ、トーラススプレイ確認	・RHR, RHAR系運転状態	
原子炉満水	2-1 原子炉水位をできるだけ高く維持確認	・原子炉水位 ・給復水系, CRD系, ECCS運転状態	
	2-2 □kPa以下維持可能確認	・S/C圧力	
格納容器 ベント	3-1 炉心損傷なし確認	・格納容器モニタ	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「D/W温度制御 (DW/T)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
ドライウエール 温度制御	1-1 D/W局所温度確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• D/W 温度</li> </ul>	
	1-2 D/W スブレイ起動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• RHR, RHAR 系運転状態</li> </ul>	
	1-3 代替スブレイ起動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• PCV 代替スブレイ系運転状態</li> </ul>	
	1-4 D/W 冷却機全台運転及び CUW 通常モード運転, CUW 再生熱交バイパス運転	<ul style="list-style-type: none"> <li>• D/W 冷却機運転状態</li> <li>• CUW 系運転状態</li> </ul>	
	1-5 D/W 空間部温度制限確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• D/W 温度</li> <li>• 原子炉圧力</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



EOP「S/C温度制御 (SP/T)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
サブレーション ンチェンバ水 温制御	1-1	トーラス水温確認		・S/P 水温度	
	1-2	<input type="checkbox"/> Hr 以内に <input type="checkbox"/> ℃未満に維持可能 確認		・S/P 水温度	
	1-3	トーラス熱容量制限確認		・S/P 水温度 ・原子炉圧力	
サブレーション ンチェンバ空 間部温度	2-1	トーラス空間部温度確認		・S/C 空間部温度	
	2-2	トーラス水温 <input type="checkbox"/> ℃以上確認		・S/P 水温度	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「S/C水位制御 (SP/L)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
サブレーション ンチエンバ水 位制御 (高水位)	1-1	トーラス水位確認		・S/P水位	
	1-2	<input type="checkbox"/> hr 以内に <input type="checkbox"/> cm 以下に復帰確認		・S/P水位	
サブレーション ンチエンバ水 位制御 (低水位)	2-1	トーラス水位確認		・S/P水位	
	2-2	<input type="checkbox"/> hr 以内に <input type="checkbox"/> cm 以上に復帰確認		・S/P水位	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「PCV水素濃度制御(PC/H)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
	1-1	水素濃度 <input type="text"/> %以上確認		
PCV 水素濃度制御			・D/W水素濃度	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「二次格納施設制御 (S/C)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
二次格納施設	1-1 一次系漏洩確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉水位</li> <li>・原子炉圧力</li> <li>・MS 流量-FW 流量 (ミスマッチ)</li> <li>・H/W 水位</li> <li>・R/B 温度</li> <li>・R/B 放射線</li> <li>・R/B 水位</li> <li>・系統圧力異常の警報発報の有無</li> <li>・R/B 差圧</li> <li>・火災報知器動作の有無</li> <li>・床ドレンサンプ運転の有無</li> </ul>	
	1-2 自動スクラム成功確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・警報「A, B-自動スクラム」</li> <li>・全制御棒全挿入表示灯</li> <li>・APRM 指示「減少」</li> </ul>	
	1-3 漏えい箇所 隔離操作成功確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>・隔離弁開閉状態</li> <li>・R/B 温度</li> <li>・R/B 放射線</li> <li>・R/B 水位</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「燃料プール制御 (FP/C)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
SFP水位	1-1	燃料プールオーバーフロー水位付近維持可能確認	・燃料プール水位		
	1-2	燃料プール水位燃料貯蔵ラック上端 <input type="checkbox"/> m 以上維持可能確認	・燃料プール水位		
	2-1	原因箇所はSFPか確認	・ドレンサンブ ・作業状況		
	2-2	原因箇所は一次系か確認	・トーラス, ドレンサンブ ・作業状況		
	2-3	スキマ堰下端以上確認	・燃料プール水位		
SFP水位	2-4	FPCポンプ運転中確認	・燃料プール冷却ポンプの状態		
	2-5	燃料プール水位燃料貯蔵ラック上端 <input type="checkbox"/> m 以上維持可能確認	・燃料プール水位		
SFP温度	3-1	原子炉による影響確認	・残留熱除去系の運転状態確認		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「水位回復 (C1)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
水位回復	1-1	低圧注入可能システム起動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• ECCS 運転状態</li> <li>• 給・復水系運転状態</li> </ul>	
	1-2	TAF 以上維持可能確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉水位</li> </ul>	
	1-3	水位 下降 or 上昇中	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉水位</li> </ul>	
水位下降中	2-1	炉圧 0.74MPa 以上確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉圧力</li> </ul>	
	2-2	水位上昇中確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉水位</li> </ul>	
	2-3	低圧注入可能システム 1 系統以上起動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• ECCS 運転状態</li> <li>• 給・復水系運転状態</li> </ul>	
	2-4	代替注水系 1 系列以上起動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 代替注水系運転状態</li> </ul>	
	水位上昇中	3-1	RCIC または HPAC 作動中確認	
3-2		TAF 継続時間の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉水位</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「急速減圧 (C2)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
急速減圧	1-1 ADS 全弁開確認	・ ADS 作動状態	
	1-2 ADS+SRV6 弁開放確認	・ ADS 系及び SRV 作動状態	
	1-3 SR 弁 1 弁以上開確認	・ SRV 作動状態	
	1-4 代替減圧手段確認	・ RCIC 系, HPAC 系運転状態	
	1-5 減圧不可確認	・ 原子炉圧力	
	1-6 水位判明確認	・ 原子炉水位	
	1-7 D/W 空間部温度制限確認	・ 原子炉圧力 ・ D/W 温度	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「水位不明(C3)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
注水確保	1-1 低圧注水可能システム1系統以上起動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• ECCS 運転状態</li> <li>• 給・復水系運転状態</li> </ul>	
	1-2 RCIC または HPAC 起動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• RCIC 系, HPAC 系運転状態</li> </ul>	
	1-3 代替注水系起動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 代替注水系運転状態</li> </ul>	
	1-4 低圧注水系, 代替注水系復旧確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 低圧注水系, 代替注水系復旧状態</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



EOP「水位不明(C3)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
満水注入	2-1	SR弁1弁以上開確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>SRV 開閉状態</li> </ul>	
	2-2	HPCS 又は M-RFP 起動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>HPCS 系又は M-RFP 運転状態</li> </ul>	
	2-3	原子炉への注水を増加し, 差圧 <input type="checkbox"/> MPa 以上確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>S/C 圧力</li> </ul>	
	2-4	1 系統ずつ順次起動し, 差圧を <input type="checkbox"/> MPa 以上確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>S/C 圧力</li> </ul>	
	2-5	開する SR 弁の数を減らし(最少 1 弁), 差圧を <input type="checkbox"/> MPa 以上確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>S/C 圧力</li> </ul>	
	2-6	代替注水系で満水確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>S/C 圧力</li> <li>代替注水系運転状態</li> </ul>	
水位計復旧	3-1	最長許容炉心露出時間内に水位判明確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP 「AM 初期対応 (C4)」 操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
AM 初期対応	1-1 格納容器モニタ確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器モニタ</li> </ul>	
	1-2 注水系統起動確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>ECCS 運転状態</li> <li>代替注水系運転状態</li> </ul>	
	1-3 原子炉水位 L1 以下確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>	
	1-4 原子炉水位 TAF 未滿確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>	
	1-5 炉心損傷開始確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器モニタ</li> </ul>	
	1-6 原子炉水位 BAF+20%以下確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>	
	1-7 RPV 表面温度 300℃以上確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>RPV 表面温度</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「電源復旧 ( P S / R )」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作項目
電源復旧	1-1 C-M/CおよびD-M/C正常確認	・ C、D-M/C 電圧の有無	
	2-1 A-115V 直流電源正常確認	・ A-115V 直流電源の有無	
	2-2 C-M/C 受電確認	・ C-M/C の受電可否	
C-M/C 停電対応	2-3 緊急用 M/C 受電確認	・ 緊急用 M/C の受電可否	
	3-1 交流電源受電可能確認	・ 交流母線の受電可否 ・ 交流母線への給電可否	
A-115V 直流電源確保			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「電源復旧 (PS/R)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目		操作項目
D-M/C停電対応	4-1	B-115V 直流電源正常確認	B-115V 直流電源の有無			
	4-2	D-M/C受電確認	D-M/Cの受電可否			
	4-3	緊急用 M/C 受電確認	緊急用 M/C の受電可否			
	4-4	8 時間以内に交流電源受電可能確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>交流母線の受電可否</li> <li>交流母線への給電可否</li> </ul>			
	5-1	24 時間以内に交流電源受電可能確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>交流母線の受電可否</li> <li>交流母線への給電可否</li> </ul>			
	5-2	遮断器電源維持可能確認	B-115V 直流電源の有無			
	5-3	低圧電源融通による直流電源確保確認	低圧電源融通の実施可否			
B-115V 直流電源確保						

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「崩壊熱除去機能喪失時対応手順 (RL)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
水温上昇時の 対応	1-1	炉水温度上昇原因を特定	・燃料プール冷却系又は残留熱除去系の運転状況	
	1-2	燃料プールの影響が確認	・燃料プール冷却系の運転状態	
	1-3	温度上昇の原因箇所の早期復旧不可確認	・温度上昇の原因	
	1-4	炉水温度が <input type="checkbox"/> °C以上 に到達する可能性の確認	・冷却材温度	
RHR (SDC モード) による 除熱	2-1	待機RHRポンプ起動確認	・残留熱除去系の状態	
代替除熱系統 による除熱	3-1	代替除熱系を起動確認	・原子炉浄化系、燃料プール冷却系の状態	
	3-2	炉水温度下降傾向確認	・冷却材温度	
注水による事 象緩和	4-1	注水量を調整確認	・冷却材温度	
	5-1	原子炉への注水が停止確認	・原子炉への注水状態	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ＥＯＰ「冷却材喪失時対応手順（ＬＯＣＡ）」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目		操作項目	
注水操作	1-1	水位低下が遅いか確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> <li>燃料プール水位</li> </ul>			
	1-2	水位維持確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> <li>燃料プール水位</li> </ul>			
	1-3	ECCSにより注水確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用炉心冷却系の状態</li> </ul>			
	1-4	水位確保確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> <li>燃料プール水位</li> </ul>			
事象発生原因の特定	2-1	水位低下原因が特定		<ul style="list-style-type: none"> <li>水位低下原因</li> <li>作業内容</li> </ul>			
	2-2	水位低下原因は一次系か確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>水位低下原因</li> <li>作業内容</li> </ul>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「外部電源喪失対応手順（LOPA）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作項目
	1-1	1-2		
電源復旧操作	非常用D/G起動確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機電圧</li> <li>非常用高圧母線電圧</li> </ul>	
	電源の復旧確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用高圧母線電圧</li> </ul>	
電源復旧後操作	RHRポンプ再起動確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去ポンプ出口流量</li> </ul>	
	FPCポンプ再起動確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プール冷却ポンプ出口流量</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「臨界事象発生時対応手順(RCE)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目		操作項目
未臨界操作(指 示上昇大)	1-1	原子炉が未臨界へ移行		・中性子源領域計装指示		
	1-2	原子炉スクラムで未臨界へ移行		・警報「A, B-自動スクラム」 ・全制御棒全挿入表示灯 ・中性子源領域計装指示		
未臨界操作(指 示上昇過大)	2-1	原子炉が未臨界へ移行		・中性子源領域計装指示		
	2-2	原子炉スクラムで未臨界へ移行		・警報「A, B-自動スクラム」 ・全制御棒全挿入表示灯 ・中性子源領域計装指示		
未臨界操作(異 常対応)	3-1	原子炉が未臨界へ移行		・中性子源領域計装指示		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



注水—1

「損傷炉心への注水」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

注水一2

「長期の原子炉水位の確保」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

注水—3

「R P V破損前のペデスタル初期注水／

R P V破損後のペデスタル注水」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

注水—4

「長期のR P V破損後の注水」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

除熱— 1

「損傷炉心冷却後の除熱」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

除熱—2

「R P V破損後の除熱」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

放出

「PCV破損防止」

**赤字**：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

水素

「R / B 水素爆発防止」

赤字 : 操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



SOP 目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	移行条件	基本的な考え方
注水操作方針	注水-1 「損傷炉心への注水」	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 損傷している恐れのある炉心に対して早急に注水を開始し、注水の実施により原子炉炉水位を T A F 以上に確保する。</li> <li>・ ドライウエルヘッドフラジジ部の過温破損を防止するために、原子炉ウエルへの注水を実施する。</li> </ul>		
	注水-2 「長期の原子炉水位の確保」	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉水位を T A F 以上に維持しつつ、低圧 E C C S が復旧又は R H A R が起動した場合は適切に注水系統を切替え、長期の炉心の冷却を維持する。</li> </ul>		
	注水-3 「R P V 破損前のベデスタル初期注水 / R P V 破損後のベデスタル注水」	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 方が一原子炉圧力容器が破損しても、事前に原子炉格納容器下部へ水張りをすることにより、溶融物が格納容器に接触し格納容器が破損することを防止する。</li> <li>・ 原子炉圧力容器が破損した場合に格納容器に放出された溶融物を冷却し、溶融物・コンクリートの相互作用を停止させる。</li> </ul>		
	注水-4 「長期の R P V 破損後の注水」	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器に放出した溶融物を冷却しつつ、低圧 E C C S が復旧又は R H A R が起動した場合は適切に注水系統を切替え、長期の溶融物の冷却を維持する。</li> <li>・ ドライウエルヘッドフラジジ部の過温破損を防止するために、原子炉ウエルへの注水を実施する。</li> </ul>		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP 目的及び基本的な考え方

		移行条件	基本的な考え方
運転手順書名称	目的		
除熱-1 「損傷炉心冷却後 の除熱」	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器破損を防止しつつ、RHR系又はRHR系により発生する崩壊熱を除去する。</li> </ul>		
除熱-2 「RPV破損後の 除熱」	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器破損を防止しつつ、RHR系又はRHR系により発生する崩壊熱を除去する。</li> </ul>		
放出 「PCV破損 防止」	<ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器ベント操作により、PCVの破損を防止する。</li> </ul>		
水素 「R/B水素 爆発防止」	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建物からの排気操作により可燃性ガスを大気へ放出することにより、可燃性ガスの燃焼によるプラント設備の破損を防止する。</li> </ul>		
除熱操作方針			
放出操作方針			
水素操作方針			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水－1（損傷炉心への注水）」操作等判断基準一覧

制御項目		判断のための確認項目		操作手順
初期注水	1-1	原子炉圧力 <input type="checkbox"/> MPa 未満 の確認	・ 原子炉圧力	
	1-2	高圧注水系統使用可能の 確認	・ 高圧注水系の作動状況	
	1-3	低圧注水系統注水可能の 確認	・ 低圧注水系の作動状況	
	1-4	原子炉水位減圧基準水位 到達の確認	・ 原子炉水位	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水－1（損傷炉心への注水）」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
原子炉ウエル注水	2-1	D/W ヘッド 雰囲気温度 □C以上の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>D/W ヘッド 雰囲気温度</li> </ul>	
	2-2	原子炉ウエル注水の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>ARWF の作動状況</li> <li>D/W ヘッド 雰囲気温度</li> </ul>	
炉心確認	3-1	損傷炉心冷却成功の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> <li>原子炉下鏡部表面温度</li> <li>原子炉への注水量</li> <li>原子炉スクラム後の経過時間</li> </ul>	
	3-2	RPV 健全の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力</li> <li>D/W 圧力</li> <li>ベデスタル雰囲気温度</li> <li>ベデスタル水位</li> <li>原子炉水位</li> <li>制御棒位置の指示値</li> <li>制御棒駆動機構温度指示値</li> <li>RPV 下鏡部表面温度指示値</li> <li>D/W 温度</li> <li>S/P 水温</li> <li>D/W 水素濃度</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水-2 (長期の原子炉水位の確保)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
長期の原子炉水位の確保	1-1	原子炉水位確認可能	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位</li> </ul>	
	1-2	低圧 ECCS, RHAR 使用不可の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧 ECCS, RHAR の作動状況</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水-2（長期の原子炉水位の確保）」操作等判断基準一覧

制御項目		判断のための確認項目	操作手順
炉心確認	2-1	損傷炉心冷却成功の確認 ・原子炉水位 ・原子炉下鏡部表面温度 ・原子炉への注水量 ・原子炉スクラム後の経過時間	
	2-2	RPV健全の確認 ・原子炉圧力 ・D/W 圧力 ・ベデスタル雰囲気温度 ・ベデスタル水温度 ・原子炉水位 ・制御棒位置の指示値 ・制御棒駆動機構温度指示値 ・RPV 下鏡部表面温度指示値 ・D/W 温度 ・S/P 水温 ・D/W 水素濃度	
	2-3	S/P 水位+1.29m到達の確認 ・S/P 水位	
低圧 ECCS 復旧	3-1	低圧 ECCS, RHAR による注水の確認 ・低圧 ECCS, RHAR の作動状況 ・注水量 ・原子炉水位	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水-4 (長期のRPV破損後の注水)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉ウエル注水	1-1	D/W ヘッド 雰囲気温度 <input type="checkbox"/> °C以上の確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>D/W ヘッド 雰囲気温度</li> </ul>	
	1-2	原子炉ウエル注水の確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>ARWF の作動状況</li> <li>D/W ヘッド 雰囲気温度</li> </ul>	
	2-1	低圧 ECCS, RHAR 使用不可の確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧 ECCS, RHAR 作動状況</li> </ul>	
低圧 ECCS 使用不可	2-2	S/P 水位 + 1.29m 到達の確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>S/P 水位</li> </ul>	
	3-1	低圧 ECCS, RHAR による注水の確認		<ul style="list-style-type: none"> <li>低圧 ECCS, RHAR の作動状況</li> <li>注水流量</li> <li>原子炉水位</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「除熱－1（損傷炉心冷却後の除熱）」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
損傷炉心 冷却後の 除熱	1-1	RHR, RHAR 除熱機能確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>• RHR の作動状況</li> <li>• RHAR の起動状況</li> </ul>	
	1-2	原子炉水位 L3～L8 安定の 確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉水位</li> </ul>	
	1-3	格納容器圧力 <input type="text" value="□"/> kPa 以上 又は格納容器温度 <input type="text" value="□"/> °C 以上の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 格納容器圧力</li> <li>• 格納容器温度</li> </ul>	
	1-4	RHR または RHAR による除熱 達成の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• RHR ポンプ出口流量</li> <li>• RHR 熱交入口温度</li> <li>• 格納容器圧力/温度</li> </ul>	
	1-5	S/P 水位 +1.29m 到達及び 格納容器代替スワッチ起動不 可の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• S/P 水位</li> <li>• 格納容器圧力</li> <li>• 格納容器温度</li> <li>• 格納容器代替スワッチ流量</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



SOP 「除熱－2 (RPV 破損後の除熱)」 操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
RPV 破損後の除熱	1-1	RHR, RHAR 除熱機能確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>• RHR の作動状況</li> <li>• RHAR の起動状況</li> </ul>	
	1-2	格納容器圧力 <input type="text"/> kPa 以上 又は格納容器温度 <input type="text"/> °C 以上の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 格納容器圧力</li> <li>• 格納容器温度</li> </ul>	
	1-3	RHR または RHAR による除熱達成の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• RHR ポンプ出口流量</li> <li>• RHR 熱交出入口温度</li> <li>• 格納容器圧力 / 温度</li> </ul>	
	1-4	S/P 水位 +1.29m 到達及び格納容器代替スプレイ起動不可の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• S/P 水位</li> <li>• 格納容器圧力</li> <li>• 格納容器温度</li> <li>• 格納容器代替スプレイ流量</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「放出(PCV破損防止)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
PCV破損防止	1-1	格納容器ベント条件の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• S/P 水位</li> <li>• 格納容器圧力</li> <li>• R/B 水素濃度</li> <li>• PCV 酸素濃度</li> </ul>	
	1-2	RHR または RHAR による除熱の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• RHR ポンプ出口流量</li> <li>• RHR 熱交出入口温度</li> <li>• 格納容器圧力/温度</li> </ul>	
	1-3	PCV スブレイ可能領域の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 格納容器圧力</li> <li>• PCV 水素濃度</li> </ul>	
	1-4	PCV スブレイ停止条件到達の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 格納容器圧力</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「水素 (R/B 水素爆発防止)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
R/B 水素爆発防止	I-1	ブローアウトパネル開放 条件確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>R/B 水素濃度</li> </ul>	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## AM設備別操作要領書一覧

手順項目	項目概要
HPACによる原子炉注水	HPACポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
RCICによる原子炉注水	RCICポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
CRDによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、CRDポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
SLCによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し、SLCポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
RHRによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、RHRポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
LPCSによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、LPCSポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
FLSRポンプによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し、FLSRポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
CWTによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG)、高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し、CWTポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG)、高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し、消火ポンプ、補助消火ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
大量送水車による原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG)、高圧発電機車により弁の駆動電源を確保し、大量送水車により原子炉圧力容器へ注水する。

原子炉注水

手順項目		項目概要
原子炉減圧	S R V 駆動源確保 (窒素ガスポンプ)	S R V 駆動用の窒素ガスポンプが交換圧力まで下降した場合に常用側ポンプから予備側ポンプへ切替を行う。
	S R V 駆動源確保 (S R V 電源切替)	S R V 駆動用の電源が喪失した場合に、B-115V電源からS A用115V電源へ切替を行う。
	S R V 駆動源確保 (S R V 用蓄電池)	S R V 駆動用の電源が喪失した場合に、蓄電池により電源供給する。
原子炉除熱	R H R による原子炉除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、R H R ポンプにより停止時冷却モードによる発電用原子炉からの除熱を行う。
	C U W による原子炉除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、C U W 非再生熱交換器を用いて発電用原子炉からの除熱を行う。
	R H R による格納容器除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、R H R ポンプにより格納容器の除熱を行う。
格納容器除熱	R H A R による格納容器除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、R H A R ポンプにより B-R H R 熱交換器を用いて格納容器の除熱を行う。
	H V D による格納容器除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、H V D により格納容器の除熱を行う。
	F C V S による格納容器ベント	F C V S により、格納容器を減圧する。
	耐圧強化ベントによる格納容器ベント	耐圧強化ベントラインにより、格納容器を減圧する。

手順項目	項目概要
F L S R ポンプによる格納容器スプレイ	ガスタービン発電機 ( G T G ) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し， F L S R ポンプにより格納容器スプレイを行う。
C W T による格納容器スプレイ	ガスタービン発電機 ( G T G ) ， 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し， C W T ポンプにより格納容器スプレイを行う。
消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ	ガスタービン発電機 ( G T G ) ， 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し， 消火ポンプ， 補助消火ポンプにより格納容器スプレイを行う。
大量送水車による格納容器スプレイ	ガスタービン発電機 ( G T G ) ， 高圧発電機車により弁の駆動電源を確保し， 大量送水車により格納容器スプレイを行う。
大量送水車による原子炉ウエル注水	大量送水車による原子炉ウエル注水時に水位警報回路を有効にする。
F C V S スクラバ容器水位調整	電動弁により， フィルタスクラバ容器の水抜きを行う。
F C V S 停止後の N 2 パージ	可搬式窒素供給装置により， 格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを行う。
耐圧強化ベント停止後の N 2 パージ	可搬式窒素供給装置により， 耐圧強化ベントラインの窒素ガスによるパージを行う。
S / P 水 p H 制御	格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために， サプレッション・プールに薬品を注入する。
C A M S による格納容器水素・酸素濃度測定	C A M S により格納容器内の水素・酸素濃度を測定する。
M C A M S による格納容器水素・酸素濃度測定	M C A M S により格納容器内の水素・酸素濃度を測定する。
F C S による格納容器水素・酸素濃度制御	ガスタービン発電機 ( G T G ) によりブロウ・弁等の駆動電源を確保し， R H R 系及び R H A R 系にて F C S 冷却器への冷却が可能な時 F C S を起動する。

格納容器機能維持

手順項目		項目概要
ペデスタル注水	F L S R ポンプによるペデスタル注水	ガスタービン発電機 ( G T G ) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, F L S R ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水する。
	C W T によるペデスタル注水	ガスタービン発電機 ( G T G ), 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, C W T ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水する。
	消火ポンプまたは補助消火ポンプによるペデスタル注水	ガスタービン発電機 ( G T G ), 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, 消火ポンプ, 補助消火ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水する。
	大量送水車によるペデスタル注水	ガスタービン発電機 ( G T G ), 高圧発電機車により弁の駆動電源を確保し, 大量送水車により原子炉格納容器下部へ注水する。
	F P C による燃料プール除熱	ガスタービン発電機 ( G T G ) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに, 原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し, F P C ポンプにより燃料プールの除熱を行う。
燃料プール除熱	消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水	ガスタービン発電機 ( G T G ), 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, 消火ポンプ, 補助消火ポンプにより燃料プールへ注水する。
	S F P 監視カメラ用冷却設備起動	燃料プール監視カメラ用冷却設備により燃料プール監視カメラを冷却する。
代替除熱	移動式代替熱交換設備による冷却水確保	ガスタービン発電機 ( G T G ) により移動式代替熱交換設備, 弁の駆動電源を確保し, 原子炉補機代替冷却系による冷却水確保のための系統構成を行う。
	大型送水ポンプ車による冷却水確保	ガスタービン発電機 ( G T G ) により弁の駆動電源を確保し, 大型送水ポンプ車による冷却水確保のための系統構成を行う。
	R C W / R S W による冷却水確保	ガスタービン発電機 ( G T G ) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, R C W ポンプ, R S W ポンプを起動する。

手順項目		項目概要
代 禁 監 視	重要計器の電源切替	重要計器の電源が喪失した場合に、B-115V電源からB1-115V(SA)へ切替を行う。
	可搬型計測器による計測	可搬型計測器を使用し、各種パラメータを計測する。
居 住 性 確 保	MCRによる居住性確保	ガスタービン発電機(GTG)により空調機・ダンパの駆動電源を確保し、中央制御室の陽圧化を行う。
	SGTによる放射性物質除去	ガスタービン発電機(GTG)によりファン・弁の駆動電源を確保し、SGTにより、原子炉棟の負圧維持及び放射性物質の除去を行う。
	中央制御室の居住性確保	中央制御室に可搬型照明を設置し、酸素及び二酸化炭素の濃度測定及び管理を行う。
	待避室の居住性確保	空気ボンベによる中央制御室待避室の陽圧化及び準備を行う。
電 源 確 保	GTGによるC, D-M/C受電	ガスタービン発電機(GTG)からC, D-M/Cを受電する。
	高圧発電機車によるC, D-M/C受電	高圧発電機車からC, D-M/Cを受電する。
	GTGによるSA-L/C, C/C受電	ガスタービン発電機(GTG)を起動し、SA-L/C, C/Cを受電する。
	高圧発電機車によるSA-L/C, C/C受電	高圧発電機車からSA-L/C, C/Cを受電する。
	主要弁の電源切替	主要弁の電源を緊急用電源に切替を行う。



手順項目	項目概要
号炉間融通によるC, D-M/C受電	他号炉DEGからC, D-M/Cを受電する。
低圧電源融通	他号炉DEGからC, D-M/Cを受電する。
HPCS-DEGによるC, D-M/C受電	HPCS-DEGからM/C C系及びM/C D系を受電する。
B1-115V系蓄電池(SA)による 直流B-115V系直流盤受電	B-115V蓄電池からB1-115V蓄電池(SA)に切替え, 直流B-115V系直流盤を24時間以上給電する。
SA用115V系蓄電池(SA)による 直流B-115V系直流盤受電	SA用115V蓄電池(SA)により直流B-115V系直流盤に給電する
115V系蓄電池(3系統目)による115V 直流電源確保	115V系蓄電池(3系統目)によりSA対策設備用分電盤(2)に給電する。
直流給電車による直流盤受電	直流給電車から直流母線を受電する。
充電器復旧, 中央監視計器復旧	ガスタービン発電機(GTG), 高圧発電機車等により, 非常用母線受電し直流電源の機能を回復後, 蓄電池室の換気を確保したうえで蓄電池の充電及び中央制御室の計器普及を図る。

電源確保

## 緊急時対策本部対応手順書と各班の役割

## 【緊急時対策本部対応手順書】

発電所において重大事故等又は大規模損壊が発生した場合、緊急時体制の発令を行う事象の対応を行う。本手順書は、緊急時体制の発令から解除までの緊急時対策本部内組織が実施する基本的な事項について定めたものであり、具体的な実施事項は事象の内容により緊急時対策本部内の各班が定める手順書を用いて事態の対応並びに進展防止・収束を行う。

班名	手順書の概要
プラント監視班	運転員の任務、事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作、プラントデータ採取・状況まとめ等、プラント監視班の活動内容を定めた手順書 (例) 設備の系統構成、異常状況の把握、プラントデータ採取・状況のまとめ、発電所施設の保安維持
復旧班	復旧作業の実施、消火活動等、復旧班の活動内容を定めた手順書 (例) 可搬型設備の準備、発電所施設の被災状況把握、応急措置のための復旧作業方法の作成、復旧作業の実施、消火活動
技術班	原子炉の事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転に関する技術的措置等、技術班の活動内容を定めた手順書 (例) 原子炉及び燃料プール等の運転に関するデータの収集、分析及び評価、事故の影響緩和及び異常拡大防止に必要な運転に関する技術的措置
放射線管理班	周辺環境の放射能監視及び放出評価、作業に伴う線量管理、放射性物質による汚染の除去等、放射線管理班の活動内容を定めた手順書 (例) 放射性物質の影響範囲の推定、緊急時対策活動に係る立ち入り禁止措置、除去措置及び除染等の放射線管理
支援班	緊急時対策本部の設置、活動資機材調達、避難誘導等、支援班の活動内容を定めた手順書 (例) 緊急時対策本部の設置及び運営の支援、避難誘導、資機材及び輸送手段の確保、救出・医療活動

## 原子力災害対策手順書一覧

手順項目		項目概要
ルート確保	アクセスルート確保	ホイローダを使用しアクセスルートを確認する。
	消火戦略	航空機燃料火災時等における初動対応
放水砲による消火活動		海を水源として大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火を行う。
原子炉隔離時冷却系排水処理		「R C I C 現場起動による原子炉注水」に伴い発生する排水を移送する。
原子炉压力容器への注水戦略	蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (補助盤室)	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) により逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。
	蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (原子炉建物)	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) により逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。
	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による主蒸気逃がし安全弁開放	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) を駆動させ発電用原子炉を減圧する。
	窒素ガスボンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策	格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態 (2 P d) において確実に逃がし安全弁を作動させることができないように、窒素ガス供給設備の供給圧力を調整する。

手順項目		項目概要
水素爆発防止戦略	水素爆発防止のための原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順	原子炉建物内に水素ガスが漏えいし、原子炉建物内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放し、原子炉建物オペレーティングフロア天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建物内における水素ガスの滞留を防止する。
原子炉格納容器除熱戦略	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換	格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。
	第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給	スクラバ容器水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、第1ベントフィルタスクラバ容器補給水ラインから第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。
	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換	原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式格納容器窒素供給装置設備により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。
	格納容器フィルタベント系系統構成	格納容器フィルタベント前にFCVS排気ラインドレンドレン排出弁の閉操作を実施する。
燃料プール注水戦略	原子炉建物内ホース伸展による燃料プールへの注水及びスプレイ	燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水により燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。また、燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する。
	燃料プールの漏えい緩和	燃料プール内側から漏えいしている場合に、シール材を張り付けたステンレス鋼板を燃料プール開口部付近までロープで吊り下ろし、漏えいするプールの流れやプールの水による水圧を利用して開口部を塞ぐことで漏えいを緩和する。
放射性物質拡散抑制	放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	発電所外へ放射性物質の拡散を抑制するため大型送水ポンプ車、放水砲により原子炉建物に放水する。
	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	原子炉建物放水設備の影響により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質吸着材により汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
	シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	原子炉建物放水設備の影響により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、シルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

手順項目	項目概要
ガスタービン発電機の現場起動による電源確保	ガスタービン発電機を現場で起動して緊急用M/Cを受電する。
高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保	高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続してM/C C系又はM/C D系を受電する。
高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保	高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続してM/C C系又はM/C D系を受電する。
高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M/C電源確保	高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続して緊急用M/Cを受電する。
高圧発電機車による直流電源確保時の可搬ケーブルを使用した中央制御室排風機電源確保	中央制御室排風機の電源を可搬ケーブルを使用して、SAコントロールセンタから給電する。
直流給電車を使用した直流盤電源確保	直流給電車をB-115V系直流盤, 230V系直流盤(RCIC), B-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)に接続し, 直流電源を給電する。
大量送水車を使用した送水	大量送水車を使用して, 各水源から接続口までの送水を実施する。
海水を使用した水源の補給	大型送水ポンプ車及び大量送水車を使用して, 海を水源とした各水源への補給を実施する。
大量送水車を使用した送水/補給	大量送水車を使用して, 各水源への補給を実施する。

手順項目	項目概要
軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載	ガスタービン発電機用軽油タンク, 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等を使用してタンクローリへ軽油の補給を行う。
タンクローリから各機器等への給油	可搬型重大事故等対処設備等への給油が必要な場合, タンクローリを用いて, 可搬型重大事故等対処設備等へ給油する。
移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保	原子炉補機代替冷却系により最終ヒートシンク (海) へ熱を輸送する。
大型送水ポンプ車を使用した海水供給	大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却系へ直接海水を送水することにより最終ヒートシンク (海) へ熱を輸送する。
データ伝送設備 (発電所内) によるプラントパラメータ等の監視手順	安全パラメータ表示システム (SPDS) のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置によるプラントパラメータ等の伝送状態を確認する。
SPDSによるパラメータ記録結果の保存	SPDS伝送サーバ (1, 2系) に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。
中央制御室チェンジングエリアの設営及び運用手順	モニタリング及び作業服の着替え等を行うためにチェンジングエリアの設営及び運用を行う。
可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定	可搬式モニタリング・ポストにより放射線量を監視し, 及び測定し, 並びにその結果を記録する。
可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定	モニタリング・ポストが機能喪失した場合, 可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定を行う。
放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し, 及び測定し, 並びにその結果を記録する。

その他

手順項目	項目概要
放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイ・メータ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ）により空気中の放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。
放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、放射能測定装置により、放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量の測定を行う。放射能測定装置により、監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。
モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	放射性物質の放出によりモニタリング・ポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌除去等により、バックグラウンドを低減する。
可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	放射性物質の放出により可搬式モニタリング・ポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、除草、周辺の土壌除去等により、バックグラウンドを低減する。
可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	可搬式気象観測装置により発電所における風向、風速及びその他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。
海上モニタリング測定	小型船舶を使用し、放射能測定装置により空気中及び水中の放射性物質の濃度や放射線量の測定を行う。
放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策	放射能測定装置の検出器を遮へい材で囲むこと等によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。
緊急時対策本部内可搬式エリア放射線モニタ設置	緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため、緊急時対策所内に可搬式エリア放射線モニタを設置する。
緊急時対策所空気浄化装置運転	緊急時対策所で活動する緊急時対策要員の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため、緊急時対策所空気浄化装置を起動する。

その他

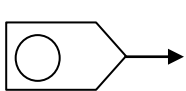
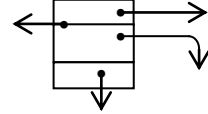


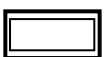
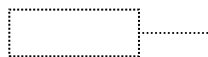

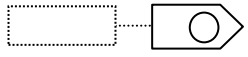
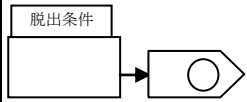
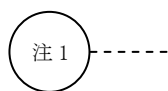
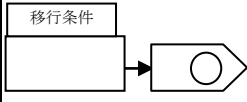
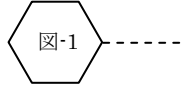

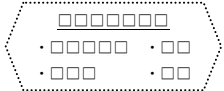

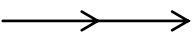
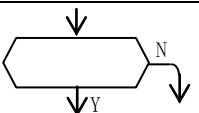
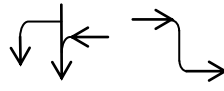
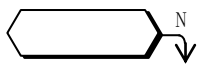
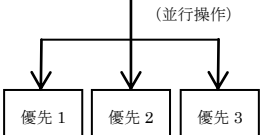
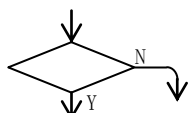
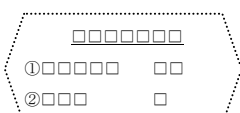
手順項目	項目概要
緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	緊急時対策所空気浄化装置運転，酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。
緊急時対策所空気ボンベ加圧装置設備による空気供給準備	緊急時対策所空気ボンベによる緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成を行い，漏えい等がないことを確認し，切り替えの準備を行う。
緊急時対策所空気浄化装置から緊急時対策所空気ボンベへの加圧設備への切替	格納容器ベントを実施する場合に備え，緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所空気ボンベに切り替えることにより，緊急時対策所への外気の流入を遮断する。
緊急時対策所空気ボンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置への切替	周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合にブルーム通過後の緊急時対策所空気ボンベから緊急時対策所空気浄化送風機への切り替えを行う。
緊急時対策所空気浄化装置の待機側への切替	緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切り替えが必要となった場合に，待機側を起動し，切り替えを実施する。
緊急時対策所用発電機準備	緊急時対策所用発電機の可搬ケーブル接続を行う手順を整備する。
緊急時対策所用発電機起動	緊急時対策所の必要な負荷は，2号炉の非常用低圧母線より受電されるが，同母線より受電できない場合は，可搬型代替交流電源設備である緊急時対策所用発電機から給電する。
緊急時対策所用発電機の切替	2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合において，早期の電源回復が不能の場合で，緊急時対策所用発電機を運転した際は，燃料補給のため緊急時対策所用発電機を切り替える。
緊急時対策所用発電機の並列運転	格納容器ベントに備える必要がある場合に備え，緊急時対策所用発電機の待機側発電機の並列運転を行う。
緊急時対策所用発電機（予備）の切替手順	緊急時対策所用発電機が2台損傷した場合に，緊急時対策所用発電機（予備）へ切り替える。

その他



手順項目	項目概要
緊急時対策所チェンレンジングエアの設営及び運用手順	緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためにチェンレンジングエアの設営及び運用を行う。
放射線管理用資機材の維持管理等	緊急時対策所には、7日間外部からの支援がなくとも緊急時対策要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンレンジングエア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。
飲料水、食料等の維持管理	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後、少なくとも外部からの支援なしに7日間、活動するために必要な飲料水、食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理する。
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作手順	原子炉棟内部の負圧を確保するために必要な場合は原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを閉止する。
その他	

EOP/SOPフローチャート凡例

記号	記号の意味	記号	記号の意味
1	 <ul style="list-style-type: none"> <li>他の制御からの導入 (常に左から入る)</li> <li>○内は矢羽根連携ナンバーを記載</li> </ul>	12	 <ul style="list-style-type: none"> <li>パラメータ別の移行先</li> </ul>
2	 <ul style="list-style-type: none"> <li>他の制御への導入 (常に右へ出る)</li> <li>○内は矢羽根連携ナンバーを記載</li> </ul>	13	 <ul style="list-style-type: none"> <li>Yになる前に事前操作, 判断</li> <li>Xになる前に事前操作, 判断</li> </ul>
3	 <ul style="list-style-type: none"> <li>主制御名称</li> </ul>	14	 <ul style="list-style-type: none"> <li>操作毎に特記すべき注意書</li> </ul>
4	 <ul style="list-style-type: none"> <li>各制御名称</li> </ul>	15	 <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器制御導入条件補足</li> </ul>
5	 <ul style="list-style-type: none"> <li>各 EOP 制御から「スクラム」(RC)へ脱出するための条件。</li> <li>条件の内、一つでも満足された場合は「スクラム」(RC)へ脱出する。</li> <li>フローシートの上部に置き、指揮者の常時監視項目である。</li> </ul>	16	 <ul style="list-style-type: none"> <li>フローチャート別, 注意-1</li> <li>注意事項の解説がある項目については注意事項の枠内で # 4 と二重の記載がある。</li> </ul>
6	 <ul style="list-style-type: none"> <li>「スクラム」(RC)以外の制御へ移行するための条件。</li> <li>この条件が成立した場合、他の制御へ移行する。</li> <li>フローシートの関係箇所につき、指揮者の常時監視項目である。</li> </ul>	17	 <ul style="list-style-type: none"> <li>フローチャート別, 図-1</li> </ul>
7	 <ul style="list-style-type: none"> <li>確認</li> </ul>	18	 <ul style="list-style-type: none"> <li>操作および確認目的の視認向上を目的に下線を使用する。</li> </ul>
8	 <ul style="list-style-type: none"> <li>操作</li> </ul>	19	 <ul style="list-style-type: none"> <li>各操作ステップ間の連絡線には移行方向を明確にするため三角矢印を適所に用いる</li> </ul>
9	 <ul style="list-style-type: none"> <li>操作判断</li> </ul>	20	 <ul style="list-style-type: none"> <li>各操作ステップ間の連絡線の曲り箇所は、ステップ記号の視認性向上を目的に曲線とする。</li> </ul>
10	 <ul style="list-style-type: none"> <li>待ち (監視操作継続)</li> <li>脱出条件または移行条件が満足されるまで監視操作継続。</li> <li>操作が遂行できなければ (No) 次の操作へ移行する。</li> </ul>	21	 <ul style="list-style-type: none"> <li>各制御または各ステップ操作, 確認等が並行操作であり、かつ優先順位がある場合には、左から優先順位順に記載する。</li> </ul>
11	 <ul style="list-style-type: none"> <li>判断</li> </ul>	22	 <ul style="list-style-type: none"> <li>操作ステップ内の目的操作, 確認等に優先順位がある場合には、丸数字により優先順位を記載する。</li> </ul>

## 重大事故等対策における作業ごとの想定時間の設定について

## 1. 想定時間の設定における基本事項

## (1) 体制

重大事故等対策における作業ごとの想定時間は、重大事故等対策の有効性評価を考慮し、中央制御室の当直（運転員）1名及び現場運転員4名にて行うものとする。また、中央制御室の当直（運転員）1名は運転操作を実施するが、現場運転員は、2名／1組×2チームを構成し、現場対応を行うこととしている。

## 2. 運転員における移動時間

運転員の移動時間を想定するに当たり、考慮した事項は以下のとおり。

## (1) 放射線防護具着用時間

重大事故等時を考慮した現場環境を仮定し、放射線防護具類の着用時間を作業ごとの想定時間に加味した。なお、着用時間は訓練にて計測した時間であり、移動時間に考慮した放射線防護具の着用時間を第1表に示す。

第1表 移動時間に考慮した防護具の着用時間

項目	装備	想定時間	備考
初動対応時における装備 (高湿度環境下の作業)	酸素呼吸器, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服, 耐熱服	30分	インターフェイス システム L O C A の移動時間で想定

## (2) 移動時間

当直（運転員）は中央制御室を移動開始起点とし、建物内は実測により算定している。また、有線式通信設備の敷設を考慮し、移動時間を1.5倍としており、更に扉の開閉等を考慮し、移動時間を設定している。

また、移動時間において考慮した現場環境を第2表に、移動時間において考慮した事項を第3表に示す。

第2表 移動時間において考慮した現場環境について

項目	算定の考え方	考慮有無
照明	可搬型照明（ヘッドライト）又は懐中電灯を使用することにより、個別操作時間に有意な影響がないことを訓練により確認した。	移動時間への考慮不要
地震	常設及び仮設資機材設備は固縛・転倒防止措置を実施することにより、影響がない。また、資機材設備が転倒した場合であっても、通行可能な通路幅、乗り越え又は迂回が可能である。	移動時間への考慮不要

第 3 表 移動時間において考慮した事項について

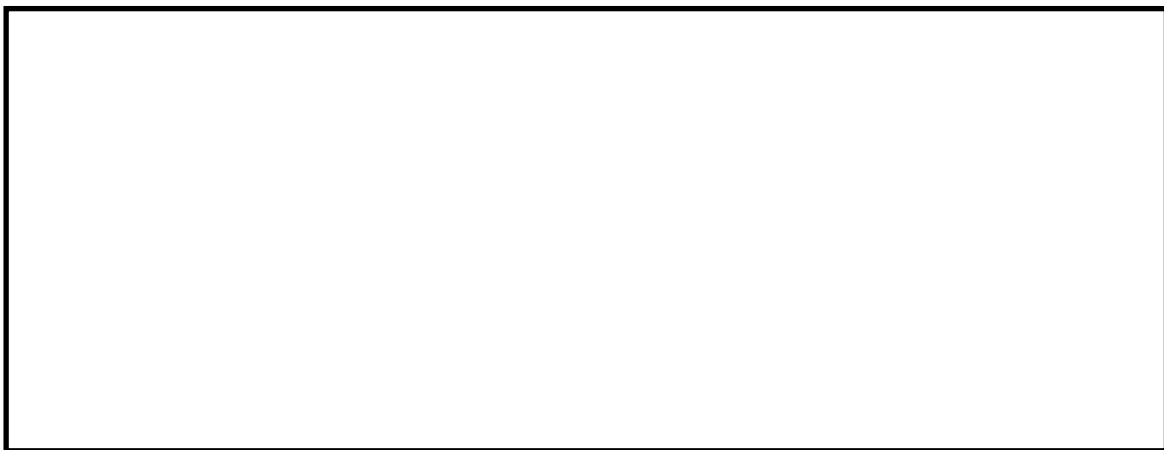
項目		算定の考え方	考慮有無
通信	有線式 通信設備	運転員は 2 人以上で 1 組のチームを組み、作業を実施するため、移動時において 1 名が通信設備の準備を実施することが可能。また、有線式通信設備の敷設による移動時間への影響は実測時間の 1.5 倍とし、想定時間を上回ることがないことを確認した。	1.5 倍を考慮
水密扉		訓練により計測した時間を切り上げた時間、又は設備設計により設定した時間に保守性を加えた時間とした。	60 秒

## 3. 運転員における作業時間

運転員の作業時間を想定するに当たり、考慮した事項は以下のとおり。

## (1) 中央制御室内における盤配置

常設重大事故等対処設備の運転操作のため、中央制御室に重大事故 操作盤が設置される。なお、中央制御室における制御盤の配置を第 1 図に示す。



第 1 図 中央制御室における制御盤の配置図

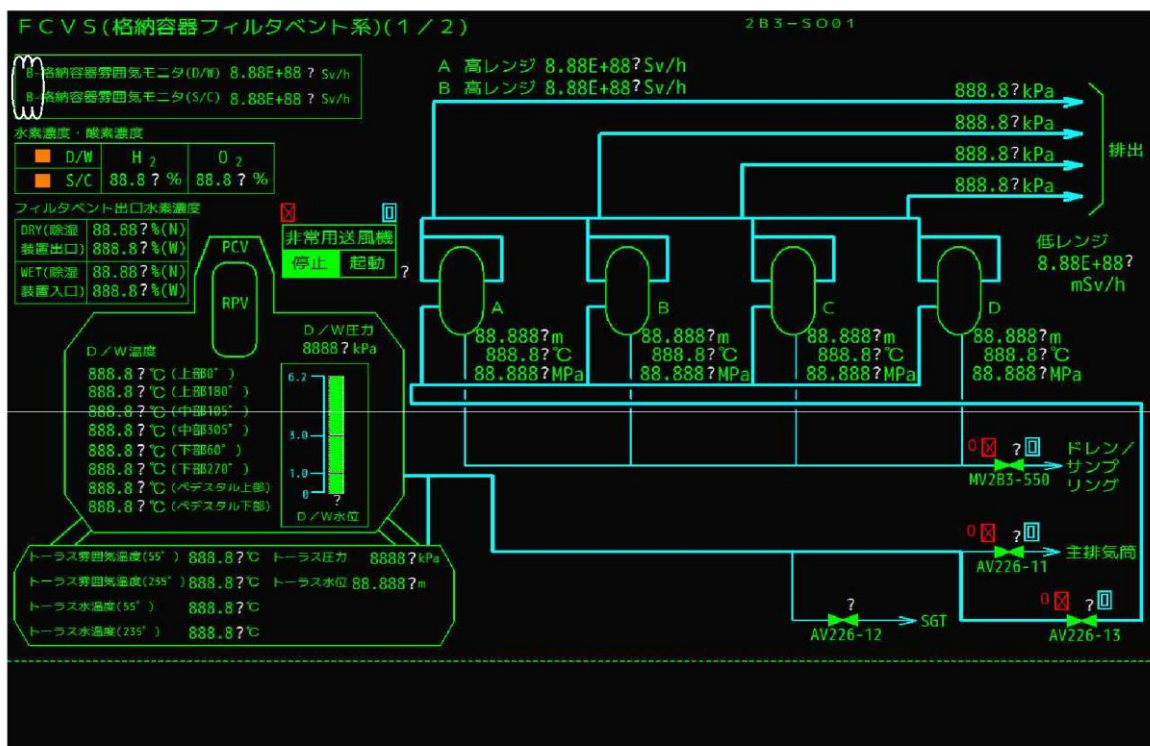
## (2) 中央制御室操作

訓練にて計測した時間により設定した。また、新規に設置される設備については類似機器により訓練を行い計測した時間にて設定した。なお、中央制御室における運転員の作業に関し考慮した事項を第 4 表に、タッチパネル式である重大事故操作盤の監視操作画面（イメージ図）を第 2 図に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第 4 表 中央制御室における運転員の作業に関し考慮した事項

項目	算定の考え方	時間
操作スイッチ (移動, 確認含む。)	訓練により計測した時間を切り上げた時間, 又は設備設計により類似した機器を選定し, その選定した類似機器による訓練にて計測した時間を切り上げた時間とした。また, タッチパネル画面は 1 操作の想定時間を算定した。	60 秒/操作
計器の確認	訓練により計測した時間を切り上げた時間。	20 秒/操作
電動弁	訓練, 実際の操作により測定した時間から, 想定時間を算定した。	—



第 2 図 監視操作画面 (イメージ図)

## (3) 現場操作

訓練にて計測した時間により設定した。また, 新規に設置される設備については類似機器により訓練を行い計測した時間にて設定した。なお, 現場における運転員の作業に関し考慮した事項を第 5 表に示す。

第 5 表 現場における運転員の作業に関し考慮した事項

項目	算定の考え方	時間
電動弁 (現場操作) 手動弁	訓練により計測した時間又は、操作できない弁は同型弁を訓練により計測した時間。	—
電源関係 (M/ C, L/C 等)	訓練により計測した時間を切り上げた時間で想定時間を算定した。	—
その他	盤扉の操作時間を訓練により計測し、その時間を切り上げた時間で想定時間を算定した。	—

## 島根原子力発電所 2 号炉

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

< 目 次 >

第 1 表	技術的能力対応手段と有効性評価比較表 .....	1.0.14-1
第 2 表	技術的能力対応手段と運転手順等比較表 .....	1.0.14-10



第1表 技術的能力対応手段と有効性評価比較表 (1 / 9)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		事故シナリオグループ等																	
		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			運転中の原子炉における重大事故					燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故		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							
項目	対応手段	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全流動力電源喪失 (T B U)	全流動力電源喪失 (T B D)	全流動力電源喪失 (T B F)	全流動力電源喪失 (車水機能が喪失した場合)	(或) 曲線熱除去系が故障した場合	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器排気圧力増加 / 高圧容器熱物放出 / 溶解燃料冷却材相互作用	溶解燃料・コンクリート相互作用	想定事故 1	想定事故 2	曲線熱除去機能喪失	全流動力電源喪失	原子炉冷却水の流出	反応度の暴発入	
1.1	原子炉手動スクラム								○										
	代替制御棒挿入機能による制御棒急挿入								○										
	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制								●										
	自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止								●										
	ほう酸水注入								●										
	原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制								●										
	選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制																		
	制御棒手動挿入																		
	中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動		○	○	○	●	○	○	○	○	○	○	○						
	現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動																		
1.2	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動																		
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電																		
	可搬型交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電																		
	直流給電による原子炉隔離時冷却系への給電																		
	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	○	○							○									
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水	○	○							○									
	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (設計基準拡張)																		
	高圧炉心スプレイスによる原子炉圧力容器への注水 (設計基準拡張)																		

第1表 技術的能力対応手段と有効性評価比較表 (2 / 9)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表			事故シナリオグループ等																							
			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						運転中の原子炉における重大事故						燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故			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								
項目	対応手段		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水、減圧機能喪失	交流電力電源喪失 (直流T B電源)	交流電力電源喪失 (交流T B U電源)	交流電力電源喪失 (T B電源)	交流電力電源喪失 (T B電源)	交流電力電源喪失 (T B電源)	取水機能が喪失した場合	(廃熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	(インターフェイスシステムLOCA)	格納容器内表面積加熱	溶解燃料冷却材系外作用	水蒸気飽和	溶解炉心・コンクリート相互作用	想定事故 1	想定事故 2	崩壊熱除去機能喪失	交流動力の喪失	原子炉格納容器からの流出	反応度の暴発		
<p>●：有効性評価で検討し考慮している</p> <p>○：有効性評価で検討し考慮していない</p>	減圧の自動化	● <sup>#1</sup>																								
	手動操作による減圧 (逃がし安全弁の手動操作による減圧)																									
	手動操作による減圧 (カービン・バイパス弁の手動操作による減圧)																									
	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 (常設代替直流電源設備による復旧)					● <sup>#2</sup>																				
	可搬型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復旧)					● <sup>#2</sup>																				
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助蒸室) による逃がし安全弁開放	○																								
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建屋) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放	○																								
	逃がし安全弁蒸素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放	○																								
	逃がし安全弁蒸素ガス供給系による蒸素ガス確保	○																								
	逃がし安全弁の背圧対策																									
	代替直流電源設備による復旧																									
	代替交流電源設備による復旧																									
	炉心損傷時における断注溶解物放出/格納容器雰囲気加熱を防止する手順																									
	インターフェースシステムLOCA発生時の対応手順														●											

※1 原子炉水位低 (レベル1) が10分継続し、RRR、LPCSポンプ運転中の場合に自動で作動。

※2 可搬型計測器接続作業を除く。

第1表 技術的能力対応手段と有効性評価比較表 (3 / 9)

項目		事故シナリオグループ等																					
		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				運転中の原子炉における重大事故				燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故		運転停止中の原子炉における重大事故											
技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	交流動力電源喪失 (T B 電源)	交流動力電源喪失 (T B U 電源)	交流動力電源喪失 (T B D 電源)	交流動力電源喪失 (T B P 電源)	交流動力喪失 (機械が喪失した場合)	(或) 曲軸駆動除去系が機能した(場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	(インターフェイスシステム(DCA))	残留熱除去系(温度による過熱防止)機能喪失	格納容器内温度直接加熱	溶解炉心・コンクリート相互作用	想定事故 1	想定事故 2	曲軸駆動除去系機能喪失	交流動力喪失	原子炉冷却水の流出	反応度の暴発		
1.4	対应手段	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	消火系による原子炉圧力容器への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	残留熱除去系 (低圧注水モード) 電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	低圧炉心スプレイス電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	低圧原子炉代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	復水輸送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	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水 (設計基準拡張)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱 (設計基準拡張)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
低圧炉心スプレイス系による原子炉圧力容器への注水 (設計基準拡張)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
格納容器フィルタメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
可搬式蒸気供給装置による原子炉格納容器への蒸気ガス供給	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
格納容器フィルタメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
原子炉補機代替冷却系による除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
大型送水ポンプ車による除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) による除熱 (設計基準拡張)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
格納容器代替スプレイス系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイス	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイス	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
消火系による原子炉格納容器内へのスプレイス	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

第1表 技術的能力対応手段と有効性評価比較表 (4/9)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		事故シナリオ等																									
		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				運転中の原子炉における重大事故				燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故		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															
項目	対応手段	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全流動力電源喪失 (早期TBD)	全流動力電源喪失 (TBD)	全流動力電源喪失 (TBD)	全流動力電源喪失 (TBD)	取水機能喪失した場合	(或) 廃熱除去系が機能した場合は	原子炉停止機能喪失	LOCA時圧力機能喪失	(インターフェイスシステム(TOCA))	残留熱除去系を損傷しない場合	炉内温度が過剰な場合	格納容器冷却装置の稼働	格納容器冷却装置の稼働	水蒸気凝結	溶解炉心・コンクリート相相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失	全流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の暴走			
1.6	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器内へのスプレイ (淡水/海水)	●		●	●	●	●	●	●		●						○										
	残留熱除去系 (格納容器冷却モード) 電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ			●	●	●	●																				
	残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却モード) 電源復旧後のサブプレッション・プールの除熱			●	●	●	●	●																			
	ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱																										
	残留熱除去系 (格納容器冷却モード) による原子炉格納容器内へのスプレイ (設計基準配管)																										
	残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却モード) によるサブプレッション・プールの除熱 (設計基準配管)																										
	残留熱除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																										
	残留熱除去系使用時における原子炉補機冷却系による補機冷却水確保																										
	格納容器フィルタタレント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																										
	格納容器フィルタタレント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現物操作)																										
1.7	サブプレッション・プール水 pH制御																										
	ドライウェル pH制御																										
	可搬式薬液供給装置による原子炉格納容器への薬液ガス供給																										
	ベドスタイル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水																										
	復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水																										
	消火系による原子炉格納容器下部への注水																										
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)																										
	ベドスタイル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)																										
	高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水																										
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水																										
1.8	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水																										
	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水																										
	復水輸送系による原子炉圧力容器への注水																										
	消火系による原子炉圧力容器への注水																										
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)																										



# 第 1 表 技術的能力対応手段と有効性評価比較表 ( 6 / 9 )

項目	対応手段	事故シナリオグループ等																									
		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		運転中の原子炉における重大事故				燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故				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															
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失 (長期間 T B 源)	全交流動力電源喪失 (T B D 源)	全交流動力電源喪失 (T B U 源)	全交流動力電源喪失 (T B P 源)	取水機能喪失した場合は ( 補助機機能喪失した場合 )	( 残留熱除去機能が故障した場合 )	原子炉停止機能喪失	LOCA 時注水機能喪失	( インタロックシステム ( I S ) )	格納容器圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧・過温破損する場合 )	格納容器圧力・温度による動的負荷 ( 格納容器過圧・過温破損する場合 )	格納容器圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧・過温破損しない場合 )	格納容器圧力・温度による動的負荷 ( 格納容器過圧・過温破損しない場合 )	格納容器圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧・過温破損しない場合 )	格納容器圧力・温度による動的負荷 ( 格納容器過圧・過温破損しない場合 )	格納容器圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧・過温破損しない場合 )	格納容器圧力・温度による動的負荷 ( 格納容器過圧・過温破損しない場合 )	溶融炉心・コンクリート相互作用	燃焼炉心・コンクリート相互作用	燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	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	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	
原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサブプレッショナル・システムを水源とした原子炉圧力容器への注水	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサブプレッショナル・システムを水源とした原子炉圧力容器への注水		○	●	●	●	●	●		○	○							○				○					
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッショナル・システムを水源とした原子炉圧力容器への注水	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサブプレッショナル・システムを水源とした原子炉圧力容器への注水		●	●	●	●	●	●		○	○							○									
サブプレッショナル・システムを水源とした原子炉格納容器内の除熱	サブプレッショナル・システムを水源とした原子炉格納容器内の除熱		○	○						○	○							○									
原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水												●					○									
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水												○					○									
復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却																	○									
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水		●															○									
低圧原子炉代普通注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	低圧原子炉代普通注水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却																	○									
低圧原子炉代普通注水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代普通注水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水																	○									
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の補助消火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水																	○									
補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却																	○									
補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	補助消火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水																	○									
補助消火水槽を水源とした燃料プールの注水	補助消火水槽を水源とした燃料プールの注水																	○									
ろ過水タンクを水源とした送水	ろ過水タンクを水源とした送水																	○									
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水																	○									
ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却																	○									
ろ過水タンクを水源とした第 1 ペンタフィルタスタラバ容器への供給	ろ過水タンクを水源とした第 1 ペンタフィルタスタラバ容器への供給																	○									
ろ過水タンクを水源とした原子炉ウェルへの注水	ろ過水タンクを水源とした原子炉ウェルへの注水																	○									
ろ過水タンクを水源とした燃料プールの注水 / スプレイ	ろ過水タンクを水源とした燃料プールの注水 / スプレイ																	○									
輸送貯水槽 (西 1) 及び輸送貯水槽 (西 2) を水源とした送水	輸送貯水槽 (西 1) 及び輸送貯水槽 (西 2) を水源とした送水																	○									
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の輸送貯水槽 (西 1) 及び輸送貯水槽 (西 2) を水源とした原子炉圧力容器への注水	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の輸送貯水槽 (西 1) 及び輸送貯水槽 (西 2) を水源とした原子炉圧力容器への注水																	○									
輸送貯水槽 (西 1) 及び輸送貯水槽 (西 2) を水源とした原子炉格納容器内の冷却	輸送貯水槽 (西 1) 及び輸送貯水槽 (西 2) を水源とした原子炉格納容器内の冷却																	○									
輸送貯水槽 (西 1) 及び輸送貯水槽 (西 2) を水源とした第 1 ペンタフィルタスタラバ容器への供給	輸送貯水槽 (西 1) 及び輸送貯水槽 (西 2) を水源とした第 1 ペンタフィルタスタラバ容器への供給																	○									

1. 13









第2表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表 (1/11)

項目	対応手段	EOP																					SOP							AM設備別機器類	原子力災害対応手順書	緊急時対応運用手順書	備考					
		スクラム	反心度制御	水位確保	減圧冷却	P C V圧力制御	D/W電流制御	S/C電機制御	S/C位置制御	P C V流量速度制御	二次格納施設制御	燃料プールの制御	水位回復	急減減圧	水位不明	A M初動対応	電源復帰	崩壊熱発生時対応手順	冷却材液状時対応手順	外部電源喪失時対応手順	臨界事故発生時対応手順	損傷炉心の注水	注水-1の注水	注水の確保	注水-2の注水	R P V注水後のベテタル注水	注水-3	注水-4	除傷炉心の冷却後の除熱					R P V注水後の除熱	P C V設備防止	R/B系統防止		
		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●					●	●	●	●	
1.1	原子炉自動スクラム	●	●																																			
	代替制御機構挿入機能による制御機緊急挿入			●						●												●																
	原子炉再稼働ポンプ停止による原子炉出力抑制		●																																			
	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止		●																																			
	ほう酸水注入		●																																			
	原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制		●																																			
	選択制御機構挿入機能による原子炉出力抑制		●																																			
	制御機手動挿入		●																																			
1.2	中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動		●	●	●																																	
	現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動		●	●	●																																	
	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動		●	●	●																																	
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電		●	●	●																																	
	可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電		●	●	●																																	
	直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電		●	●	●																																	
	制御機駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水		●	●	●	●	●	●	●	●																												
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水		●	●	●	●	●	●	●	●																												
1.3	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 (設計基準対策)		●	●	●	●	●	●	●																													
	高圧炉心スプレイスによる原子炉圧力容器への注水 (設計基準対策)		●	●	●	●	●	●	●																													
	減圧の自動化																																					
	手動操作による減圧 (逃がし安全弁の手動操作による減圧)																																					
	手動操作による減圧 (タービン・バイパス弁の手動操作による減圧)																																					
	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 (常設代替直流電源設備による復旧)																																					
可搬型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復旧)																																						

第2表 技術的能力対応手段と運転手順等比較表 (2/11)

項目	対応手段	EOP															SOP									AM設備別機能種別書	原子力災害発生手順書	緊急時応用運用手順書	備考		
		スケラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	P C V圧力制御	D / W電流制御	S / C電流制御	S / C冷却制御	P C V系統差度制御	二次格納蒸気制御	燃料プール制御	水位回復	急速減圧	水位不明	A M初期対応	電源復旧	崩壊炉蒸気発生時対応手順	冷却材喪失時対応手順	外部電源喪失時対応手順	臨界事故発生時対応手順										
		注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水	注水					注水	
技術的能力対応手段と運転手順等 比較表 ●：各手順書に記載は無いが、間接的に対応あり ○：各手順書に記載はないが、間接的に対応あり ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助装置）による逃がし安全弁開放	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建屋）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（自動減圧機能なし）開放	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
	逃がし安全弁蒸発ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
	逃がし安全弁蒸発ガス供給系による蒸発ガス確保	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
	逃がし安全弁の背圧対策																														
	1.3	代替直流電源設備による復旧																●													
		代替交流電源設備による復旧																●													
		炉心損傷時における高圧降圧物放出／格納容器昇圧気漏洩加熱を防止する手順																													
		インターフェースシステムLOCA発生時の対応手順																													
		低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
		復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
		消火系による原子炉圧力容器への注水	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
		低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水/海水）	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
		残留熱除去系（低圧注水モード）電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	低圧炉心スプレイス電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
	低圧原子炉代替注水系（常設）による残存燃料炉心の冷却																														
	復水輸送系による残存燃料炉心の冷却																														
	消火系による残存燃料炉心の冷却																														
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存燃料炉心の冷却（淡水/海水）																														
	原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱																														
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）電源復旧後の発電用原子炉からの除熱																														
	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水（設計基準地震）																														
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱（設計基準地震）																														
	低圧炉心スプレイス系による原子炉圧力容器への注水（設計基準地震）																														





















## 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

### <目次>

#### 1.2.1 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) 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却

##### (b) 重大事故等対処設備

##### b. サポート系故障時の対応手段及び設備

##### (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却

##### (b) 復旧

##### (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### c. 監視及び制御

##### (a) 監視及び制御

##### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

##### (a) 重大事故等の進展抑制

##### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### e. 手順等

#### 1.2.2 重大事故等時の手順

##### 1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

##### (1) 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

##### a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動

##### b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動

##### (2) 重大事故等時の対応手段の選択

##### 1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

##### (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水

##### a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

##### (2) 復旧

##### a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

##### b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

##### c. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電

##### (3) 重大事故等時の対応手段の選択

##### 1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順

##### (1) 重大事故等の進展抑制

##### a. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

b. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.2.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.2.2 自主対策設備仕様

添付資料 1.2.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.2.4 重大事故対策の成立性

1. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動
2. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動
3. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動
4. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水
5. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水
6. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水
7. 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

添付資料 1.2.5 原子炉水位計の校正条件について

添付資料 1.2.6 全交流動力電源喪失時に高圧注水系の起動に失敗した場合の処置について

添付資料 1.2.7 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

添付資料 1.2.8 手順のリンク先について

下線は，今回の提出資料を示す。

## 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

### 【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 「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) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。

a) 可搬型重大事故防止設備

i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。

b) 現場操作

i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。

※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

c) 監視及び制御

i) 原子炉水位(BWR及びPWR)及び蒸気発生器水位(PWRの場合)を推定する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。

ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。

iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等(手順及び装備等)を整備すること。

(2) 復旧

- a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に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。（BWRの場合）
- b) 電動補助給水ポンプに代替交流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。（PWRの場合）

(3) 重大事故等の進展抑制

- a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWRの場合）

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による冷却機能である。

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



### 1.2.1 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高圧の状態において、発電用原子炉を冷却し炉心の著しい損傷を防止するための設計基準事故対処設備として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系を設置している。

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）として位置付け重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するために、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（第1.2-1図）。

また、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を監視及び制御する対応手段及び重大事故等対処設備、重大事故等の進展を抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>\*1</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第四十五条及び「技術基準規則」第六十条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば重大事故等対処設備として重大事故等の対処に用いる。

原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉浄化系 配管
- ・給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

また、上記所内常設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。

- ・非常用交流電源設備

高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧炉心スプレイ・ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ
- ・高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・高圧炉心スプレイ補機冷却系
- ・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、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失を想定する。

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第 1.2-1 表に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。

中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧原子炉代替注水系の運転を継続する。

i 高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却

中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧原子炉代替注水ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁
- ・ 主蒸気系 配管
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁
- ・ 高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁
- ・ 原子炉浄化系 配管
- ・ 給水系 配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・ 可搬型直流電源設備

また、上記常設代替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

ii 高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却  
現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧原子炉代替注水ポンプ
- ・ サプレッション・チェンバ
- ・ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁
- ・ 主蒸気系 配管
- ・ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁
- ・ 高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・ 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁
- ・ 原子炉浄化系 配管
- ・ 給水系 配管・弁・スパージャ
- ・ 原子炉圧力容器

(b) 重大事故等対処設備

高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作及び現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、高圧原子炉代替注水ポンプ、サプレッション・チェンバ、高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁、主

蒸気系配管，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁，残留熱除去系配管・弁・ストレーナ，原子炉浄化系配管，給水系配管・弁・スパージャ，原子炉圧力容器，常設代替直流電源設備，**所内常設直流電源設備（3系統目）**，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付ける。

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

（添付資料 1.2.1）

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障した場合においても，発電用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

(a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は，上記「a. (a) 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却」の手段に加え，現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し発電用原子炉を冷却する手段がある。

この対応手段により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。

i 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却ポンプ
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉浄化系 配管
- ・給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器

また，上記原子炉隔離時冷却系を現場での人力による弁の操作で起動したことにより発生する排水を処理する手段がある。

排水設備による排水で使用する設備は以下のとおり。

- ・水中ポンプ

- ・ホース
- ・仮設発電機
- ・燃料補給設備

(b) 復旧

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備、可搬型直流電源設備及び直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段がある。

i 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設蓄電式直流電源設備のうちB-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(RCIC)に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉浄化系 配管
- ・給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・所内常設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
- ・代替所内電気設備

なお、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備へ燃料を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

ii 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

可搬型直流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁

- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉浄化系 配管
- ・給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・可搬型直流電源設備

なお、可搬型直流電源設備へ燃料を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

### iii 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電

直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して発電用原子炉を冷却する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却ポンプ
- ・サブプレッション・チェンバ
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁・ストレーナ
- ・原子炉浄化系 配管
- ・給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉圧力容器
- ・直流給電車及び可搬型代替交流電源設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備

なお、直流給電車へ接続する可搬型代替交流電源設備へ燃料を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続することが可能である。

### (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却で使用する設備のうち、サブプレッション・チェンバ及び原子炉圧力容器は重大事故等対処設備として位置付ける。また、原子炉隔離時冷却ポンプ、原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁、主蒸気系配管、原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ、原子炉浄化系配管及び給水系配管・弁・スパージャは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

復旧にて使用する設備のうち、サブプレッション・チェンバ、原子炉圧力

容器，所内常設蓄電式直流電源設備，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及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。また，原子炉隔離時冷却ポンプ，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，主蒸気系配管，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ，原子炉浄化系配管及び給水系配管・弁・スパーージャは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

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

（添付資料 1.2.1）

以上の重大事故等対処設備により，全交流動力電源が喪失した場合，又は全交流動力電源の喪失に加えて常設直流電源系統が喪失した場合においても，発電用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，自主対策設備として位置付ける。併せて，その理由を示す。

・ 直流給電車

全交流動力電源喪失時には代替交流電源設備による給電を優先して実施しているため，高圧発電機車は配備されており，可搬型直流電源設備としては，電路構成等により対応することが可能である。その状態に追加して直流給電車 2 台（直流給電車 115V 及び直流給電車 230V）の配備が必要となり時間を要するが，重大事故等の対処に必要な直流電源を確保するための手段として有効である。

・ 排水設備

排水を行わなかった場合においても，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することができるが，排水が可能な場合は，原子炉隔離時冷却系の運転継続時間を延長できることから，原子炉隔離時冷却系の機能を維持する手段として有効である。

c. 監視及び制御

(a) 監視及び制御

上記「a. (a) 高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「b. (a) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により発電用原子炉を冷却する際は，発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を監視する手段がある。

また，原子炉圧力容器へ注水するための高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認する手段がある。

さらに，発電用原子炉を冷却するための原子炉圧力容器内の水位を制御する手段がある。

監視及び制御に使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

高压原子炉代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，S A）
- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（S A）
- ・高压原子炉代替注水流量
- ・サプレッション・プール水位（S A）

高压原子炉代替注水系（現場起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域<sup>※2</sup>，燃料域<sup>※2</sup>，S A<sup>※2</sup>）
- ・原子炉水位（可搬型計測器）
- ・原子炉圧力<sup>※2</sup>
- ・原子炉圧力（S A）<sup>※2</sup>
- ・原子炉圧力（可搬型計測器）
- ・高压原子炉代替注水ポンプ出口圧力
- ・高压原子炉代替注水系タービン入口圧力<sup>※2</sup>
- ・高压原子炉代替注水系タービン排気圧力
- ・高压原子炉代替注水ポンプ入口圧力

原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域<sup>※2</sup>，燃料域<sup>※2</sup>，S A<sup>※2</sup>）
- ・原子炉水位（可搬型計測器）
- ・原子炉圧力<sup>※2</sup>
- ・原子炉圧力（S A）<sup>※2</sup>
- ・原子炉圧力（可搬型計測器）
- ・原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力
- ・可搬型回転計

※2：中央制御室にて監視可能であるが，現場においても監視可能。

#### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

監視及び制御にて使用する設備のうち，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A），原子炉水位（可搬型計測器），原子炉圧力，原子炉圧力（S A），原子炉圧力（可搬型計測器），高压原子炉代替注水流量及びサプレッション・プール水位（S A）は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.2.1）

以上の重大事故等対処設備を用いて原子炉圧力容器内の水位及び高压原子炉代替注水系の作動状況を監視することにより，発電用原子炉を冷却



するために必要な監視及び制御ができる。

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

- ・原子炉水位（狭帯域）、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器

原子炉水位（狭帯域）は、耐震性及び耐環境性はないが、監視可能であれば原子炉圧力容器の水位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。

高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の現場起動時に使用する現場監視計器は、中央制御室での監視はできないため重大事故等対処設備としては位置付けていないが、現場起動時に原子炉圧力容器内の水位の監視及び制御を行う手段として有効である。

なお、現場監視計器のうち高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力については、現場及び中央制御室にて監視可能な設計であるが、手順着手の判断基準に使用する炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために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ではなく、高圧原子炉代替注水ポンプの運転状態を補助的に監視するパラメータであることから自主対策設備として位置付ける。

#### d. 重大事故等の進展抑制時の対応手段及び設備

##### (a) 重大事故等の進展抑制

高圧原子炉代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水により原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合は、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系及び制御棒駆動水压系により原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

##### i 制御棒駆動水压系による進展抑制

復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

制御棒駆動水压系により原子炉圧力容器へ注水する設備は以下のとおり。

- ・制御棒駆動水压ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・制御棒駆動水压系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

##### ii ほう酸水注入系による進展抑制

ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入を実施する。

さらに、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンクに水を補給することで、ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水を継続する。

また、復水輸送系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに水を補給することで、ほう酸水注入系テストタンクを使用したほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水も可能である。

ほう酸水注入系により原子炉压力容器へほう酸水を注入する設備及び注水する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク
- ・ほう酸水注入系 テストタンク
- ・ほう酸水注入系 配管・弁
- ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）
- ・復水輸送系
- ・消火系
- ・補給水系
- ・原子炉压力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

#### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

ほう酸水注入系による進展抑制で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、ほう酸水注入系配管・弁、差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）、原子炉压力容器、常設代替交流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.2.1)

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高圧時における注水機能が喪失した場合においても、重大事故等の進展を抑制することができる。

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

- ・制御棒駆動水圧系

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えて復水貯蔵タンク、制御棒駆動水圧ポンプ及び制御棒駆動水圧系配管・弁の耐震性が確保されていないが、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧

時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

・ほう酸水注入系（原子炉压力容器へ注水する場合）

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず、加えてほう酸水貯蔵タンク及びほう酸水注入系テストタンクへの補給ラインの耐震性が確保されていないが、復水輸送系等からほう酸水貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに水を補給することができれば、ほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水が可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

（添付資料 1.2.2）

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. 監視及び制御」及び「d. 重大事故等の進展抑制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、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める（第 1.2-1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.2-2 表、第 1.2-3 表）。

（添付資料 1.2.3）

## 1.2.2 重大事故等時の手順

### 1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

#### (1) 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

##### a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動

復水・給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

（添付資料 1.2.5）

##### (a) 手順着手の判断基準

復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

##### (b) 操作手順

中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-4図に、タイムチャートを第1.2-5図示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動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。
- ③中央制御室運転員Aは、中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動の系統構成として、HPAC注水弁の全開操作を実施し、当直副長に中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動の準備完了を報告する。  
なお、高圧原子炉代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁を全閉とする。
- ④当直副長は、中央制御室運転員に中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動及び原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、RCIC HPACタービン蒸気入口弁を全

開操作することにより高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉压力容器への注水を開始する。

- ⑥中央制御室運転員Aは、原子炉压力容器への注水が開始されたことを高圧原子炉代替注水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。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

(添付資料 1.2.4 - 1)

b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動

復水・給水系による原子炉压力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合において、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉压力容器への注水を実施する。

なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、SA）及び原子炉水位（可搬型計測器）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(添付資料 1.2.5)

(a) 手順着手の判断基準

復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水ができず、原子炉压力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合。

(b) 操作手順

現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-4図に、タイムチャートを第1.2-6図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動の準備開始を指示する。
- ②現場運転員A及びBは、原子炉圧力容器の水位を確認するため、廃棄物処理建物1階補助盤室（非管理区域）にて、原子炉水位（可搬型計測器）の接続を実施し、当直副長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。
- ③現場運転員A及びBは、高圧原子炉代替注水系の駆動蒸気圧力が確保されていることを廃棄物処理建物1階補助盤室（非管理区域）にて、原子炉圧力（可搬型計測器）の接続により原子炉圧力指示値が規定値以上であることを確認し、当直副長に報告する。
- ④現場運転員C及びDは、現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動の系統構成として、HPAC注水弁を現場操作用のハンドルにて全開操作し、当直副長に高圧原子炉代替注水系現場起動による原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。  
なお、高圧原子炉代替注水系の駆動蒸気を確保するため原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁を全閉とする。
- ⑤当直副長は、現場運転員に現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動、原子炉圧力容器への注水開始及び原子炉圧力容器内の水位の監視を指示する。
- ⑥現場運転員C及びDは、RCIC HPACタービン蒸気入口弁を現場操作用のハンドルにて全開操作することにより高圧原子炉代替注水系を起動し、原子炉圧力容器への注水を開始する。また、原子炉建物原子炉棟地下2階C-RHRポンプ室（管理区域）の現場監視計器により高圧原子炉代替注水系の作動状況を確認し、当直副長に作動状況に異常がないことを報告する。
- ⑦現場運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位（可搬型計測器）による原子炉水位指示値の上昇により確認し、作動状況に異常がないことを当直副長に報告する。
- ⑧現場運転員C及びDは、蒸気外側隔離弁を現場操作用のハンドルにて操作することにより原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で原子炉圧力容器内の水位を制御する。なお、当直副長の指示に基づき、原子炉圧力容器内の水位を制御する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動での原子炉圧力容器への注水開始まで35分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連

絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.2.4 - 2)

## (2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.2-18 図に示す。

復水・給水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が故障により使用できない場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、高圧原子炉代替注水系の運転を継続する。

### 1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順

#### (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水

##### a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し、サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）から原子炉水位高（レベル 8）の間で維持するように原子炉水位（狭帯域、広帯域、燃料域、S A）及び原子炉水位（可搬型計測器）により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(添付資料 1.2.5)

また、現場手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動した場合は、潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、R C I C 真空タンクドレン弁等を開操作することにより、R C I C ポンプ室に排水が滞留することとなるが、この排水

を処理しなかった場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系を水没させずに継続して運転できる。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により中央制御室からの操作による原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系での原子炉圧力容器への注水ができない場合において、中央制御室からの操作及び現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

(b) 操作手順

現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-7図、第1.2-8図に、タイムチャートを第1.2-9図に示す。

[現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（運転員操作）]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、現場運転員に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系の準備開始を指示する。
- ②当直長は、当直副長の依頼に基づき、緊急時対策本部に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動にて発生する排水の処理を依頼する。
- ③現場運転員A及びBは、原子炉圧力容器の水位を確認するため、廃棄物処理建物1階補助盤室（非管理区域）にて、原子炉水位（可搬型計測器）の接続を実施し、当直副長に原子炉圧力容器内の水位を報告する。
- ④現場運転員A及びBは、原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気圧力が確保されていることを廃棄物処理建物1階補助盤室（非管理区域）にて、原子炉圧力（可搬型計測器）の接続により原子炉圧力指示値が規定値以上であることを確認し、当直副長に報告する。
- ⑤現場運転員C及びDは、原子炉隔離時冷却系タービン及びポンプに使用している潤滑油冷却器の冷却水を確保するため、復水器冷却水入口弁、R C I C真空タンクドレン弁、R C I C真空タンク水位検出配管ドレン弁の全開操作を実施し、当直副長に原子炉隔離時冷却系の冷却水確保完了を報告する。
- ⑥現場運転員C及びDは、現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の系統構成として、R C I C注水弁及びミニマムフロー弁を現場操作作用のハンドルにて全開操作を実施する。  
なお、原子炉隔離時冷却系の駆動蒸気を確保するため高圧原子炉代替注水系の駆動蒸気ラインを隔離する必要がある場合は、高圧原子炉代替注水系のR C I C H P A Cタービン蒸気入口弁を全閉とする。原



子炉隔離時冷却系起動の系統構成完了後、原子炉隔離時冷却系タービングランド部からの蒸気漏えいに備え保護具(酸素呼吸器及び耐熱服)を装着し、当直副長に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動の準備完了を報告する。

- ⑦当直副長は、現場運転員に現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動、原子炉圧力容器への注水開始及び原子炉圧力容器内の水位の監視を指示する。
- ⑧現場運転員C及びDは、原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁を現場操作用のハンドルにて徐々に開操作することにより原子炉隔離時冷却系を起動し、原子炉隔離時冷却系タービンの回転数を可搬型回転計にて確認しながら規定回転数に調整し、ミニマムフロー弁を現場操作用のハンドルにて全閉操作する。また、原子炉建物原子炉棟地下2階RCICポンプ室(管理区域)の現場監視計器により原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認し、当直副長に作動状況に異常が無いことを報告する。
- ⑨現場運転員A及びBは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位(可搬型計測器)による原子炉水位指示値の上昇により確認し、作動状況に異常がないことを当直副長に報告する。
- ⑩現場運転員C及びDは、蒸気外側隔離弁を現場操作用のハンドルにて操作することにより原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で原子炉圧力容器内の水位を制御する。なお、当直副長の指示に基づき、原子炉圧力容器内の水位を制御する。

[原子炉隔離時冷却系排水処理(緊急時対策要員操作)]

- ①緊急時対策本部は、緊急時対策要員に排水処理を指示する。
- ②緊急時対策要員は、排水処理に必要な発電機、電源盤、水中ポンプ、電源ケーブル、ホース及びホース用吐出弁(吊り具含む。)の準備を行い、大物搬入口防護扉まで移動する。
- ③緊急時対策要員は、防護扉を開放する。
- ④緊急時対策要員は、防護扉手前に発電機を設置、原子炉建物原子炉棟地下2階C-RHRポンプ室内(管理区域)に電源盤を設置し、水中ポンプの吐出側にホースを接続しRHR室床ドレンサンプタンクに水中ポンプを設置、電源ケーブル及びホースを搬入する。
- ⑤緊急時対策要員は、発電機-電源盤間及び電源盤-水中ポンプ間の電源ケーブルを敷設し、電源盤及び水中ポンプ各端子へ電源ケーブルを接続する。
- ⑥緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟地下2階C-RHRポンプ室水密扉及びトラス室扉を開放し固縛する。
- ⑦緊急時対策要員は、水中ポンプに接続したホースを原子炉建物原子炉

棟地下1階トラス室内（管理区域）まで敷設する。また、吐出口にホース用吐出弁を取付け固縛する。

⑧緊急時対策要員は、水中ポンプを起動させるため、発電機を起動し、水中ポンプを起動させ、トラス室へ送水を開始する。

⑨緊急時対策要員は、水中ポンプの運転状態を発電機の出力量にて確認する。

⑩緊急時対策要員は、排水処理を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

### (c) 操作の成立性

上記の操作は、現場運転員4名及び緊急時対策要員4名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉隔離時冷却系起動による原子炉圧力容器への注水開始まで1時間以内、緊急時対策要員による排水処理開始まで1時間45分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）、照明及び通信連絡設備を整備する。

R C I Cポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし、その後速やかに退室する手順とする。したがって、原子炉隔離時冷却系タービンランド部からの蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており、保護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。

（添付資料 1.2.4 - 3）

## (2) 復旧

### a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車により所内常設蓄電式直流電源設備のうちB-115V系充電器、B1-115V系充電器（SA）及び230V系充電器（R C I C）に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）が機能喪失し、サプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定される場合は、原子炉圧力容器への注水を低圧原子炉代替注水系（可搬型）に切り替える。

### (a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な

なB-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)及び230V系蓄電池(RCIC)が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で, 常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車が使用可能な場合。

(b) 操作手順

常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型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。

(c) 操作の成立性

常設代替交流電源設備に関する操作の成立性及び可搬型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。

b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し, 原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は, 所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車, B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(常用)により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

なお, 全交流動力電源の喪失により残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)が機能喪失し, サプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定される場合は, 原子炉圧力容器への注水を低圧原子炉代替注水系(可搬型)に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時, 原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要なB-115V系蓄電池, B1-115V系蓄電池(SA)及び230V系蓄電池(RCIC)が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で, 代替交流電源設備により直流電源を確保できない場合。

(b) 操作手順

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。

(c) 操作の成立性

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。

c. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

なお、全交流動力電源の喪失により残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）が機能喪失し、サプレッション・プール水の温度が原子炉隔離時冷却系の設計温度を超えると想定される場合は、原子炉圧力容器への注水を低圧原子炉代替注水系（可搬型）に切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要なB-115V系蓄電池、B1-115V系蓄電池（SA）及び230V系蓄電池（RCCIC）が枯渇により機能が喪失すると予測される場合で、代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備により直流電源を確保できない場合。

(b) 操作手順

直流給電車に関する手順等は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(c) 操作の成立性

直流給電車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。

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2-18図に示す。

a. 全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合の対応

全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は、現場での人力による弁の操作により高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

いずれの操作によっても高圧原子炉代替注水系を起動できない場合、又は高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は、現場での人力による弁の操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器へ注水する。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。

b. 全交流動力電源のみ喪失した場合の対応

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は、所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車により所内常設蓄電式直流電源設備のうちB-115V系充電器、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(RCIC)に給電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

代替交流電源設備による給電ができない場合は、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車、B1-115V系充電器(SA)及び230V系充電器(常用)により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備による給電ができない場合は、直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保して原子炉圧力容器へ注水する。

これらの対応手段により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。

(添付資料 1.2.6)

1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順

(1) 重大事故等の進展抑制

a. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合は、原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源とした制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低(レベル3)以上に維持できない場合で、制御棒駆動水圧系が使用可能な場合。

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.2-2 図及び第 1.2-3 図に、概要図を第 1.2-10 図に、タイムチャートを第 1.2-11 図示す。

- 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制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、制御棒駆動水圧系の起動に必要なポンプ、監視計器の電源及び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、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、制御棒駆動水圧系が使用可能か確認する。
- ④当直副長は、中央制御室運転員に制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、A-制御棒駆動水圧ポンプの起動操作を実施し、A-制御棒駆動水圧ポンプが起動したことを確認する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、CRD 系統流量調節弁及び CRD 駆動水圧力調節弁の全開操作を実施する。
- ⑦中央制御室運転員 A は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを制御棒駆動水圧系系統流量指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

(添付資料 1.2.4-4)

b. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水

高圧炉心スプレイ系の機能喪失時又は全交流動力電源喪失時において、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル 3）以上に維持できない場合は、ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を実施する。

さらに、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで、ほう酸水貯蔵タンクを使用したほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を継続する。

また、復水輸送系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給することで、ほう酸水注入系テストタンクを使用したほう酸水注入系による原子

炉圧力容器への注水も可能である。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であり、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合。

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.2-2図及び第1.2-3図に、概要図を第1.2-12図に、タイムチャートを第1.2-13図に示す。

[ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ、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、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、A又はB－ほう酸水注入ポンプの起動操作（ほう酸水注入系起動用COSを「A系統」位置（B系を起動する場合は「B系統」位置）にすることで、A（B）－SLCタンク出口弁及びA（B）－SLC注入弁が全開となり、A（B）－ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。）を実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは中央制御室にて、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下により確認し、当直副長に報告する。

[ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水]

- ⑥当直副長は、原子炉圧力容器への継続注水が必要と判断した場合は、現場運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器への継続注水の準備開始を指示する。\*

※:[ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入]の準備と併せて実施する。

- ⑦現場運転員B及びCは、ほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の系統構成として、ホース接続（復水輸送系～補給水系の間）し、MUW工具類除染シンク供給弁（除染用）、CWT工具類

除染シンク除染弁の全開操作を実施する。

- ⑧現場運転員B及びCは、SLC封水止め弁及びSLCドレン弁の全閉並びにSLCタンク補給水入口元弁の全開操作実施後、当直副長にほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の準備完了を報告する。
- ⑨当直副長は、現場運転員にほう酸水貯蔵タンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の開始を指示する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプが運転中であり、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑪現場操作員B及びCは、SLCタンク補給水入口弁を調整開とし、ほう酸水貯蔵タンクに補給する。

[ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ及び電動弁の電源が確保されたこと並びに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、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプが運転中であり、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑤現場運転員B及びCは、ほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への継続注水の系統構成として、ホース接続（復水輸送系～補給水系の間）し、MUW工具類除染シンク供給弁（除染用）、CWT工具類除染シンク除染弁の全開操作を実施する。
- ⑥現場運転員B及びCは、SLCテストタンク出口弁、SLCオリフィスバイパス弁の全開操作を実施し、SLCテストタンクに水張りを行う。
- ⑦現場運転員B及びCは、SLCテストタンク水張りが完了したことを確認し、SLC封水止め弁及びSLCオリフィスバイパス弁の全開操作完了後、当直副長にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水の準備完了を報告する。
- ⑧当直副長は、現場運転員にほう酸水注入系テストタンクを使用した原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑨現場運転員B及びCは、A（B）－SLC注入弁の全開操作を実施し



た後、A（B）－ほう酸水注入ポンプを起動する。原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室（管理区域）にて、ほう酸水注入ポンプ出口圧力指示値の上昇を確認後、速やかにSLCオリフィスバイパス弁を調整開とし、ほう酸水注入系テストタンクに補給する。

⑩中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値及び復水貯蔵タンク水位指示値により確認し、当直副長に報告する。

### (c) 操作の成立性

上記の操作のうち、ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで10分以内で可能である。

さらに、復水輸送系等を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給し、原子炉圧力容器へ継続注水する場合は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への継続注水準備完了まで1時間以内で可能である。

また、復水輸送系等を水源としてほう酸水注入系テストタンクに補給し、原子炉圧力容器へ注水を行う場合は、中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉圧力容器への注水開始まで1時間15分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同様である。

(添付資料 1.2.4 - 5)

## (2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.2-18図に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、高圧炉心スプレイ系、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合は、交流電源又は非常用高圧母線への給電が確保され原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）により冷却水を確保できれば制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水を実施する。制御棒駆動水圧系及びほう酸水注入系は発電用原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できないが、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、重大事故等の進展抑制として使用する。

なお、ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する際の水源は、通常時の補給にて使用する補給水系が使用できない場合は、復水輸送系又は消火系か

ら補給する。

#### 1.2.2.4 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による対応手順

##### (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル2））による作動，又は中央制御室からの手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお，原子炉隔離時冷却系の水源はサブプレッション・チェンバを優先して用いるが，原子炉隔離時冷却系で用いることができる水源として自主対策設備である復水貯蔵タンクもある。サブプレッション・プール水枯渇，サブプレッション・チェンバ破損又はサブプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し，原子炉隔離時冷却系の確実な運転継続を確保する観点から，原子炉隔離時冷却系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える。

いずれの切替えにおいても，運転中の原子炉隔離時冷却系を停止することなく水源切替えが可能である。

サブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順については，「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。

##### a. 手順着手の判断基準

復水・給水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

##### b. 操作手順

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2-14図に，タイムチャートを第1.2-15図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは，中央制御室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2））により原子炉隔離時冷却系のタービン蒸気入口弁，RCIC注水弁及び復水器冷却水入口弁が全開し，原子炉隔離時冷却系が起動したことを確認する。
- ③中央制御室運転員Aは，原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに，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。

##### c. 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合，作業開始

を判断してから原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水開始まで2分以内で可能である。

(添付資料 1.2.4 - 6)

(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水

高圧炉心スプレイ系が健全な場合は、自動起動信号（原子炉水位低（レベル1 H）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高圧炉心スプレイ系を起動し、サブプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、高圧炉心スプレイ系の水源はサブプレッション・チェンバを優先して用いるが、高圧炉心スプレイ系で用いることができる水源として自主対策設備である復水貯蔵タンクもある。残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）が機能喪失している場合、サブプレッション・プール水の温度が上昇することを考慮し、高圧炉心スプレイ系の確実な運転継続を確保する観点から、高圧炉心スプレイ系の水源を復水貯蔵タンクに手動で切り替える。

いずれの切替えにおいても、運転中の高圧炉心スプレイ系を停止することなく水源切替えが可能である。

サブプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順については、「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。

a. 手順着手の判断基準

復水・給水系及び原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

b. 操作手順

高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.2-16図に、タイムチャートを第1.2-17図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、中央制御室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 H）又はドライウェル圧力高）により高圧炉心スプレイ・ポンプが起動し、HPCS注水弁が全開となったことを確認する。
- ③中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを高圧炉心スプレイポンプ出口流量指示値の上昇及び原子炉水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに、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。

### c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水開始まで 2 分以内で可能である。

(添付資料 1.2.4 - 7)

#### 1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順については、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

非常用交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車、常設代替直流電源設備として使用する SA 用 115V 系蓄電池、所内常設直流電源設備（3 系統目）として使用する 115V 系蓄電池（3 系統目）又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車、B 1 - 115V 系充電器（SA）及び 230V 系充電器（常用）による高圧原子炉代替注水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ・ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、制御棒駆動水圧ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び非常用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。

原子炉水位の監視又は推定に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第 1.2-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧(1 / 6)  
 (重大事故等対処設備 (設計基準拡張))

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	-	原子炉隔離時冷却系による 発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備※1	重大事故等 対処設備	
		高圧炉心スプレイ系による 発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ・ポンプ 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ ・スパージャ 高圧炉心スプレイ補機冷却系 非常用交流電源設備※1	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対処設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(2/6)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系(注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備* <sup>1</sup> 所内常設直流電源設備(3系統目)* <sup>1</sup> 可搬型直流電源設備* <sup>1</sup> 常設代替交流電源設備* <sup>1</sup> 可搬型代替交流電源設備* <sup>1</sup>	重大事故等対応設備 事故時操作要領書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
		高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 高圧原子炉代替注水系(注水系) 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対応設備 事故時操作要領書(徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(3/6)  
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	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 常設直流電源系統	原子炉隔離時冷却系 の発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等  AM設備別操作要領書 「R C I Cによる原子炉注水」  原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水 処理」
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等 対応設備	
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備 <sup>*1</sup>	自主対策設備	
	全交流動力電源	代替交流電源設備による 原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)	事故時操作要領書 (微候ベース) 「水位確保」等
			サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 <sup>*1</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>*1</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>*1</sup> 代替所内電気設備 <sup>*1</sup>	重大事故等 対応設備	
			原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	重大事故等 対応設備 (設計基準拡張)	
サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備 <sup>*1</sup> 可搬型直流電源設備 <sup>*1</sup>			重大事故等 対応設備		
		可搬型直流電源設備による 原子炉隔離時冷却系への給電			

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(4 / 6)  
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	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	原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車による	原子炉隔離時冷却ポンプ サプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 ・ストレータ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備 <sup>*1</sup> 所内常設蓄電式直流電源設備 <sup>*1</sup>	自主対策設備  事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。



対応手段，対応設備，手順書一覧(5 / 6)  
(監視及び制御)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
監視及び制御	—	(中央制御室起動時)の高圧原子炉代替注水系の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 高圧原子炉代替注水流量 サブプレッション・プール水位 (S A)	重大事故等 対応設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等  AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
			原子炉水位 (狭帯域)	自主対策設備	
		高圧原子炉代替注水系 (現場起動時)の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 (可搬型計測器)	重大事故等 対応設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等  AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」
			原子炉水位 (狭帯域) 高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系 (現場起動時)の監視計器	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 (可搬型計測器)	重大事故等 対応設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等  AM設備別操作要領書 「RCICによる原子炉注水」
			原子炉水位 (狭帯域) 原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧(6 / 6)  
(重大事故等の進展抑制時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
重大事故等の進展抑制	-	制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 配管・弁 原子炉压力容器 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) 常設代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1	自主対策設備  事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」
		進展抑制 (ほう酸水注入系によるほう酸水注入)	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉压力容器内部) 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1	重大事故等 対応設備  事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」
		進展抑制 (ほう酸水注入系による注水)	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 テストタンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉压力容器内部) 復水輸送系 消火系 補給水系 原子炉压力容器 常設代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1	自主対策設備  事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

## 第 1.2-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

### 監視計器一覧(1 / 7)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水 a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等  AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」	判断 基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		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	高圧原子炉代替注水流量
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)

監視計器一覧(2 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水 b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等  AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域)
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域)
		補機監視機能	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (可搬型計測器) 高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力

# 監視計器一覧(3 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.2 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉圧力容器への注水 a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等  AM設備別操作要領書 「R C I Cによる原子炉注水」  原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水処理」	判断基準	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域)
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A) 原子炉水位 (可搬型計測器) 原子炉水位 (狭帯域)
		補機監視機能	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉圧力 (可搬型計測器) 原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力 可搬型回転計

監視計器一覧(4/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 a. 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水		
事故時操作要領書(徴候ベース) 「水位確保」等  AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」	判断基準	電源  C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		原子炉压力容器内の水位  原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		補機監視機能  原子炉補機冷却系常用流量
		水源の確保  復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の水位  原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		原子炉压力容器内の圧力  原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉压力容器内への注水量  制御棒駆動水圧系系統流量
		補機監視機能  制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力
		水源の確保  復水貯蔵タンク水位

監視計器一覧(5 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.2.2.3 重大事故等の進展抑制時の対応手順 (1) 重大事故等の進展抑制 b. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等  AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」	判断基準	電源  C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		原子炉圧力容器内の水位  原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		水源の確保  復水貯蔵タンク水位 ろ過水タンク水位 純水タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位  原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力  原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉圧力容器内への注水量  ほう酸水貯蔵タンク液位
		補機監視機能  ほう酸水注入ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力

# 監視計器一覧(6 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)
		水源の確保	サプレッション・プール水位 (S A)
	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 (S A)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉格納容器内の温度	サプレッション・プール水温度 (S A)
		原子炉压力容器への注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
		補機監視機能	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力 原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力 原子炉隔離時冷却系タービン回転速度
		水源の確保	サプレッション・プール水位 (S A)

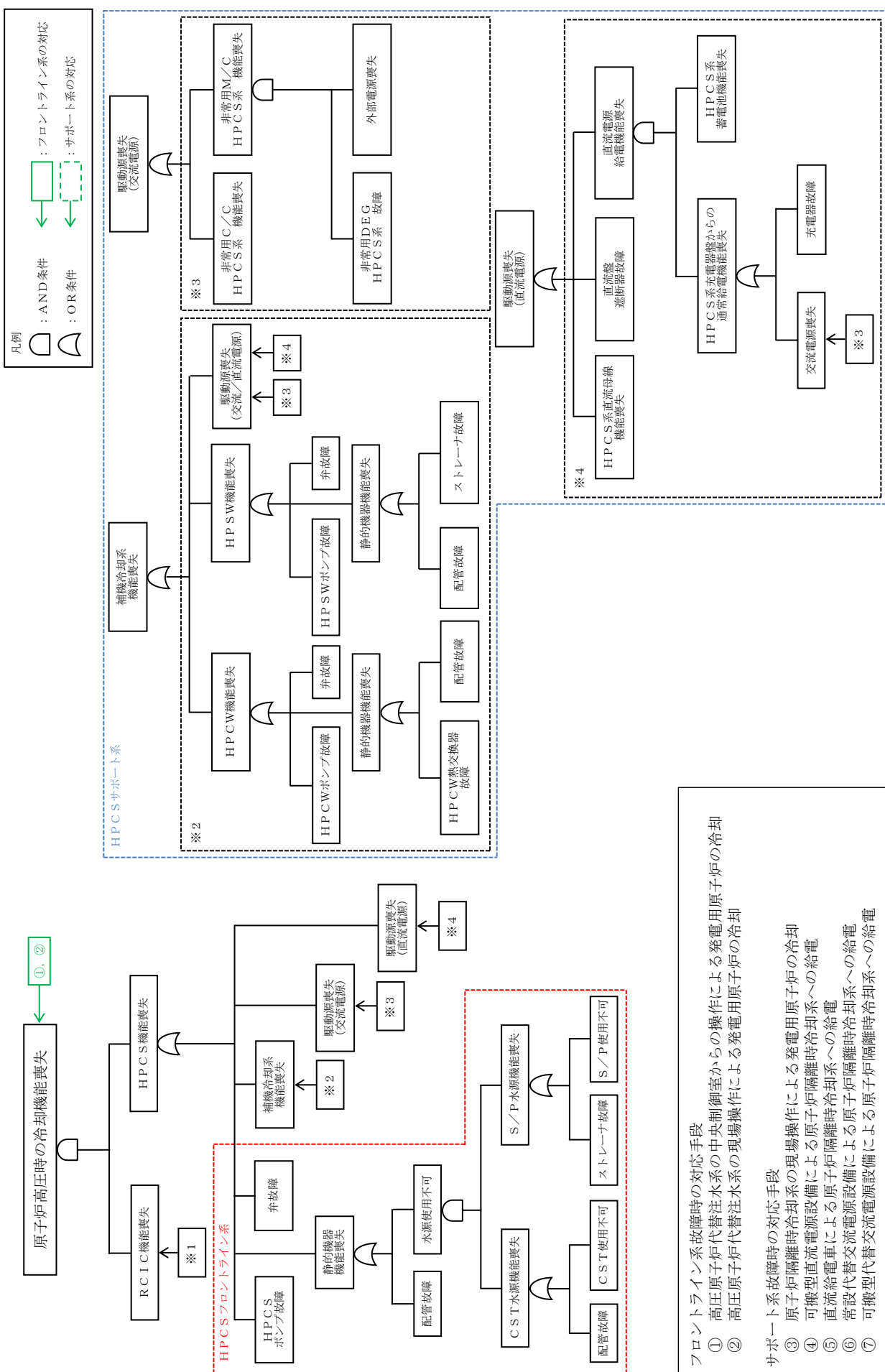


監視計器一覧(7/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.2.2.4 重大事故等対処設備 (設計基準拡張) による対応手順 (2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等	判断基準	電源	H P C S -メタクラ母線電圧
		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 (S A)
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)
	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 (S A)
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 (S A)
		原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
		補機監視機能	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (S A)

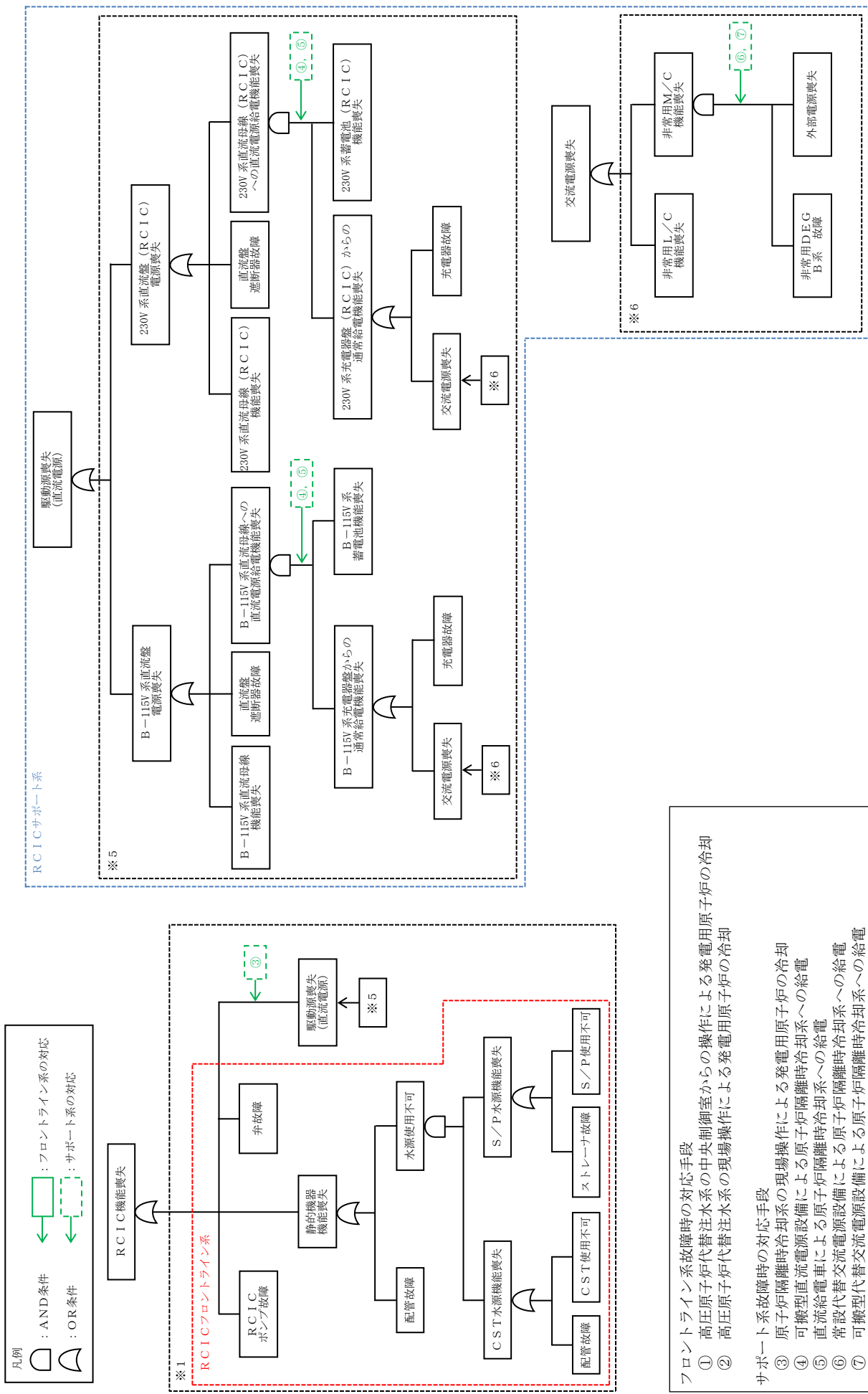
第 1.2-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.2】 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</p>	原子炉隔離時冷却系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備  230V 系 (R C I C)
	高圧原子炉代替注水系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備 (3 系統目) 可搬型直流電源設備  S A 用 115V 系
	ほう酸水注入ポンプ・弁	常設代替交流電源設備  C / C C 系 C / C D 系
	中央制御室監視計器類	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計装 C / C C 系 計装 C / C D 系



第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析(1 / 2)

- フロントライン系故障時の対応手段
- ① 高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの発電用原子炉の冷却
  - ② 高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却
- サブポート系故障時の対応手段
- ③ 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却
  - ④ 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
  - ⑤ 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電
  - ⑥ 常設代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
  - ⑦ 可搬型代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電



第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析(2 / 2)

フロントライン系故障時の対応手段  
 ① 高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却  
 ② 高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却

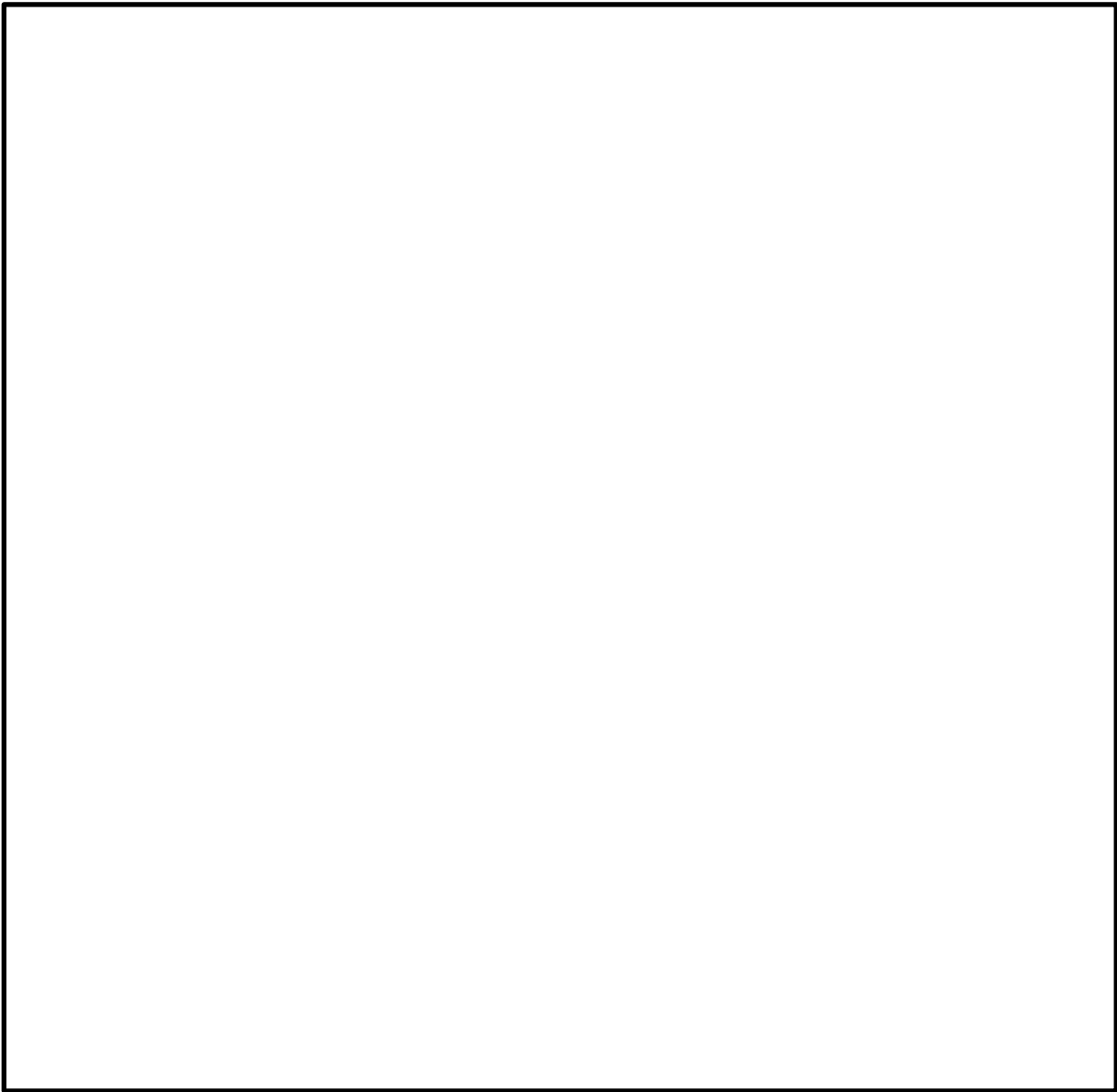
サポート系故障時の対応手段  
 ③ 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却  
 ④ 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電  
 ⑤ 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電  
 ⑥ 常設代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電  
 ⑦ 可搬型代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

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			
原子炉高压時の冷却機能喪失	HPCS機能喪失	HPCSポンプ故障									
		弁故障									
		静的機器機能喪失	水源使用不可	配管故障		CST水源機能喪失	配管故障				
						S/P水源機能喪失	CST使用不可				
						S/P水源機能喪失	S/P使用不可				
		補機冷却系機能喪失	HPCW機能喪失	HPCWポンプ故障		HPCWポンプ故障					
				弁故障							
				静的機器機能喪失		静的機器機能喪失	HPCW熱交換器故障				
							配管故障				
				HPSW機能喪失	HPSWポンプ故障		HPSWポンプ故障				
					弁故障						
			駆動源喪失(交流電源)	非常用C/C HPCS系機能喪失							
	非常用M/C HPCS系機能喪失						非常用DEG HPCS系故障				
							外部電源喪失				
	駆動源喪失(直流電源)	HPCS系直流母線機能喪失									
		直流盤遮断器故障									
	駆動源喪失(交流電源)	非常用C/C HPCS系機能喪失									
非常用M/C HPCS系機能喪失					非常用DEG HPCS系故障						
					外部電源喪失						
駆動源喪失(直流電源)	HPCS系直流母線機能喪失										
	直流盤遮断器故障										
RCIC機能喪失	RCICポンプ機能喪失	RCICポンプ故障									
		弁故障									
		静的機器機能喪失	水源使用不可	配管故障		CST水源機能喪失	配管故障				
						S/P水源機能喪失	CST使用不可				
						S/P水源機能喪失	S/P使用不可				
		駆動源喪失(直流電源)	B-115V系直流盤電源喪失	B-115V系直流母線機能喪失		B-115V系直流母線機能喪失					
	直流盤遮断器故障										
	230V系直流盤(RCIC)電源喪失	230V系直流母線(RCIC)機能喪失			230V系直流母線(RCIC)機能喪失						
直流盤遮断器故障											

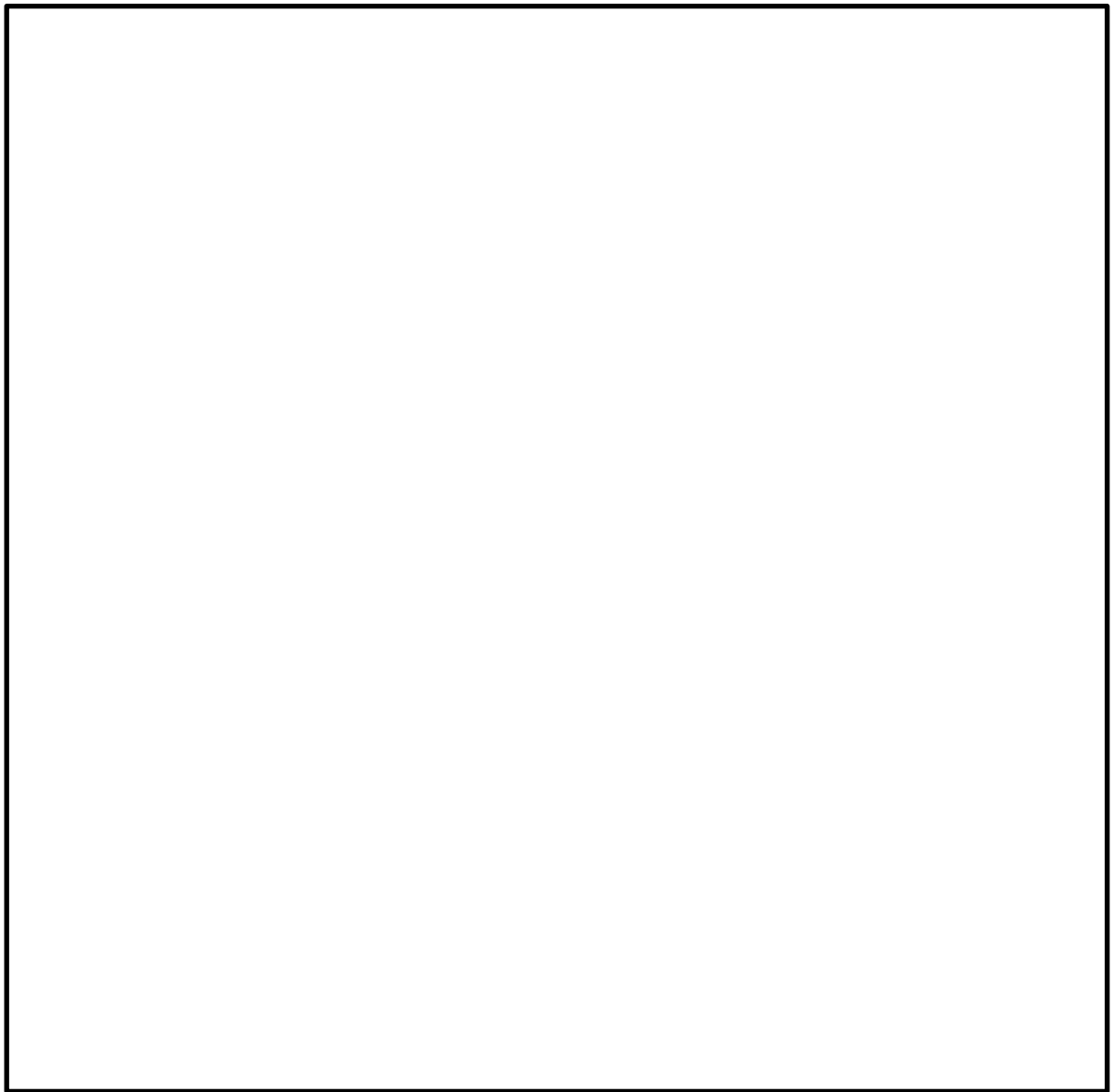
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)



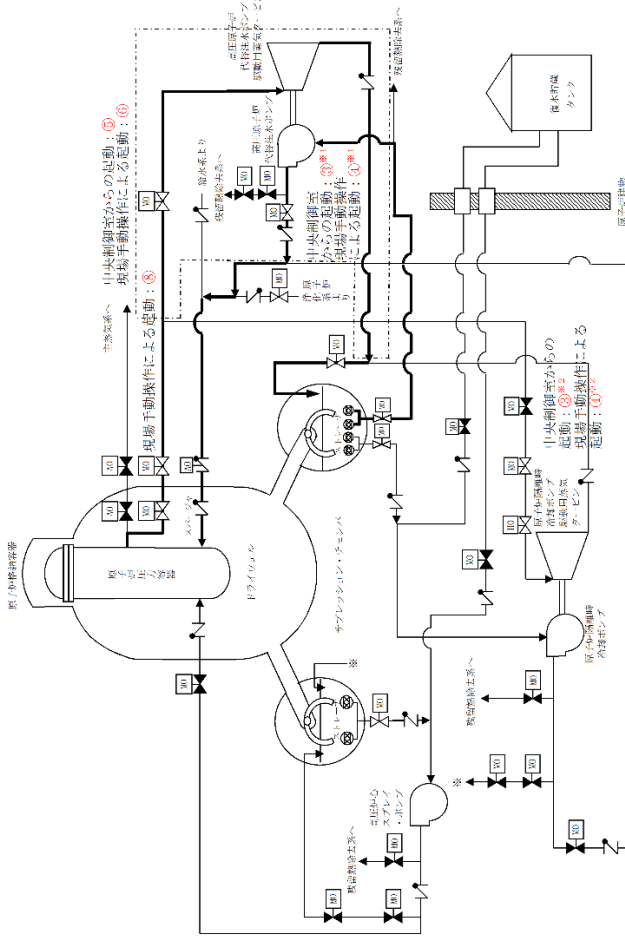
第 1.2-2 図 EOP 原子炉制御「水位確保」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.2-3 図 EOP 不測事態「水位回復」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



凡例

	ポンプ
	電動作動
	油圧作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
中央制御室からの起動：③※1	HPAC注水弁
現場手動操作による起動：④※1	タービン蒸気入口弁
中央制御室からの起動：③※2	RCIC HPACタービン蒸気入口弁
現場手動操作による起動：④※2	蒸気外側隔離弁
中央制御室からの起動：⑤	
現場手動操作による起動：⑥	
現場手動操作による起動：⑧	

記載例 ○：操作手順番号を示す。

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

第 1.2-4 図 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動，現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動 概要図

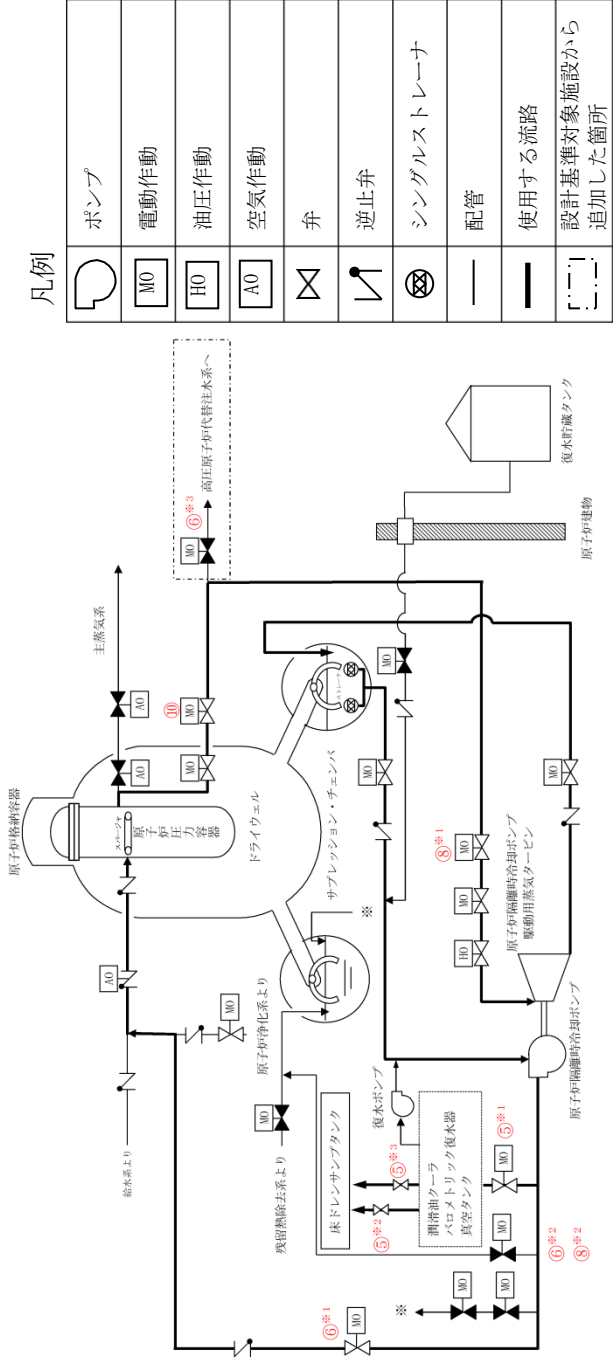


必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動 10分												
要員(敬)	電源確認、高圧原子炉代替注水系起動												
中央制御室運転員A	↑												
中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動													

第 1.2-5 図 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動 タイムチャート

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	
手順の項目	現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動 35分												
要員(敬)	可搬型計測器接続 (原子炉圧力)												
現場運転員 A, B	↑												
現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動													
現場運転員 C, D	移動, 系統確成												
	↑												
	可搬型計測器接続 (原子炉水位)												
	↑												
	移動, 系統確成												
	↑												
	起動												
	↑												

第 1.2-6 図 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動 タイムチャート



凡例

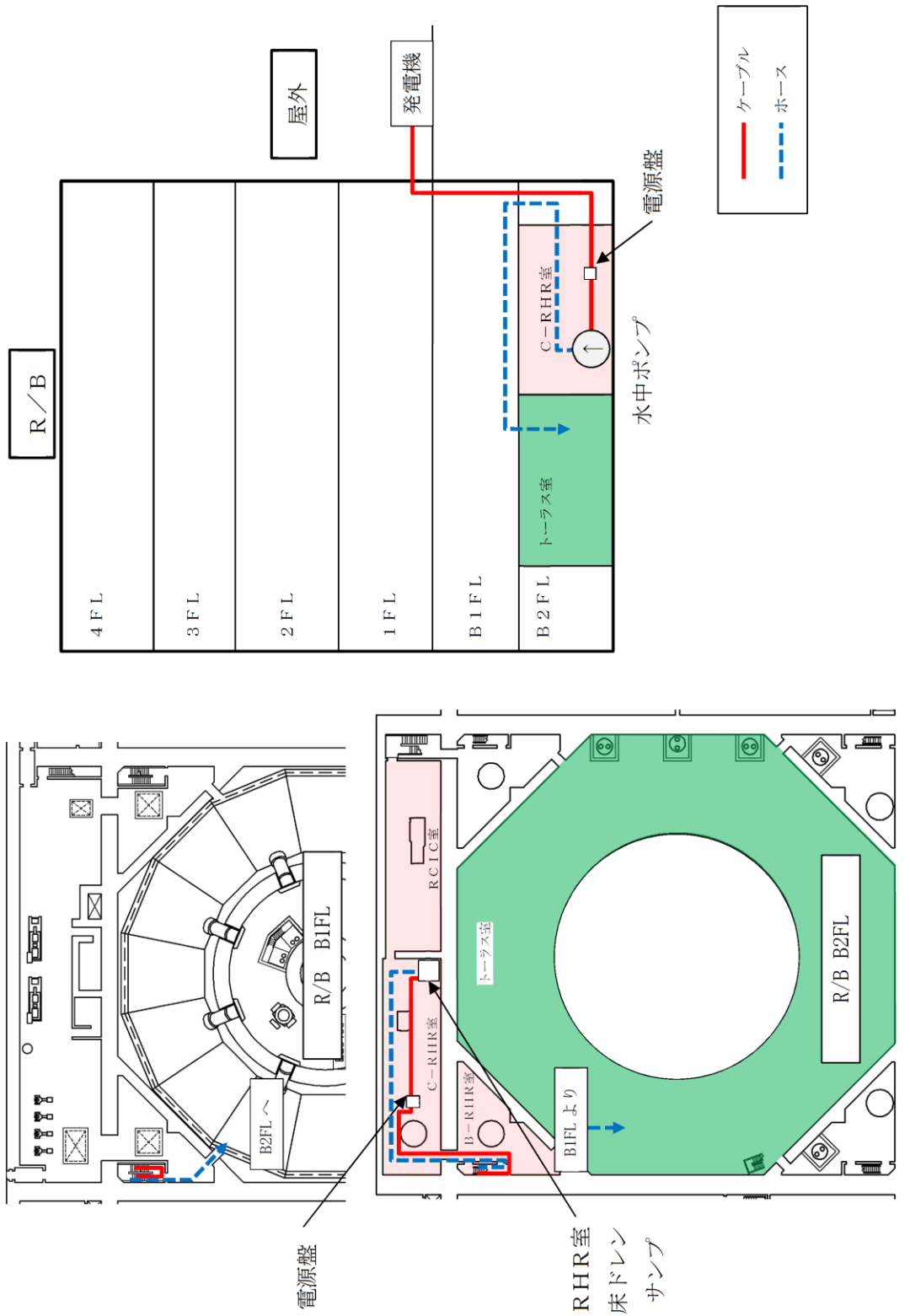
	ポンプ
	電動作動
	油圧作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
⑤※1	復水器冷却水入口弁
⑤※2	RIC真空タンクドレン弁
⑤※3	RIC真空タンク水位検出配管ドレン弁
⑥※1	RIC注水弁
⑥※2⑧※2	ミニマムフロー弁
⑥※3	RIC HPACタービン蒸気入口弁
⑧※1	タービン蒸気入口弁
⑩	蒸気外側隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

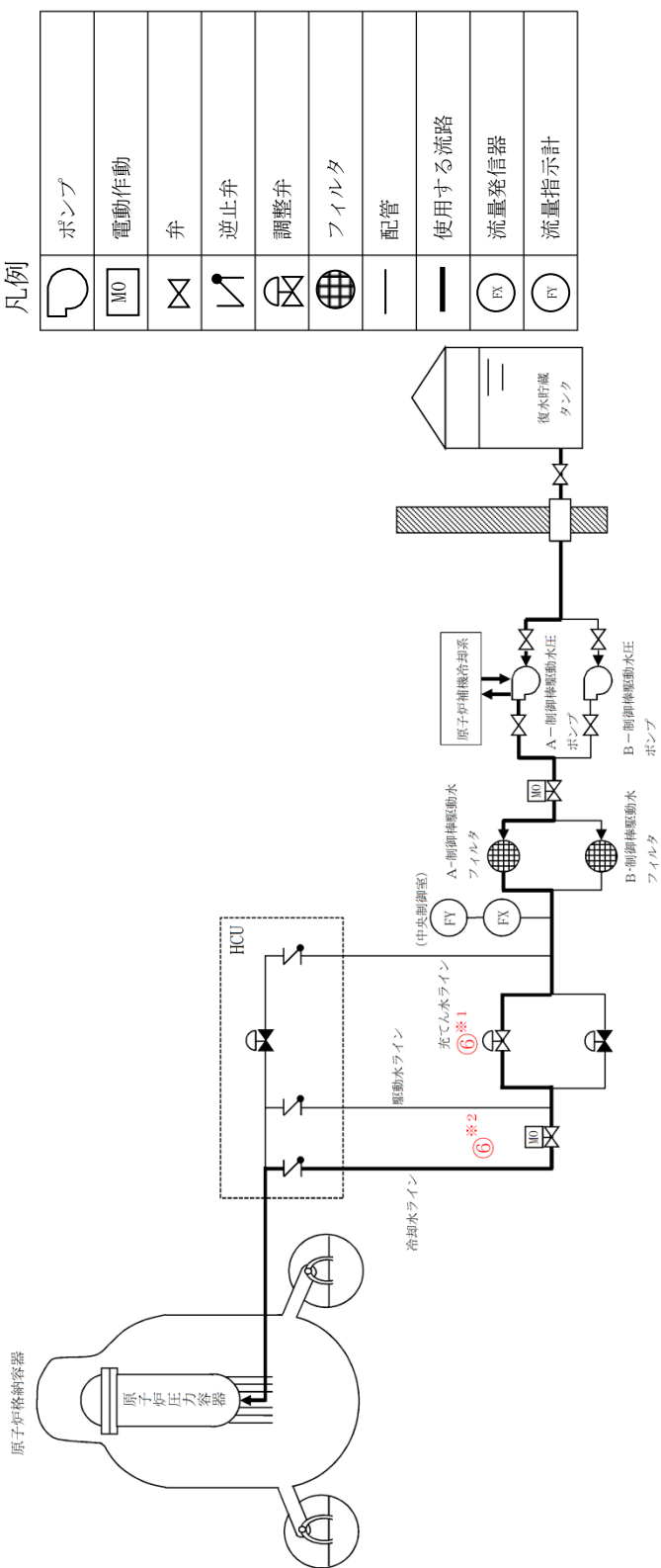
第 1.2-7 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図



第1.2-8 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動（排水処理） 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)											備考					
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120				
現場手動操作による 原子炉隔離時冷却系起動及び排水処理	要員(数)	現場手動操作による原子炉隔離時冷却系排水処理 1時間45分																
	現場運転員A, B	2	可搬型計測器接続 (原子炉圧力)															
				可搬型計測器接続 (原子炉水位)														
	現場運転員C, D	2	移動, 系統構成															
				保護員着任														
				起動操作														
	緊急時対策要員	2	移動, 発電機設置															
				水中ポンプ運搬														
				資機材搬入														
				発電機起動, 水中ポンプ起動														
緊急時対策要員	2	移動, 発電機設置																
			電源盤運搬															
			ケーブル敷設															
			発電機起動, 水中ポンプ起動															

第 1.2-9 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び排水処理 タイムチャート



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	調整弁
	フィルタ
	配管
	使用する流路
	流量発信器
	流量指示計

操作手順	弁名称
⑥※1	C RD 系統流量調節弁
⑥※2	C RD 駆動水圧力調節弁

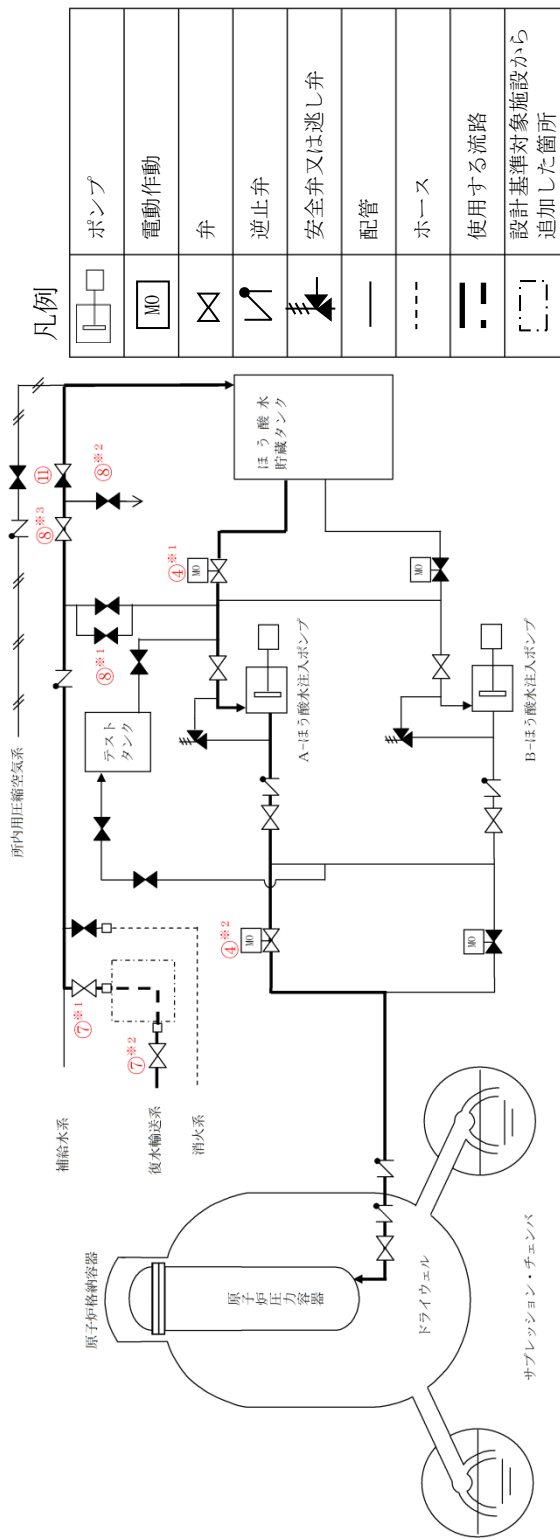
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.2-10 図 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 15分 												
要員(数)													
制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	1												
中央制御室運転員A													

第 1.2-11 図 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

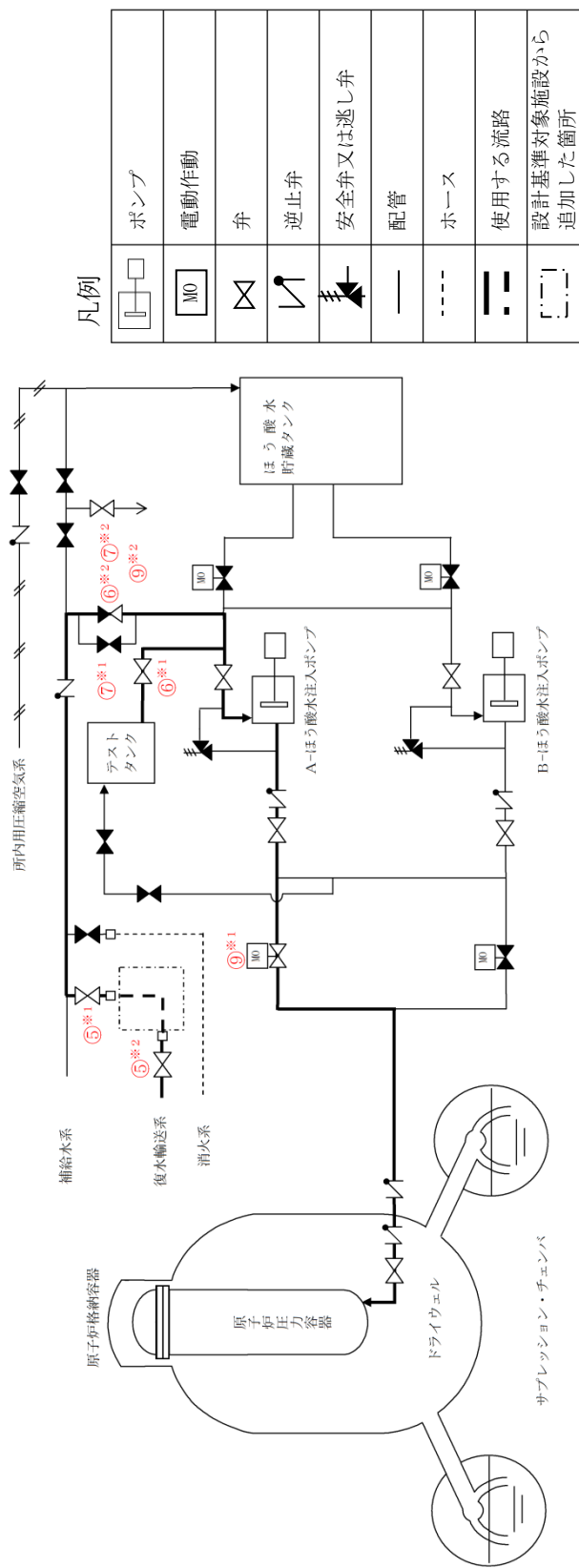


操作手順	弁名称
④※1	A-SLCタンク出口弁
④※2	A-SLC注入弁
⑦※1	MUW工具類除染シンク供給弁 (除染用)
⑦※2	CWT工具類除染シンク除染弁
⑧※1	SLC封水止め弁
⑧※2	SLCドレン弁
⑧※3	SLCタンク補給水入口元弁
⑪	SLCタンク補給水入口弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.2-12 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 (ほう酸水貯蔵タンク使用) 概要図 (1 / 2)



操作手順	弁名称
⑤※1	MUW工具類除染シンク供給弁 (除染用)
⑤※2	CWT工具類除染シンク除染弁
⑥※1	S LCテストタンク出口弁
⑥※2 ⑦※2 ⑨※2	S LCオリフィスバイパス弁
⑦※1	S LC封水止め弁
⑨※1	A-S LC注入弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.2-12 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 (ほう酸水注入系テストタンク使用) 概要図 (2 / 2)

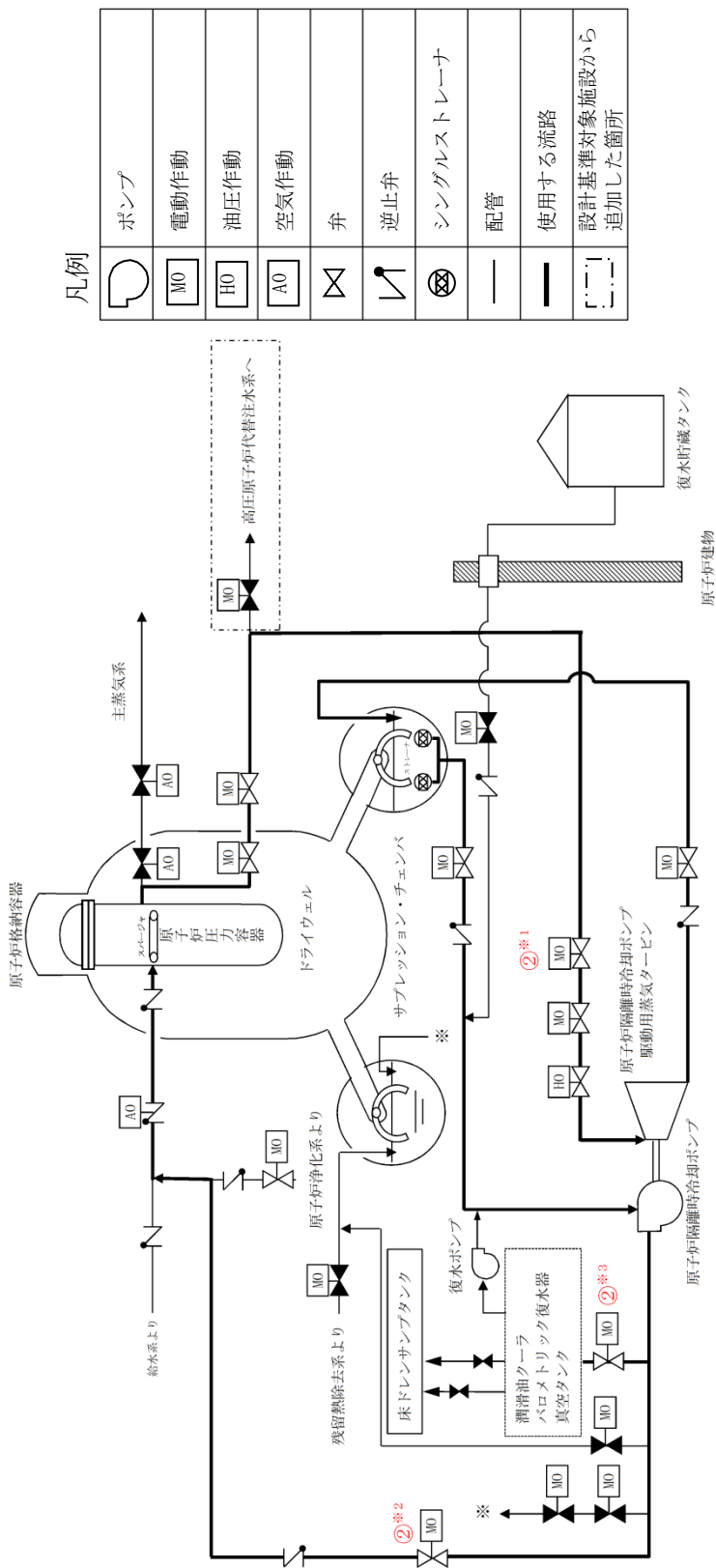


必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	ほう酸水注入系によるほう酸水注入開始 10分 ほう酸水注入系によるほう酸水注入による継続注水準備完了 1時間 電源確認、ほう酸水注入ポンプ起動、注入開始 移動、ホース敷設 系統構成 継続注水機作												
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 (継続注水含む。) (ほう酸水貯蔵タンク使用)	要員(数)												
	中央制御室運転員A	1											
	現場運転員B, C	2											※1

※1：ほう酸水注入系A系による原子炉注入を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉注入については、注入開始まで10分以内で可能である。

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水開始 1時間15分 電源確認、復水輸送ポンプ運転確認 移動、ホース敷設 系統構成、タンク水張り ほう酸水注入ポンプ起動、注水開始												
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 (ほう酸水注入系アスタタンク使用)	要員(数)												
	中央制御室運転員A	1											
	現場運転員B, C	2											

第 1.2-13 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水 タイムチャート



凡例

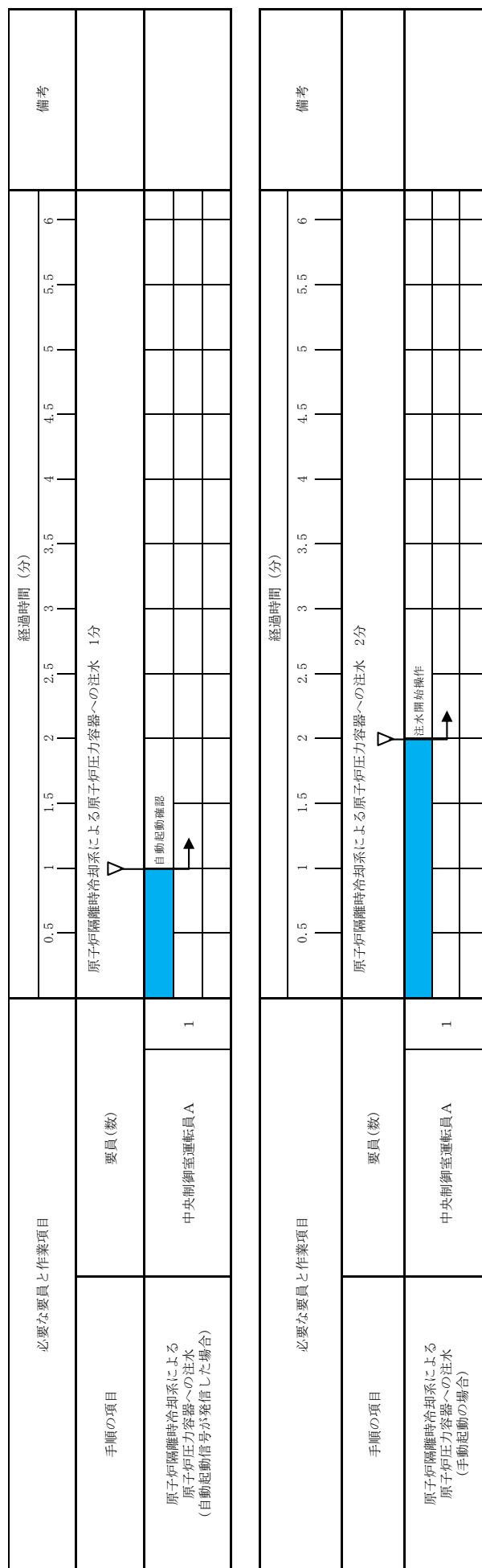
	ポンプ
	電動作動
	油圧作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
②※1	タービン蒸気入口弁
②※2	R I C 注水弁
②※3	復水器冷却水入口弁

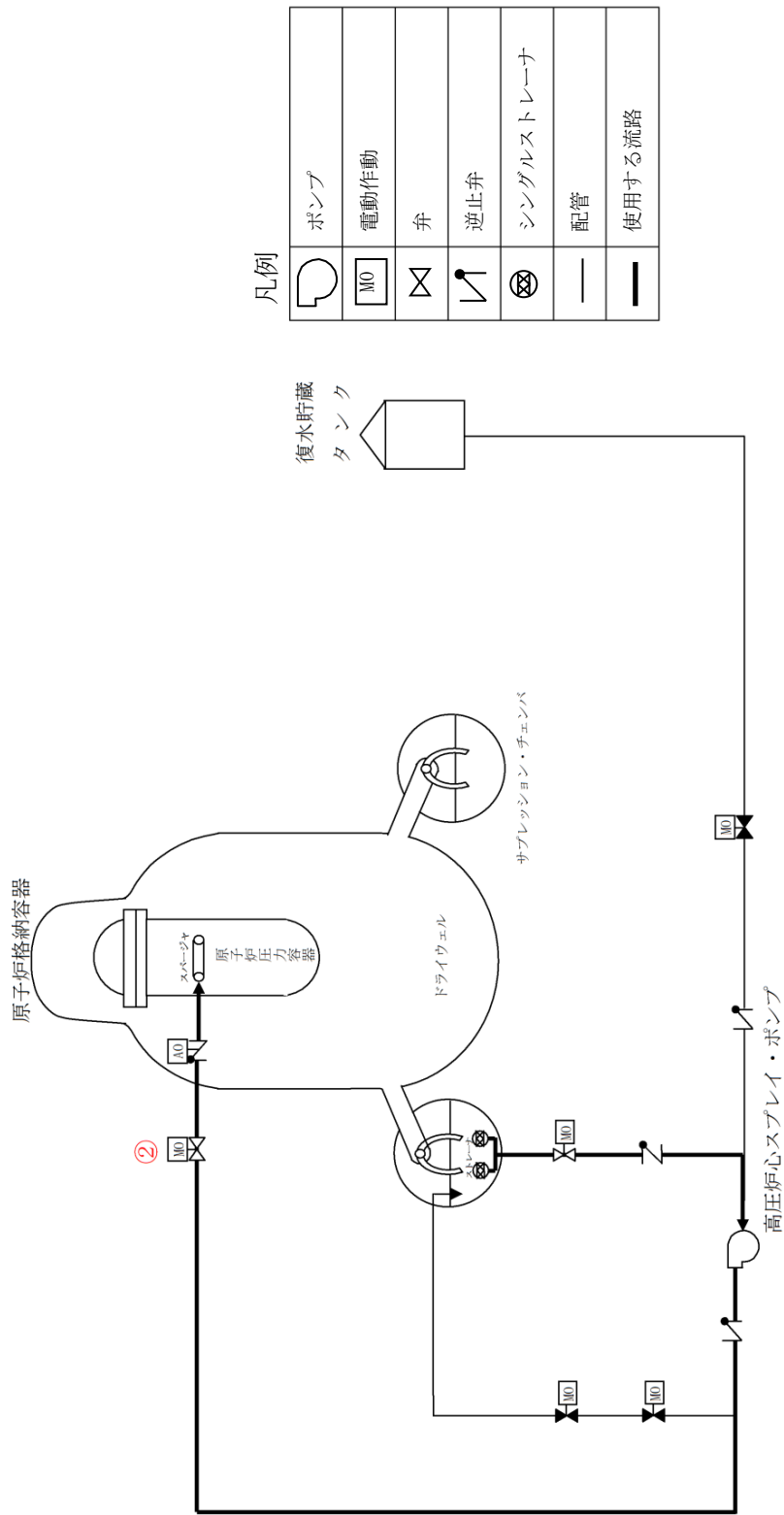
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.2-14 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 概要図



第 1.2-15 図 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート



操作手順	弁名称
②	HPCS注水弁

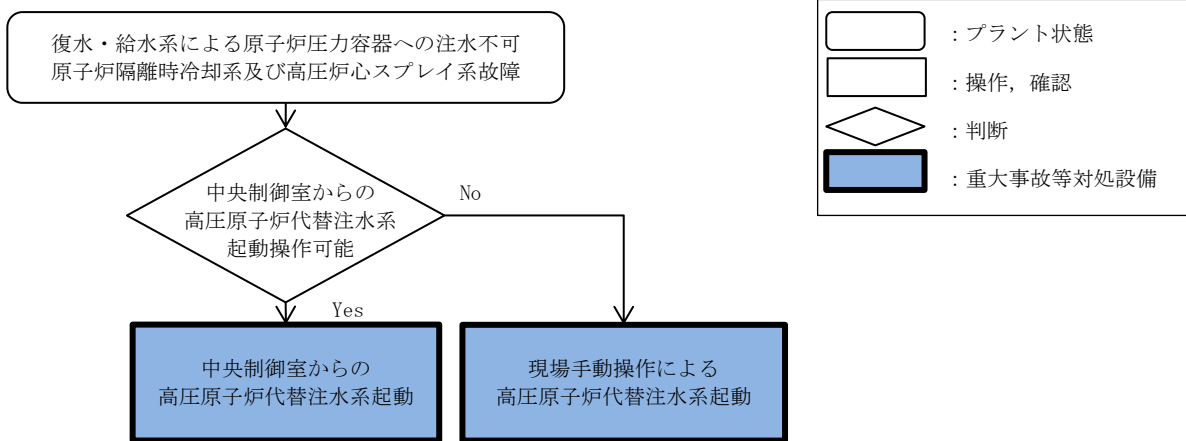
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.2-16 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 概要図

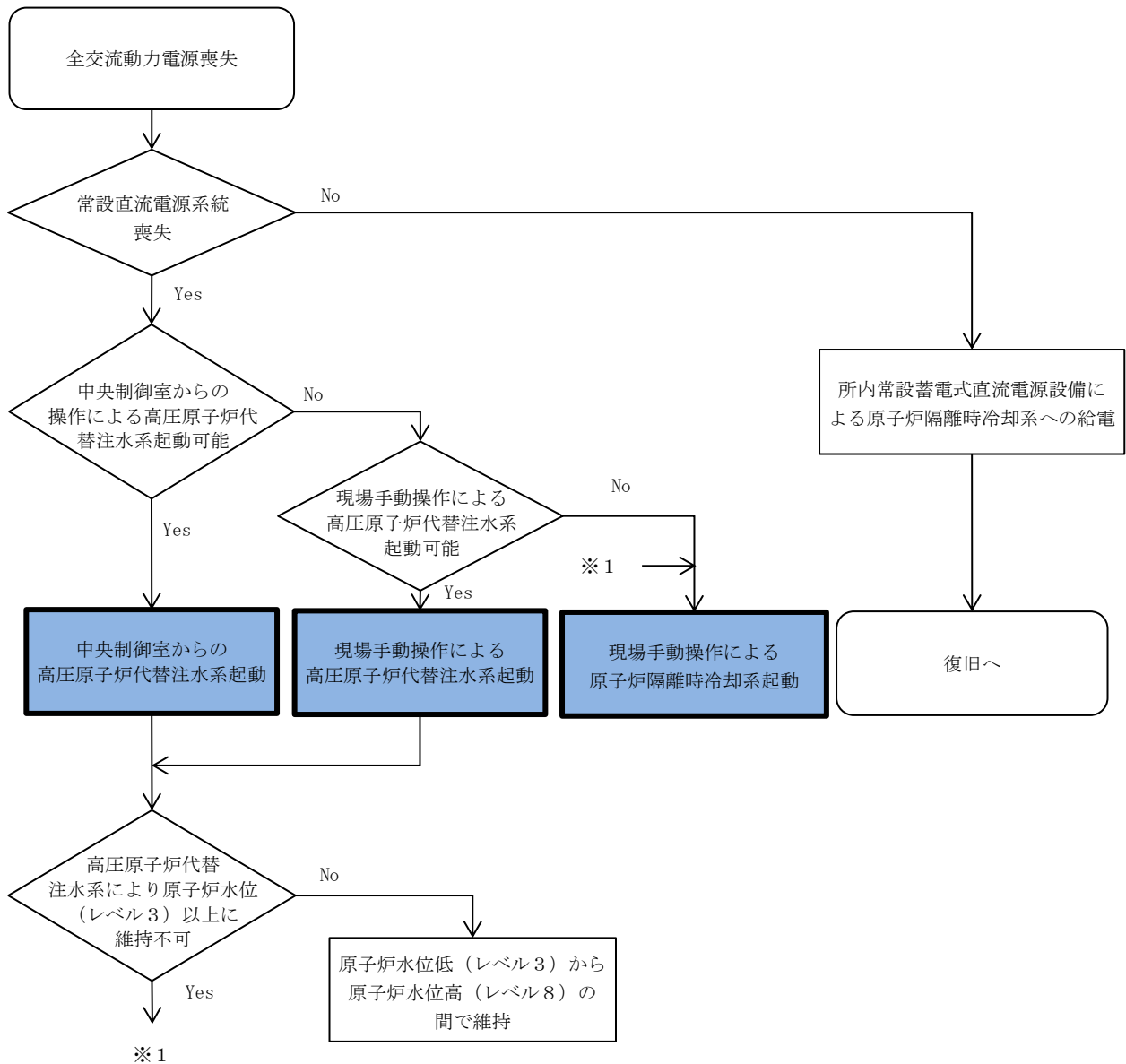
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員(数)	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6	
高圧炉心スプレイ系による 原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)	中央制御室運転員A 1	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 1分												
高圧炉心スプレイ系による 原子炉圧力容器への注水 (自動起動の場合)	中央制御室運転員A 1	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 2分												

第 1.2-17 図 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

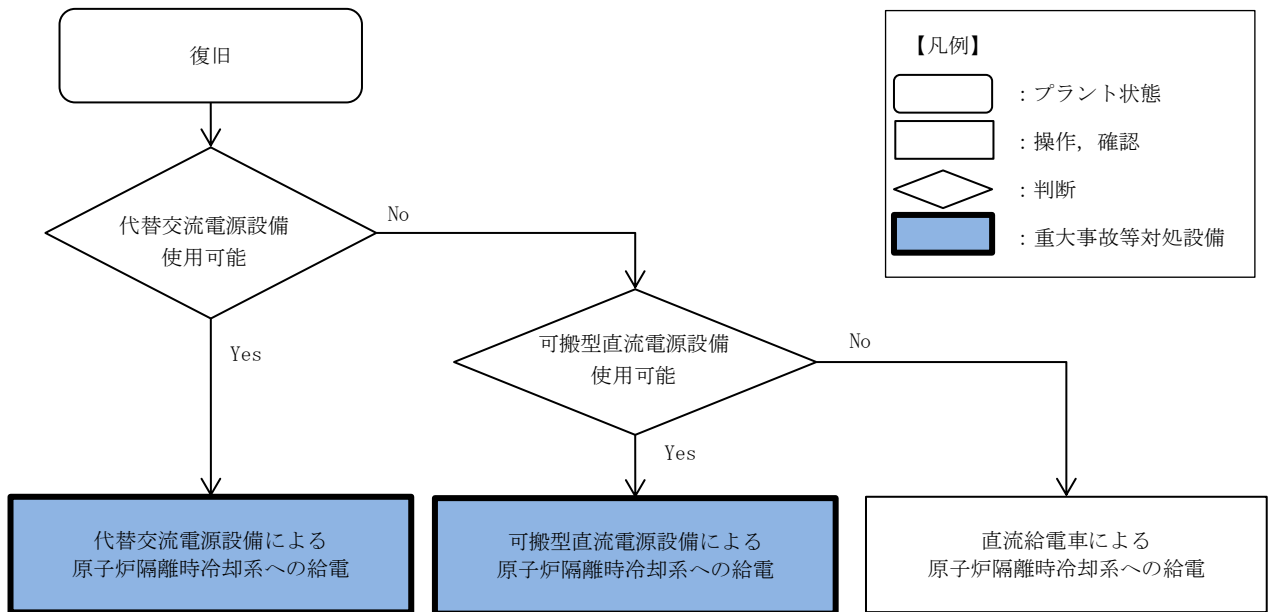
(1) フロントライン系故障時の対応手順の選択



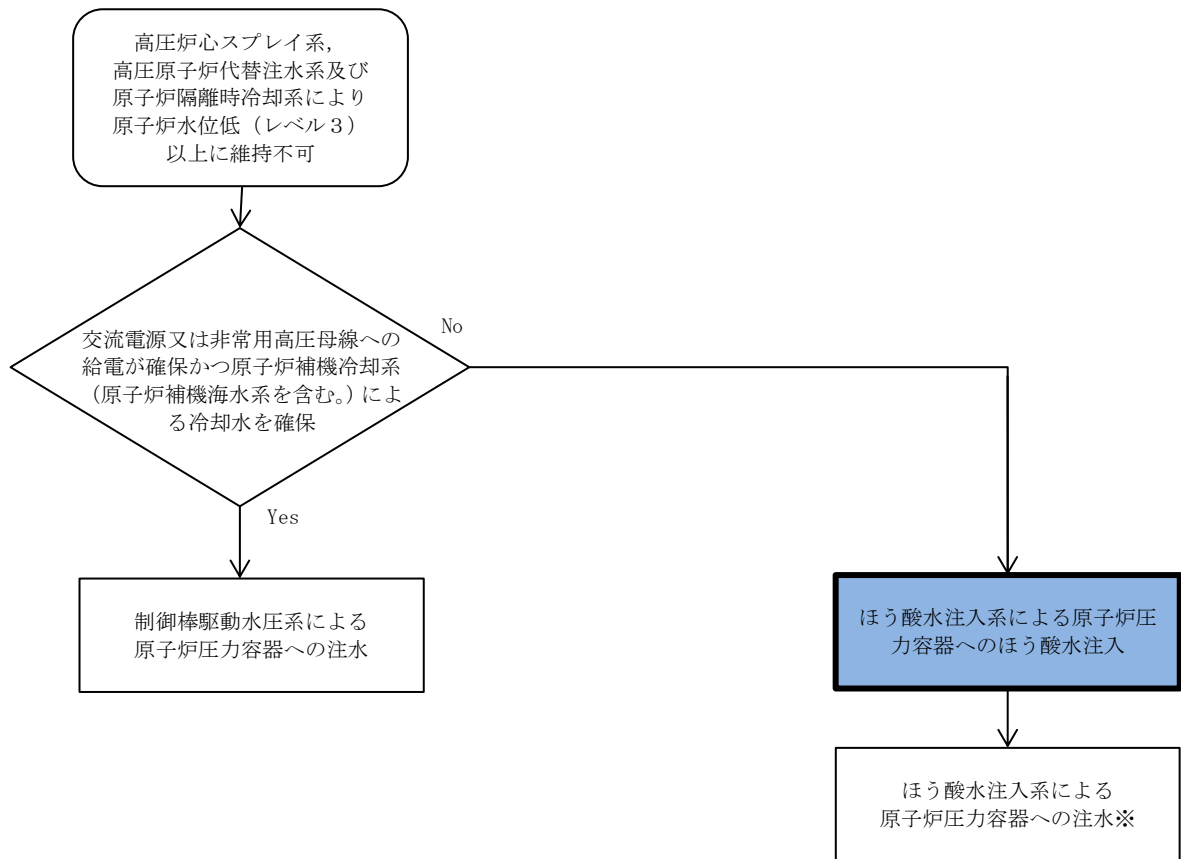
(2) サポート系故障時の対応手順の選択



第 1.2-18 図 重大事故等時の対応手段選択 フローチャート(1 / 2)



(3) 重大事故等の進展抑制時の対応手順の選択



※ 補給水系を水源としてほう酸水貯蔵タンク又はテストタンクに 補給をしながら注水を行う。なお、補給水系が使用できない場合 は、復水輸送系又は消火系を水源として補給を行う。

第 1.2-18 図 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 / 9)

技術的能力審査基準 (1.2)	番号	設置許可基準規則 (四十五条)	技術基準規則 (六十条)	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。</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</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</p>	⑨
<p>【解釈】</p> <p>1 「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。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>1 第45条に規定する「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。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第60条に規定する「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。</p>	—
<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。</p>	②	<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。</p>	<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。</p>	⑩
<p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、下記(1) b) i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	—	<p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1) b) i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	<p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1) b) i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	—
<p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p> <p>※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	③	<p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	⑪
<p>c) 監視及び制御</p> <p>i) 原子炉水位(BWR及びPWR)及び蒸気発生器水位(PWRの場合)を推定する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p>	④			
<p>ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p>	⑤			
<p>iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p>	⑥			
<p>(2) 復旧</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水(循環を含む。)すること及び原子炉を冷却できる設備に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。(BWRの場合)</p>	⑦			
<p>b) 電動補助給水ポンプに代替交流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。(PWRの場合)</p>	—			
<p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系(SLCS)又は制御棒駆動機構(CRD)等から注水する手順等を整備すること。(BWRの場合)</p>	⑧			

※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(2/9)

■ : 重大事故等対処設備    ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設/ 新設	基準解 釈対応	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
原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ	既設	① ⑨	-	-	-	-	-	
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	主蒸気系 配管	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉浄化系 配管	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							
	所内常設蓄電式直流電源設備※1	既設							
	非常用交流電源設備※1	既設							
高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ・ポンプ	既設	① ⑨	-	-	-	-	-	
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	高圧炉心スプレイ補機冷却系	既設							
	非常用交流電源設備※1	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(3/9)

■ : 重大事故等対処設備 □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設/ 新設	基準解 釈対応	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
高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	新設	① ② ⑨ ⑩	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設							
	主蒸気系 配管	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設							
	原子炉浄化系 配管	既設							
	給水系 配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替直流電源設備 ※1	新設							
	所内常設直流電源設備 (3系統目) ※1	新設							
	可搬型直流電源設備 ※1	新設							
常設代替交流電源設備 ※1	新設								
可搬型代替交流電源設備 ※1	新設								
高圧原子炉代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	高圧原子炉代替注水系 (蒸気系) 配管・弁	新設							
	主蒸気系 配管	既設							
	原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁	既設							
	高圧原子炉代替注水系 (注水系) 配管・弁	新設							
	原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁	既設							
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉浄化系 配管	既設							
	給水系 配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	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(4/9)

■：重大事故等対処設備    ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設/ 新設	基準解 釈対応	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
原子炉隔離時冷却系の現場操作による 原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ	既設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	原子炉隔離時冷却系の現場操作による 原子炉の冷却（排水処理）	水中ポンプ	可搬	1時間45分	4人	自主対策とする理由は本文参照
	サブプレッション・チェンバ	既設			ホース	可搬			
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設			仮設発電機	可搬			
	主蒸気系 配管	既設			燃料補給設備※1	可搬			
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設							
	給水系 配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉浄化系 配管	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	-	-	-	-	-	-
	サブプレッション・チェンバ	既設							
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設							
	主蒸気系 配管	既設							
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉浄化系 配管	既設							
	給水系 配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	所内常設蓄電式直流電源設備※1	新設							
	常設代替交流電源設備※1	新設							
	可搬型代替交流電源設備※1	新設							
代替所内電気設備※1	既設 新設								
可搬型直流電源設備による 原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ	常設	4時間15分 ※1	5人 ※1	自主対策とする理由は本文参照
	サブプレッション・チェンバ	既設			サブプレッション・チェンバ	常設			
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	常設			
	主蒸気系 配管	既設			主蒸気系 配管	常設			
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設			原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	常設			
	原子炉浄化系 配管	既設			原子炉浄化系 配管	常設			
	給水系 配管・弁・スパージャ	既設			給水系 配管・弁・スパージャ	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	可搬型直流電源設備※1	新設			直流給電車及び可搬型代替交流電源設備※1	常設 可搬			
	所内常設蓄電式直流電源設備※1	新設			所内常設蓄電式直流電源設備※1	常設			

※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(5/9)

■ : 重大事故等対処設備    □ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設/ 新設	基準解 釈対応	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
高圧原子炉代替注水系 (中央制御室起動時) 監視及び制御	原子炉水位 (広帯域)	既設	① ⑤ ⑥ ⑦ ⑨	高圧原子炉代替注水系 (中央制御室起動時) 監視及び制御	原子炉水位 (狭帯域)	既設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	原子炉水位 (燃料域)	既設							
	原子炉水位 (SA)	新設							
	原子炉圧力	既設							
	原子炉圧力 (SA)	新設							
	高圧原子炉代替注水流	新設							
	サブプレッション・プール水位 (SA)	新設							
高圧原子炉代替注水系 (現場起動時) 監視及び制御	原子炉水位 (広帯域)	既設	① ⑤ ⑥ ⑦ ⑨	高圧原子炉代替注水系 (現場起動時) 監視及び制御	原子炉水位 (狭帯域)	既設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	原子炉水位 (燃料域)	既設							
	原子炉水位 (SA)	新設							
	原子炉水位 (可搬型計測器)	新設							
	原子炉圧力	既設							
	原子炉圧力 (SA)	新設							
	原子炉圧力 (可搬型計測器)	新設							
原子炉隔離時冷却系 (現場起動時) 監視及び制御	原子炉水位 (広帯域)	既設	① ⑤ ⑥ ⑦ ⑨	原子炉隔離時冷却系 (現場起動時) 監視及び制御	原子炉水位 (狭帯域)	既設	-	-	自主対策とする理由は本文参照
	原子炉水位 (燃料域)	既設							
	原子炉水位 (SA)	新設							
	原子炉水位 (可搬型計測器)	新設							
	原子炉圧力	既設							
	原子炉圧力 (SA)	新設							
	原子炉圧力 (可搬型計測器)	新設							

※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(6 / 9)

■ : 重大事故等対処設備    ■ : 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設/ 新設	基準解 釈対応	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
ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入)	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ⑧ ⑨	制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水圧ポンプ	常設	15分	1人	自主対策とする理由は本文参照
	ほう酸水貯蔵タンク	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	ほう酸水注入系 配管・弁	既設			制御棒駆動水圧系 配管・弁	常設			
	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部)	既設			原子炉圧力容器	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉補機冷却系 (原子炉補機 海水系を含む。)	常設			
	常設代替交流電源設備※1	新設			常設代替交流電源設備※1	常設			
	代替所内電気設備※1	既設 新設			代替所内電気設備※1	常設			
	—	—			—	—			
	—	—	—	ほう酸水注入系による進展抑制 (注水)	ほう酸水注入ポンプ	常設	(原子炉への継続注水 準備) 1時間  (ほう酸水 注入系テスト タンク使用の 場合) 1時間15分	3人	自主対策とする理由は本文参照
	—	—	—		ほう酸水貯蔵タンク	常設			
	—	—	—		ほう酸水注入系テストタンク	常設			
	—	—	—		ほう酸水注入系 配管・弁	常設			
	—	—	—		差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部)	常設			
	—	—	—		復水輸送系	常設			
	—	—	—		消火系	常設			
—	—	—	補給水系	常設					
—	—	—	原子炉圧力容器	常設					
—	—	—	常設代替交流電源設備※1	常設					
—	—	—	代替所内電気設備※1	常設					

※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（7 / 9）

技術的能力審査基準（1.2）	適合方針
<p><b>【要求事項】</b></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。</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系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、炉心の著しい損傷を防止する手段として、高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p><b>【解釈】</b></p> <p>1 「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。</p>	<p>—</p>
<p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等及び原子炉隔離時冷却系と同等以上の効果を有する手段として、高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>

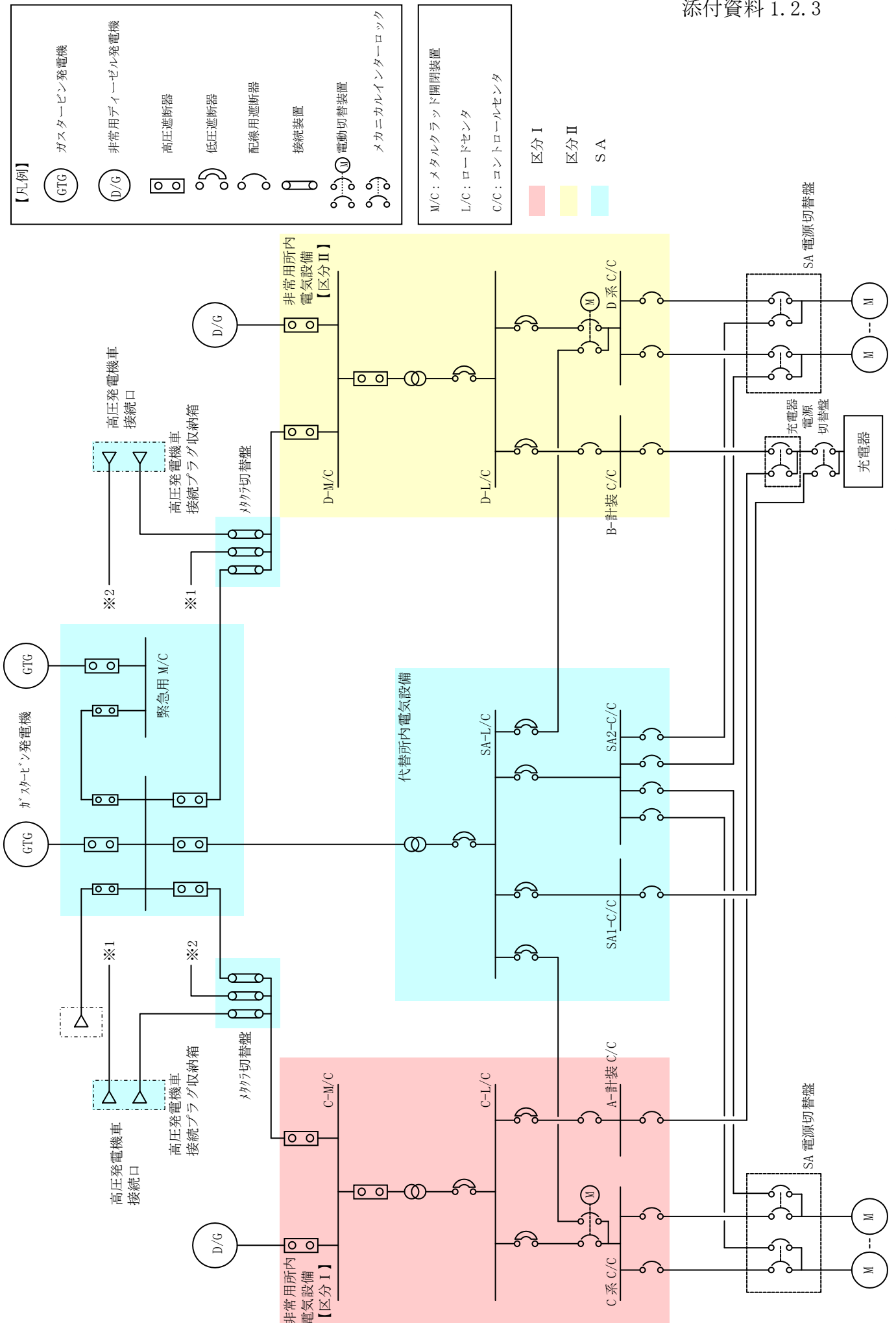
審査基準，基準規則と対処設備との対応表(8 / 9)

技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針
<p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、下記(1) b) i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p>	<p>(1) b) i)の人力による措置が操作性を考慮した弁の配置とすることにより、容易に行えることから、(1) a) i)可搬型重大事故防止設備に対する措置は対象外。</p>
<p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p> <p>※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>	<p>現場での人力による弁の操作により、高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な手順等(手順及び装備等)を整備する。</p> <p>※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>
<p>c) 監視及び制御</p> <p>i) 原子炉水位(BWR及びPWR)及び蒸気発生器水位(PWRの場合)を推定する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p>	<p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて原子炉水位を監視又は推定するために必要な手順等を整備する。</p> <p>なお、原子炉水位を推定するために必要な手順については「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等(手順、計測機器及び装備等)を整備すること。</p>	<p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に中央制御室にて発電用原子炉を冷却するために使用する高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等(手順及び装備等)を整備すること。</p>	<p>全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時に原子炉水位を制御するために必要な手順等(手順及び装備等)を整備する。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(9 / 9)

技術的能力審査基準 (1.2)	適合方針
<p>(2) 復旧</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に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。（BWRの場合）</p>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、代替直流電源（可搬型直流電源設備）及び代替交流電源（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により、原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続に必要な直流電源を給電するための手順等を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>b) 電動補助給水ポンプに代替交流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。（PWRの場合）</p>	<p>対象外</p>
<p>(3) 重大事故等の進展抑制</p> <p>a) 重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系 (SLCS) 又は制御棒駆動機構 (CRD) 等から注水する手順等を整備すること。（BWRの場合）</p>	<p>重大事故等の進展を抑制する手段として、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水に必要な手順等を整備する。</p>





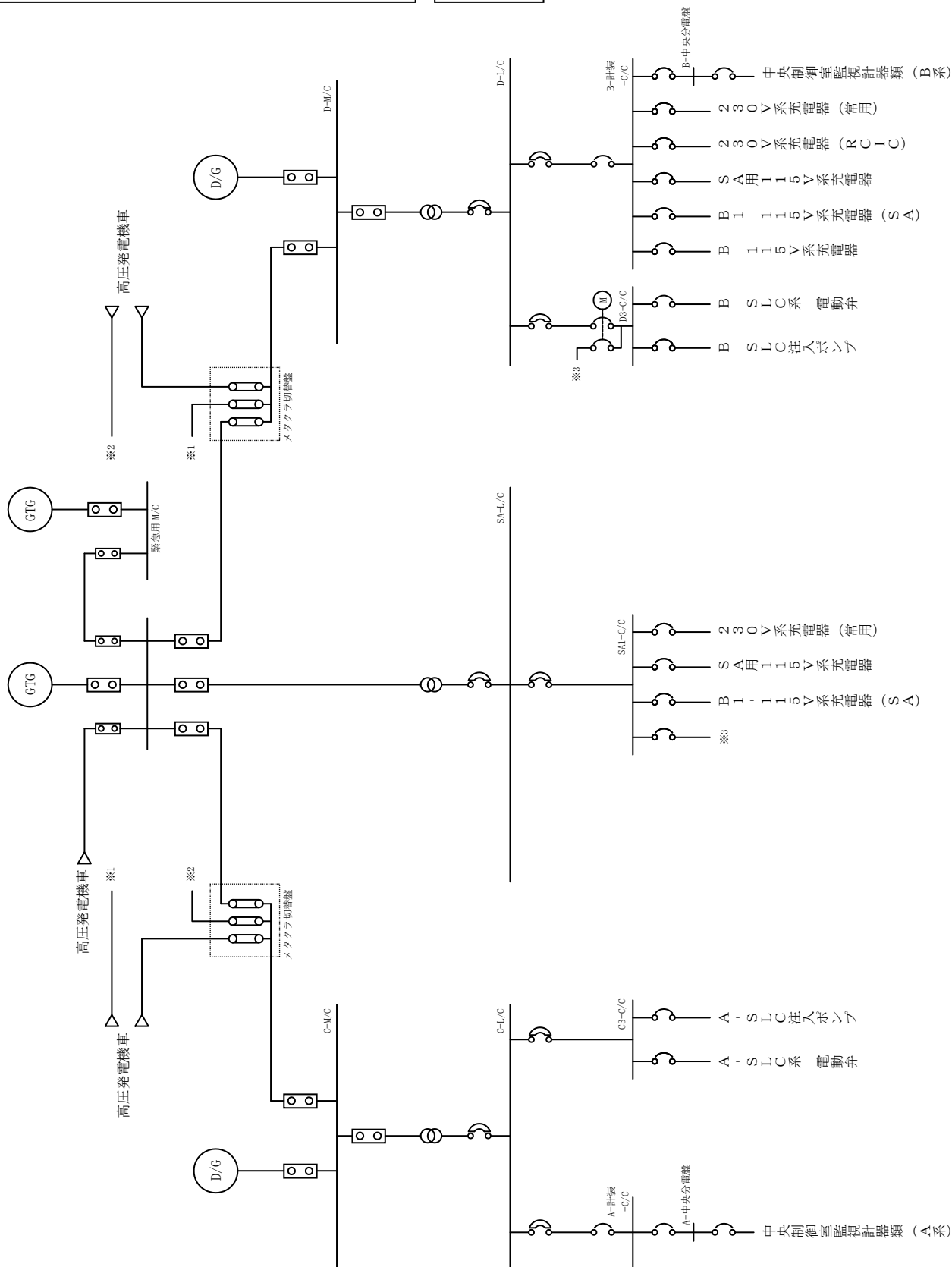
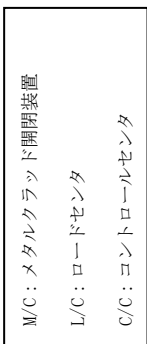
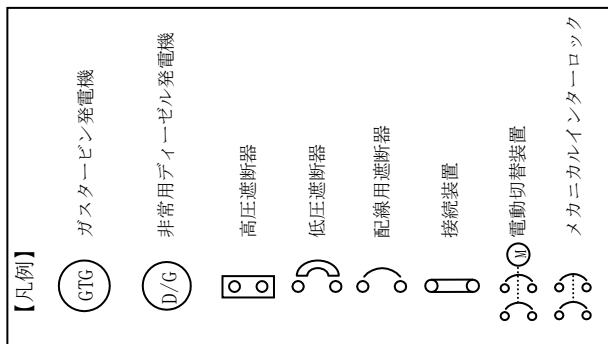
【凡例】

- ガスタービン発電機
- 非常用ディーゼル発電機
- 高圧遮断器
- 低圧遮断器
- 配線用遮断器
- 再接装置
- 電動切替装置
- メカニカルインターロック

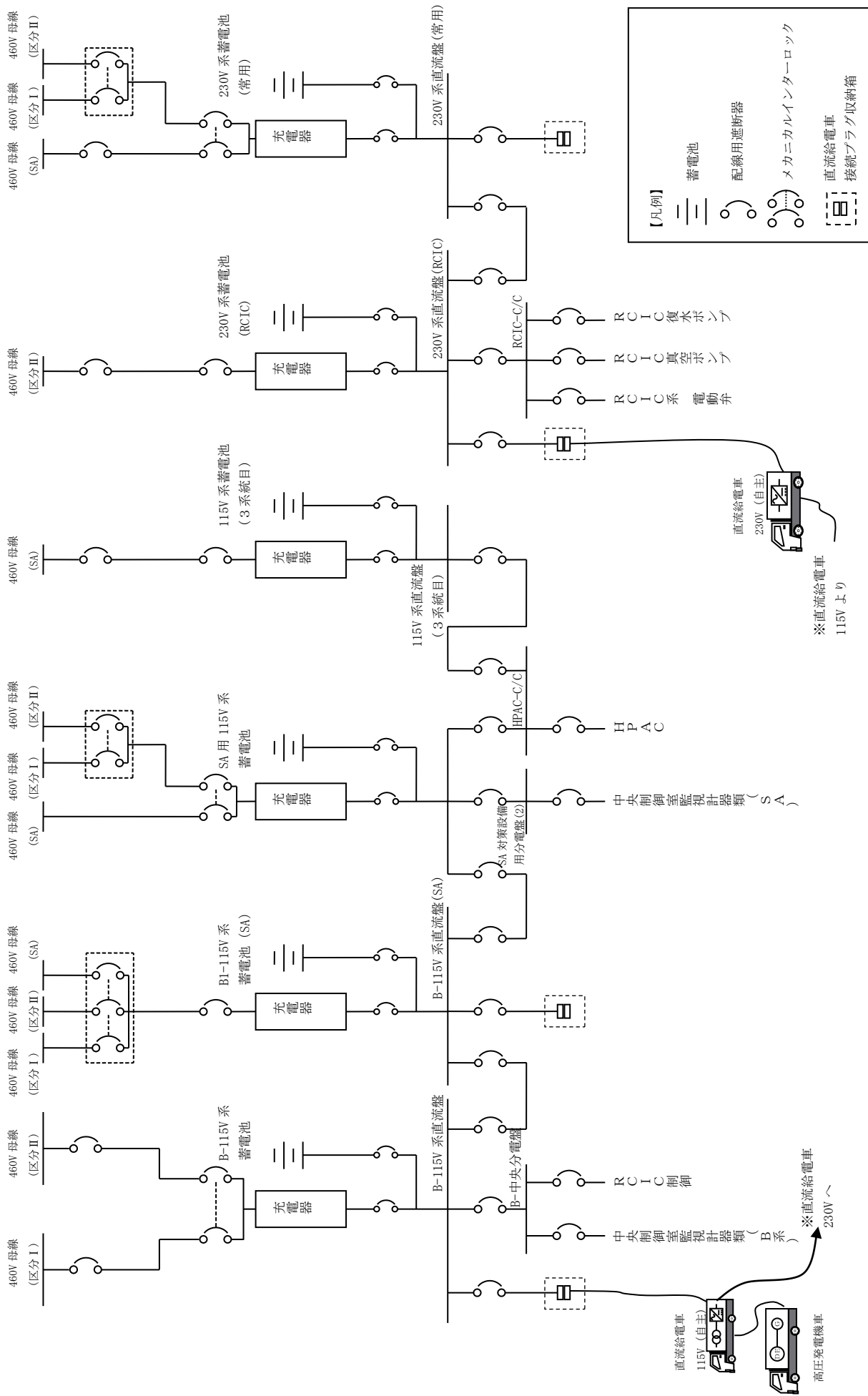
- M/C: メタルクラッド開閉装置
- L/C: ロードセンタ
- C/C: コントロールセンタ

- 区分 I
- 区分 II
- SA

第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第 3 図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

## 手順のリンク先について

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.2.2.1(1) a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動
  - ・原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順
  - <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失
2. 1.2.2.1(1) b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動
  - ・原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順
  - <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失
  - 1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失
3. 1.2.2.2(1) a. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動
  - ・原子炉水位の監視機能が喪失した場合の手順
  - <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失
  - 1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失
4. 1.2.2.2(2) a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
  - ・常設代替交流電源設備に関する手順及び可搬型代替交流電源設備に関する手順等
  - <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電
  - 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給
  - 1.14.2.5(2) タンクローリから各機器等への給油
5. 1.2.2.2(2) b. 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電
  - ・可搬型直流電源設備に関する手順等
  - <リンク先> 1.14.2.2(1) **c.** 可搬型直流電源設備による給電
  - 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給
  - 1.14.2.5(2) タンクローリから各機器等への給油
6. 1.2.2.2(2) c. 直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電
  - ・直流給電車に関する手順等
  - <リンク先> 1.14.2.2(1) **d.** 直流給電車による直流盤への給電

7. 1.2.2.4(1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水
- ・サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順
- <リンク先> 1.13.2.3(1) a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源切替え
8. 1.2.2.4(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水
- ・サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順
- <リンク先> 1.13.2.3(1) b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源切替え
9. 1.2.2.5 その他の手順項目について考慮する手順
- ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手順
- <リンク先> 1.4.2.1(1) a. (d) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
- ・サプレッション・チェンバから復水貯蔵タンクへの水源切替え手順
- <リンク先> 1.13.2.3(1) a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水時の水源切替え
- 1.13.2.3(1) b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時の水源切替え
- ・非常用交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池，所内常設直流電源設備（3系統目）として使用する115V系蓄電池（3系統目）又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，B1-115V系充電器（SA）及び230V系充電器（常用）による高圧原子炉代替注水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ・ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，制御棒駆動水圧ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び非常用交流電源設備への燃料補給手順
- <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電
- 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
- 1.14.2.2(1) b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電
- 1.14.2.2(1) c. 可搬型直流電源設備による給電
- 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電

- 1. 14. 2. 5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給
- 1. 14. 2. 5(2) タンクローリから各機器等への給油
- 1. 14. 2. 6(1) 非常用交流電源設備による給電
- ・原子炉水位の監視又は推定に係る計装設備に関する手順
- <リンク先> 1. 15. 2. 1 監視機能喪失
- 1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失

## 1.3 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と自主対策設備

##### 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. 手動操作による減圧

##### (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開放

###### b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放

###### c. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放

###### d. 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放

##### (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. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保

##### (3) 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策

(4) 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

(5) 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「二次格納施設制御」

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 自主対策設備仕様
- 添付資料1.3.3 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料1.3.4 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開放
  2. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放
  3. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放
  4. 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放
  5. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保
  6. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策
  7. インターフェイスシステムLOCA発生時の漏えい停止操作
- 添付資料1.3.5 インターフェイスシステムLOCA発生時の概要図
- 添付資料1.3.6 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1.3.7 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1.3.8 発電用原子炉の減圧操作について
- 添付資料1.3.9 逃がし安全弁の電源受電状態について
- 添付資料1.3.10 解釈一覧
1. 判断基準の解釈一覧
  2. 操作手順の解釈一覧
  3. 弁番号及び弁名称一覧
- 添付資料1.3.11 手順のリンク先について

下線は，今回の提出資料を示す。

### 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。

#### 【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の状態にある場合は、発電用原子炉の減圧が必要である。発電用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（第1.3-1図）。

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の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ほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>※1</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第四十六条及び「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、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第1.3-1表に整理する。

##### 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の故障により発電用原子炉の

減圧ができない場合は、減圧の自動化又は中央制御室からの手動操作により発電用原子炉を減圧する手段がある。

#### i 減圧の自動化

原子炉水位低（レベル1）到達10分後及び低圧炉心スプレイ・ポンプ運転又は残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に、代替自動減圧機能により発電用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「反応度制御」対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器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「自動減圧起動阻止スイッチ」及び「代替自動減圧起動阻止スイッチ」により自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

代替自動減圧機能による減圧の自動化で使用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）
- ・自動減圧起動阻止スイッチ
- ・代替自動減圧起動阻止スイッチ
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能付き<sup>※2</sup>B, Mの2個）
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・非常用交流電源設備

※2：12個の逃がし安全弁はすべて逃がし弁機能を有している。そのうち6個が自動減圧機能を有している。

#### ii 手動操作による減圧

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、発電用原子炉を減圧する。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、発電用原子炉を減圧する。

逃がし安全弁の手動操作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
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・可搬型直流電源設備

また、上記所内常設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

タービン・バイパス弁の手動操作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）、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、自動減圧起動阻止スイッチ、代替自動減圧起動阻止スイッチ、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、**所内常設直流電源設備（3系統目）**、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付ける。

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）として位置付ける。

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

（添付資料1.3.1）

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備である自動減圧系が故障した場合においても、発電用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、自主対策設備として位置付ける。併せて、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直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、可搬型直流電源設備、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）又は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）により逃がし安全弁の機能を回復させて発電用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、逃がし安全弁室素ガス代替供給設備により逃がし安全弁を作動させ発電用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の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。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又は所内常設直流電源設備（3系統目）にて逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。

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
- ・SRV用電源切替盤
- ・常設代替直流電源設備
- ・所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

ii 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復

逃がし安全弁の作動回路に、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を接続し、逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）
- ・逃がし安全弁
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

iii 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁機能回復

逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を原子炉建物原子炉棟にて接続し，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による減圧で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能付き B，M の 2 個）
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

iv 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧

逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備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）を開放して発電用原子炉を減圧する。

逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧に使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能なし<sup>※3</sup> A，J の 2 個）
- ・主蒸気系 配管・クエンチャ

※3：12 個の逃がし安全弁はすべて逃がし弁機能を有している。そのうち自動減圧機能を有していない 2 個の逃がし安全弁を逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備に用いる。

(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安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び逃がし安全弁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は，逃がし安全弁窒素ガス供給系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発電用原子炉を減圧する手段がある。

i 逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保

逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源が窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系に自動で切り替わることで窒素ガスを確保し，発電用原子炉を減圧する。また，逃がし安全弁の駆動源が逃がし安全弁窒素ガス供給系から供給されている期間において，逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は，待機側の逃がし安全弁用窒素ガスポンベに切り替えることで窒素ガスを確保し，発電用原子炉を減圧する。



逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・逃がし安全弁用窒素ガスポンペ
- ・逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・可搬型直流電源設備

また、上記所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替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

(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時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時の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力が設計圧力の2倍の状態（853kPa[gage]）となった場合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、供給圧力を調整する。

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。

- ・逃がし安全弁用窒素ガスポンペ
- ・逃がし安全弁窒素ガス供給系 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機能を復旧させて発電用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る復旧で使用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

ii 代替交流電源設備による復旧

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る復旧で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・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、SRV用電源切替盤、常設代替直流電源設備、**所内常設直流電源設備（3系統目）**、逃がし安全弁、主蒸気系配管・クエンチャ、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は重大事故等対処設備として位置付ける。

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、逃がし安全弁用窒素ガスボンベ、逃がし安全弁窒素ガス供給系配管・弁、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、常設代替交流電源設備、**所内常設蓄電式直流電源設備**、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、**所内常設直流電源設備（3系統目）**及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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、逃がし安全弁用窒素ガスボンベ及び逃がし安全弁窒素ガス供給系配管・弁は重大事故等対処設備として位置付ける。

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、代替所内電気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付ける。

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

(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、発電用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、自主対策設備として位置付ける。併せて、その理由を示す。

- ・主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の補助盤室からの電源供給が不可能となった場合において、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、代替電源として有効である。

- ・逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備

中央制御室から逃がし安全弁の遠隔操作が不可能となった場合には、他の窒素ガス供給設備と独立した系統である逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備を使用することができ、使用する際の現場作業（系統側への短管接続作業）に時間を要するものの、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

全交流動力電源喪失時には代替交流電源設備による給電を優先して実施しているため、高圧発電機車は配備されており、可搬型直流電源設備としては、電路構成等により対応することが可能である。その状態に追加して直流給電車2台（直流給電車 115V 及び 直流給電車 230V）の配備が必要となり時間を要するが、重大事故等の対処に必要となる直流電源を確保するための手段として有効である。

（添付資料 1.3.2）

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の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の破損を防止するため、逃がし安全弁の手動操作により発電用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
- ・逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・可搬型直流電源設備

また、上記所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替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

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器の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、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ、常設代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替

交流電源設備，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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の状態である場合においても，発電用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の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・バイパス弁により発電用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。

また，原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合において，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放することで，原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度の上昇を抑制し，環境を改善する手段がある。

なお，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による開放操作は必要としない。

原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離に使用する設備は，系統に原子炉圧力が負荷される状態での電動弁の開閉試験を実施する場合に，系統の低圧設計部分が過圧される可能性がある系統の隔離弁を選定している。

インターフェイスシステムLOCA発生時における発電用原子炉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
- ・逃がし安全弁逃がし弁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

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設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系注水弁
- ・低圧炉心スプレー系注水弁

インターフェイスシステムLOCA発生時における原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル

(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発生時における発電用原子炉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・クエンチャ及び逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として位置付ける。

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残留熱除去系注水弁及び低圧炉心スプレイ系注水弁は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付ける。

インターフェイスシステムLOCA発生時における原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度の上昇抑制並びに環境改善で使用する原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(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、発電用原子炉を減圧することで、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいを抑制することができる。

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

- ・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、発電用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、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）、AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める。（第1.3-1表）

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する。（第1.3-2表、第1.3-3表）

(添付資料 1.3.3)

### 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. 手動操作による減圧

発電用原子炉の冷温停止への移行又は低圧で原子炉注水が可能な系統を使用した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発電用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の破損防止を目的として、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発電用原子炉の減圧を行う。

##### (a) 手順着手の判断基準

###### i 発電用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

###### ii 急速減圧の場合

[低圧注水手段がある場合]

- ・低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動<sup>\*1</sup>により原子炉圧力容器への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

[注水手段がない場合]

- ・原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合

###### iii 炉心損傷後の減圧の場合

[低圧注水手段がある場合]

- ・高圧注水系は使用できないが、低圧注水系統1系統<sup>\*2</sup>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]

- ・原子炉圧力容器への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（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%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

(添付資料 1.3.8)

※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」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スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。

※2：「低圧注水系統1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系統をいう。

(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操作による減圧手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-2図、第1.3-3図、第1.3-4図及び第1.3-5図に示す。

[タービン・バイパス弁による減圧]

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、発電用原子炉を減圧するよう指示する。

②<sup>a</sup>判断基準 i：発電用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、原子炉冷却材温度変化率が55°C/hを超えないようにタービン・バイパス弁を手動で開閉操作し、発電用原子炉を減圧する。

②<sup>b</sup>判断基準 ii：急速減圧の場合

中央制御室運転員Aは、タービン・バイパス弁を手動で開操作し、発電用原子炉の急速減圧を行う。

[逃がし安全弁による減圧]

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、発電用原子炉を減圧するよう指示する。

②<sup>a</sup>判断基準 i：発電用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、原子炉冷却材温度変化率が55°C/hを超えないように逃がし安全弁を手動で開閉操作し、発電用原子炉を減圧する。

②<sup>b</sup>判断基準 ii : 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）6 個を手動で開操作し、発電用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）を 6 個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 6 個開放する。

②<sup>c</sup>判断基準 iii : 炉心損傷後の減圧の場合

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

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2 個を手動で開放できない場合は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を手動で開操作し、発電用原子炉を減圧する。

③中央制御室運転員 A は、サブプレッション・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・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱を行う。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから手動操作による減圧を開始するまでの想定時間は下記のとおり。

- ・タービン・バイパス弁による減圧：10 分以内
- ・逃がし安全弁による減圧：10 分以内

(2) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.3-22 図に示す。

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、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了し、復水器が使用可能であればタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧する。復水器が使用不可能であれば逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧する。また、原子炉水位低（レベル 1）到達 10 分後並びに低圧炉心スプレイ・ポンプ運転又は原子炉水位低（レベル 1）到達 10 分後並びに残留熱除去ポンプ運転（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発電用原子炉を減圧する。



### 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開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用115V系充電器により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して、発電用原子炉を減圧する。なお、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用115V系充電器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として使用するS A用115V系蓄電池にて逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。また、常設代替直流電源設備が蓄電池の枯渇により使用できない場合は、所内常設直流電源設備（3系統目）による直流電源の供給に切り替える。所内常設直流電源設備（3系統目）への切替え手順については、「1.14.2.2(1) b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電」にて整備する。

発電用原子炉の減圧状況の確認については、補助盤室の計器にて確認が可能である。

##### (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又は全交流動力電源喪失時に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する際に直流電源の切替が必要な状態において、以下の条件がすべて成立した場合。

- ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系統1系統<sup>※2</sup>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（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合。
- ・逃がし安全弁作動用の窒素ガスが確保されている場合。
- ・逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）から給電可能な場合。

※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」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スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原

子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。

※2：「低圧注水系統1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系統をいう。

(b) 操作手順

可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図及び第1.3-6図に、概要図を第1.3-7図に、タイムチャートを第1.3-8図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用115V系充電器による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。

[可搬型直流電源設備による復旧]

②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用115V系充電器による直流電源の復旧を依頼する。なお、可搬型直流電源設備に関する操作は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

[常設代替直流電源設備による復旧]

③当直副長は、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用115V系充電器による直流電源の復旧が完了するまでの間、逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧するため、運転員に常設代替直流電源設備として使用するS A用115V系蓄電池による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。

④現場運転員B及びCは、補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。

⑤現場運転員B及びCは、補助盤室のSRV用電源切替盤で、逃がし安全弁の制御回路電源を所内常設蓄電式直流電源設備として使用するB-115V系蓄電池から常設代替直流電源設備として使用するS A用115V系蓄電池への切替えを実施し、当直副長に常設代替直流電源設備として使用するS A用115V系蓄電池による逃がし安全弁開放の準備完了を報告する。

⑥当直副長は、中央制御室運転員に常設代替直流電源設備として使用するS A用115V系蓄電池による逃がし安全弁の開放を指示する。

⑦当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。

⑧中央制御室運転員Aは、逃がし安全弁を手動で開操作し、発電用原

子炉の減圧を開始する。

⑨現場運転員B及びCは、発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力（可搬型計測器）指示値の低下により確認し、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現場運転員B及びC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、当直副長へ発電用原子炉の減圧が完了したことを報告する。

なお、可搬型直流電源設備から電源供給が開始されると、負荷への給電がSA用115V系蓄電池からSA用115V系充電器による給電へ操作無く自動で切り替わることから、可搬型直流電源設備からの受電操作については不要である。

(c) 操作の成立性

[常設代替直流電源設備による復旧]

上記の操作は、中央制御室運転員1名、現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから常設代替直流電源設備による逃がし安全弁開放まで40分以内で可能である。

なお、所内常設直流電源設備（3系統目）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。

[可搬型直流電源設備による復旧]

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、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.3.4-1)

b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、補助盤室にて逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。

発電用原子炉の減圧状況の確認については、補助盤室の計器にて確認が可能である。

(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、常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）が使用できない場合で、以下の条件がすべて成立した場合。

・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動<sup>※1</sup>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系統1系統<sup>※2</sup>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（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合。

・逃がし安全弁作動用窒素ガスが確保されている場合。

※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」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スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。

※2：「低圧注水系統1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系統をいう。

#### (b) 操作手順

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図及び第1.3-6図に、概要図を第1.3-9図に、タイムチャートを第1.3-10図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由して、緊急時対策本部に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放の準備を依頼し、運転員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策本部は、当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に補助盤室にて逃がし安全弁用蓄電池を接続することによる原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧の準備作業を指示する。
- ③現場運転員B及びCは、補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。
- ④緊急時対策要員は、A、B-自動減圧継電器盤の逃がし安全弁作動回路に、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）及び仮設ケーブルを接続し、当直副長に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放の準備完了を報告する。

- ⑤当直副長は、中央制御室運転員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁の開放を指示する。
- ⑥当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、手動により逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑧現場運転員B及びCは、発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力（可搬型計測器）指示値の低下により確認し、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現場運転員B及びC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、当直副長に発電用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、中央制御室運転員1名、現場運転員2名、緊急時対策要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開まで1時間20分以内で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業を開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.3.4-2）

c. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、ADS仮設電源接続中継端子箱にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を接続し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。

発電用原子炉の減圧状況の確認については、補助盤室の計器にて確認が可能である。

(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、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）が使用できない場合で、以下の条件がすべて成立した場合。

- ・炉心損傷前の発電用原子炉の減圧は、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動<sup>\*1</sup>により原子炉圧力

容器への注水手段が確保されている場合。炉心損傷後の発電用原子炉の減圧は、高圧注水系が使用できない場合で、低圧注水系統1系統<sup>※2</sup>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（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合。

・逃がし安全弁（自動減圧機能付き）作動用窒素ガスが確保されている場合。

※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」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スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること、また、それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。

※2：「低圧注水系統1系統」とは、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか1系統をいう。

#### (b) 操作手順

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図及び第1.3-6図に、概要図を第1.3-11図に、タイムチャートを第1.3-12図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由して、緊急時対策本部に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁開放の準備を依頼し、運転員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁開放の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策本部は、当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁開放（自動減圧機能付き）を指示する。
- ③現場運転員A及びBは、補助盤室の原子炉プロセス計測盤に、原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し、原子炉圧力容器内の圧力を確認する。
- ④緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟2階東側ペネトレーション室外（B系の場合は、西側ペネトレーション室）にて、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池をADS仮設電源接続中継端子箱に接続する。

- ⑤当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に、発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑥緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟 2 階通路にて、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の負荷の投入操作により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を開放し、発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑦現場運転員 A 及び B は、発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力（可搬型計測器）指示値の低下により確認し、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。
- ⑧現場運転員 A 及び B 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、当直副長へ発電用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、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁（自動減圧機能付き）開放まで 1 時間 30 分以内で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業ができるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。室温は通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.3.4-3）

d. 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放

常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の減圧機能が喪失した場合、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備より逃がし安全弁（自動減圧機能なし A 及び J）の電磁弁排気ポートへ窒素ガスを供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能なし A 及び J）を開放して発電用原子炉を減圧する。

発電用原子炉の減圧状況の確認については補助盤室の計器にて確認が可能である。

(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、以下の条件がすべて成立した場合。

- ・ 低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち 1 系統以上の起動<sup>\*1</sup>により原子炉圧力容器への注水手段が確保されている場合。

・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。

※1：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動」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スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち1系統以上起動すること，また，それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち1系統以上起動することをいう。

(b) 操作手順

逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.3-3図に，概要図を第1.3-13図に，タイムチャートを第1.3-14図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，当直長を経由して，緊急時対策本部に逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備を依頼し，運転員に逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放の準備開始を指示する。
- ②緊急時対策本部は，当直長からの依頼に基づき，緊急時対策要員に逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放を指示する。
- ③現場運転員A及びBは，補助盤室の原子炉プロセス計測盤に，原子炉圧力（可搬型計測器）を接続し，原子炉圧力容器内の圧力を確認する。
- ④緊急時対策要員は，原子炉建物附属棟2階B-非常用電気室にて，逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の配管へ短管を取付ける。
- ⑤当直副長は，原子炉圧力容器内の圧力を確認する場合は現場運転員に，発電用原子炉の減圧状況の確認を指示する。
- ⑥緊急時対策要員は，SRVDS窒素ガス代替供給弁を開操作し，発電用原子炉の減圧を開始する。
- ⑦現場運転員A及びBは，発電用原子炉の減圧が開始されたことを補助盤室の原子炉プロセス計測盤に接続した原子炉圧力（可搬型計測器）指示値の低下により確認し，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。
- ⑧現場運転員A及びB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，当直副長に発電用原子炉



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、現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放まで 1 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.3.4-4)

(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. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保

窒素ガス制御系からの窒素ガスの供給が喪失し、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給圧力が低下した場合、供給源が逃がし安全弁用窒素ガス供給系に自動で切り替わることで逃がし安全弁の駆動源を確保する。

また、逃がし安全弁用窒素ガスボンベから供給している期間において、逃がし安全弁用窒素ガスボンベ出口圧力が低下した場合、逃がし安全弁用窒素ガスボンベ（待機側）へ切り替える。

(a) 手順着手の判断基準

[窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え]

A D S アキュムレータ入口圧力低警報が発生した場合。

[逃がし安全弁用窒素ガスボンベの切替え]

逃がし安全弁用窒素ガスボ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において、N<sub>2</sub>ガスボンベ圧力低警報が発生した場合。

(b) 操作手順

逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.3-15 図に、タイムチャートを第 1.3-16 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保の開始を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、N<sub>2</sub>ガスボンベ出口弁が全開したことを確認する。併せて、A D S アキュムレータ入口圧力低警報が消灯したことを確認し、当直副長へ報告する。
- ③当直副長は、逃がし安全弁用窒素ガスボ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において、N<sub>2</sub>ガスボンベ圧力低警報が発生した場合、現場運転員に逃がし安全弁用窒素ガスボンベ（待

機側) への切替えを指示する。

- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に新たに逃がし安全弁用窒素ガスポンベの確保を依頼する。
- ⑤現場運転員B及びCは、A-ADS窒素ガスポンベ(1A-11~15)出口弁(待機側)及びA-ADS窒素ガスポンベ供給元弁(待機側)を全開し、逃がし安全弁用窒素ガスポンベを使用側から待機側へ切り替える。
- ⑥現場運転員B及びCは、逃がし安全弁用窒素ガスポンベ切り替え後、当直副長に逃がし安全弁用窒素ガスポンベによる逃がし安全弁駆動源確保が完了したことを報告する。

(c) 操作の成立性

作業開始を判断してから逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保完了までの必要な要員及び想定時間は以下のとおり。

- ・窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え  
中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、5分以内で可能である。
- ・逃がし安全弁用窒素ガスポンベ(待機側)への切替えによる逃がし安全弁駆動源確保  
中央制御室運転員1名、現場運転員2名にて作業を実施した場合は25分以内で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.3.4-5)

(3) 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策

想定される重大事故等の環境条件を考慮して、原子炉格納容器内の圧力853kPa[gage]において確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、逃がし安全弁窒素ガス供給系の供給圧力を調整する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器内の圧力が427kPa[gage]に到達した場合。

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

b. 操作手順

逃がし安全弁の窒素ガス供給圧力調整手順の概要は以下のとおり。手順

の対応フローを第 1.3-5 図に、概要図を第 1.3-17 図に、タイムチャートを第 1.3-18 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、緊急時対策本部に逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策を依頼し、運転員に逃がし安全弁窒素ガス供給系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緊急時対策本部は当直長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に逃がし安全弁窒素ガス供給系の窒素ガス供給圧力調整を指示する。
- ③中央制御室運転員 A は、A、B-N<sub>2</sub>ガスボンベ出口弁 CS を「全開」位置にする。
- ④緊急時対策要員は、A、B-窒素ガス供給装置出口減圧弁により窒素ガス供給圧力調整を実施し、当直副長に現場作業が完了したことを報告する。

#### c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名、緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから逃がし安全弁窒素ガス供給系の圧力調整完了まで 1 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.3.4-6)

#### (4) 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減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び SA 用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する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。

##### (a) 手順着手の判断基準

常設直流電源喪失により、A-115V 系直流盤及び B-115V 系直流盤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として使用する高圧発電機車及び SA 用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する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発電用原子炉の減圧操作は、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として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する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10分以内で可能である。

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、A-115V系直流盤及びB-115V系直流盤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として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機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操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車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10分以内で可能である。

(5) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.3-22 図に示す。

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として使用する高圧発電機車及び S A 用 115V 系充電器（給電準備が完了するまでの間は常設代替直流電源設備として使用する S A 用 115V 系蓄電池又は所内常設直流電源設備（3 系統目）として使用する 115V 系蓄電池（3 系統目）を使用）、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）、若しくは主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）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、又は逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。

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として使用する高圧発電機車及び S A 用 115V 系充電器又は可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として使用する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として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車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動作しない場合、逃がし安全弁窒素ガス供給系により窒素ガスを確保し、逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。

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、炉心損傷及び原子炉格納容器内の圧力が 427kPa[gage]に到達した場合、窒素ガスの供給圧力を調整する。

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の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発電用原子炉の減圧を行う。

原子炉格納容器の破損を防止するための手動操作による発電用原子炉の減圧手順については、「1.3.2.1(1) a. 手動操作による減圧」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「二次格納施設制御」

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への隔離、保有水を確保するための原子炉圧力容器への注水が必要となる。

破断箇所への特定又は隔離ができない場合は、逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁により発電用原子炉を減圧することで、原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材漏えいを抑制する。また、原子炉停止時冷却モードによる原子炉除熱を実施することで現場作業環境を改善し、破断箇所への隔離を行う。

##### a. 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の出口圧力上昇、原子炉建物原子炉棟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「二次格納施設制御」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第1.3-19図及び第1.3-20図に、タイムチャートを第1.3-21図に示す。

- 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、運転員に原子炉スクラム操作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は、原子炉自動スクラムの作動を確認し、作動していない場合は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よる隔離を実施する。
- 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よる隔離を実施できない場合は、中央制御室運転員に、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動操作を指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動確認又は起動操作を実施する。
- ⑤当直副長は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動後、運転員に発電用原子炉の減圧操作、原子炉水位低下操作、残留熱除去系（健全側）によるサプレッション・プール水冷却モードの起動操作及び放射線量抑制操作、温度抑制操作、漏えい（溢水）抑制操作の開

始を指示する。

⑥<sup>a</sup>逃がし安全弁が使用可能の場合

中央制御室運転員Aは、逃がし安全弁により発電用原子炉の急速減圧を行い、減圧完了圧力まで減圧することで、原子炉建物原子炉棟への原子炉冷却材漏えい量を抑制する。

⑥<sup>b</sup>逃がし安全弁が使用不可能で、復水器が使用可能な場合

中央制御室運転員Aは、タービン・バイパス弁により発電用原子炉の急速減圧を行い、大気圧まで減圧することで、原子炉建物原子炉棟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は逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧を実施した場合、残留熱除去系（健全側）によるサプレッション・プール水冷却モードの起動操作を実施する。

⑧中央制御室運転員Aは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル2）以上で低めに維持し、当直副長に報告する。

⑨中央制御室運転員Aは、残留熱除去系（健全側）原子炉停止時冷却モード起動前の確認として、格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施し、原子炉圧力容器内の圧力が原子炉停止時冷却モードインターロック解除の設定圧力以下であること及び原子炉圧力容器内の水位の安定を確認後、残留熱除去系（健全側）をサプレッション・プール水冷却モードから残留熱除去系（健全側）原子炉停止時冷却モードへ切替え、原子炉除熱並びに原子炉建物原子炉棟内環境改善（放射線量抑制操作、温度抑制操作、漏えい（溢水）抑制）を実施する。

⑩当直副長は、現場運転員に漏えい箇所の隔離を指示する。

⑪現場運転員B及びC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、原子炉建物原子炉棟（管理区域）にて、現場手動操作による漏えい箇所の隔離を実施し、原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを停止する。

⑫当直副長は、中央制御室運転員に原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持するように指示する。

⑬中央制御室運転員A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、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系により、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。

### 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、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム L O C A 発生から破断箇所の隔離完了まで 20 分以内で可能である。

中央制御室からの隔離操作を実施できない場合の現場での隔離操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、インターフェイスシステム L O C A 発生から破断箇所の隔離完了まで 10 時間以内で可能である。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、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 L O C A が発生する可能性のある操作は、定期試験として実施する非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系電動弁作動試験における原子炉注水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水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及び漏えい関連警報が発生した場合は、同試験を実施していた非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系でインターフェイスシステム L O C A が発生していると判断することで漏えい箇所及び隔離すべき遠隔操作弁の特定が容易となり、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 L O C A 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 L O C A の検知について]

インターフェイスシステム L O C A 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 L O C A と判断する。

非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却ポンプ設置室は、原子炉建物原子炉棟内において各部屋が分離されているため、温度検知器、漏えい警報、監視カメラ及び火災感知器により、漏えい場所（エリア）を特定



するための参考情報の入手並びに原子炉建物原子炉棟内の状況確認が可能である。

(添付資料 1.3.4-7, 1.3.5, 1.3.6, 1.3.7)

#### 1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

非常用交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用するS A用 115V 系蓄電池，所内常設直流電源設備（3系統目）として使用する 115V 系蓄電池（3系統目）又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用 115V 系充電器による逃がし安全弁，電動弁及び監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び非常用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。

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

第 1.3-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧(1 / 4)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能) 逃がし安全弁 (自動減圧機能付き B, M の 2 個) 主蒸気系 配管・クエンチャ 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	—※1, ※2
			非常用交流電源設備	
		手動操作による減圧 (逃がし安全弁)	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 所内常設直流電源設備 (3 系統目) ※3 可搬型直流電源設備※3 常設代替交流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3	重大事故等対処設備
手動操作による減圧 (タービン・バイパス弁)	タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」等	

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，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	対処設備	手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 所内常設直流電源設備(3系統目)※3 S R V用電源切替盤 逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備  事故時操作要領書(微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」  AM設備別操作要領書 「S R V駆動源確保(S R V電源切替)」
		蓄電池(補助盤室)による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(補助盤室) 逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備  事故時操作要領書(微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」  AM設備別操作要領書 「S R V駆動源確保(S R V用蓄電池)」  原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作(補助盤室)」
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物)による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池(原子炉建物) 逃がし安全弁(自動減圧機能付きB, Mの2個) 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備  事故時操作要領書(微候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」  AM設備別操作要領書 「S R V駆動源確保(S R V用蓄電池)」  原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作(原子炉建物)」
		逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 逃がし安全弁(自動減圧機能なしA, Jの2個) 主蒸気系 配管・クエンチャ	自主対策設備  事故時操作要領書(微候ベース) 「急速減圧」  AM設備別操作要領書 「S R V D SによるS R V開放」  原子力災害対策手順書 「逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による主蒸気逃がし安全弁開放」
	-	逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	逃がし安全弁窒素ガスポンプ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 常設代替交流電源設備※3 所内常設蓄電式直流電源設備※3 可搬型代替交流電源設備※3 常設代替直流電源設備※3 所内常設直流電源設備(3系統目)※3 可搬型直流電源設備※3	重大事故等対処設備  事故時操作要領書(微候ベース) 「急速減圧」  AM設備別操作要領書 「S R V駆動源確保(窒素ガスポンプ)」

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

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応設備	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	逃がし安全弁用窒素ガスポンベ 逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁	重大事故等対応設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 AM設備別操作要領書 「SRV背圧対策」 原子力災害対策手順書 「窒素ガスポンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」
	常設直流電源 全交流動力電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備 <sup>※3</sup>	— <sup>※3</sup>
			直流給電車 <sup>※3</sup>	
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 代替所内電気設備 <sup>※3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対応設備

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については、「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり、運転員による操作は不要である。

対応手段，対応設備，手順書一覧(4/4)

(原子炉格納容器の破損防止，インターフェイスシステムLOCA発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
原子炉格納容器の破損防止	-	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 所内常設蓄電式直流電源設備 <sup>※3</sup> 常設代替直流電源設備 <sup>※3</sup> 所内常設直流電源設備 (3系統目) <sup>※1</sup> 可搬型直流電源設備 <sup>※3</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※3</sup>	重大事故等対応設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」
インターフェイスシステムLOCA発生時	-	発電用原子炉の減圧	逃がし安全弁 主蒸気系 配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等 対応設備 事故時操作要領書 (微候ベース) 「二次格納施設制御」等
			タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	残留熱除去系注水弁 低圧炉心スプレイ系注水弁	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)
		原子炉建物原子炉棟の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル <sup>※4</sup>	重大事故等対応設備

※1：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。

※2：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

第 1.3-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目		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 a. 手動操作による減圧				
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「減圧冷却」	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	高压炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低压炉心スプレイポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 A-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力 R F P 出口ヘッダ圧力	
		補機監視機能	復水器真空度	
	操作	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (S A)	
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 (S A)	
		補機監視機能	復水器真空度	
	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. 手動操作による減圧			
	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	高压炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低压炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力 R F P 出口ヘッダ圧力
			補機監視機能	復水器真空度
操作		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A)	
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (S A)	
		原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度 (S A)	
		補機監視機能	復水器真空度	

## 監視計器一覧(2 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (1) 代替減圧 a. 手動操作による減圧			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」	判断基準	注水手段の確保 (運転状態)	高压炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低压炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低压原子炉代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力 RFP出口ヘッド圧力
		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 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)

# 監視計器一覧(3/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.2 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開放			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」  AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (SRV電源切替)」	判断基準	駆動源の確保	A-N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力 B-N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力 A-ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力
		注水手段の確保 (運転状態)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力 RFP出口ヘッド圧力
	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 (可搬型計測器)
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 b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」  AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (SRV蓄電池)」  原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (補助盤室)」	判断基準	駆動源の確保	A-N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力 B-N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力 A-ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力
		注水手段の確保 (運転状態)	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力 RFP出口ヘッド圧力
	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 (可搬型計測器)



監視計器一覧(4/7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.3.2.2 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 c. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」 「電源復旧」  AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (SRV蓄電池)」  原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (原子炉建物)」	判断基準	駆動源の確保  A-N <sub>2</sub> ガスボンベ圧力 B-N <sub>2</sub> ガスボンベ圧力 A-ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力
		注水手段の確保 (運転状態)  高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口ヘッド圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 RFP出口ヘッド圧力
	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 (可搬型計測器)
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 d. 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」  AM設備別操作要領書 「SRVDSによるSRV開放」  原子力災害対策手順書 「逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁開放」	判断基準	駆動源の確保  窒素ガス代替供給系窒素ガスボンベ圧力
		注水手段の確保 (運転状態)  高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 B-低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 復水輸送ポンプ出口ヘッド圧力 A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力 RFP出口ヘッド圧力
	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 (可搬型計測器)
	補機監視機能	窒素ガス代替供給系窒素ガスボンベ圧力 窒素ガス代替供給系窒素ガス供給圧力

## 監視計器一覧(5 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.2 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 a. 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「急速減圧」  AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保 (窒素ガスポンペ)」  原子力災害対策手順書 「主蒸気逃がし安全弁用窒素ガスポンペ取替」	判断基準	補機監視機能	A-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 B-ADSアキュムレータ入口圧力低警報 A-N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力低警報 B-N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力低警報
		駆動源の確保	A-N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力 B-N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力 A-ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力
	操作	補機監視機能	A-N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力 B-N <sub>2</sub> ガスポンベ圧力 A-ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力
1.3.2.2 サポート系故障時の対応手順 (3) 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」  AM設備別操作要領書 「SRV背圧対策」  原子力災害対策手順書 「窒素ガスポンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (SA)
	操作	補機監視機能	A-ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力 B-ADS用N <sub>2</sub> ガス減圧弁二次側圧力

監視計器一覧(6 / 7)

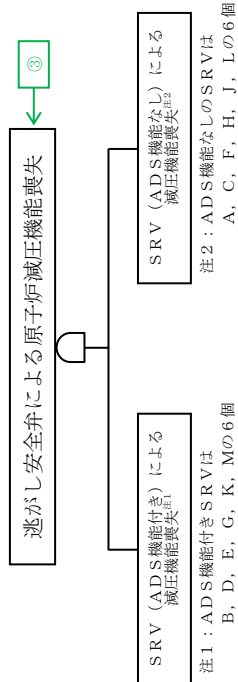
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.3.2.4 インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手順 (1) E O P 「二次格納施設制御」			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「二次格納施設制御」	判断基準	原子炉格納容器バイパスの監視  原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) ドライウエル圧力 (S A) ドライウエル温度 (S A) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高压炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 低压炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去系 配管周囲温度 原子炉隔離時冷却系配管周囲温度 原子炉建物エリア放射線モニタ	
		補機監視機能	ドライウエル床サンブ水位
		漏えい関連警報	R C I C ポンプ室 (西側) 床漏洩警報 トーラス室東側床漏洩警報 トーラス室西側床漏洩警報 A-R H R 熱交換器室床漏洩警報 B-R H R 熱交換器室床漏洩警報 原子炉建物大物搬入口前エリア床漏洩警報 A-R H R ポンプ室床漏洩警報 B-R H R ポンプ室床漏洩警報 C-R H R ポンプ室床漏洩警報 L P C S ポンプ室床漏洩警報 R C I C 蒸気管圧力低警報 R C I C 蒸気管漏洩警報
	操作	原子炉格納容器バイパスの監視  原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (S A) 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高压炉心スプレイポンプ出口圧力 低压炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去系配管周囲温度 原子炉隔離時冷却系配管周囲温度 原子炉建物エリア放射線モニタ 原子炉棟排気高レンジモニタ 換気系モニタ 燃料取替階放射線モニタ	
		原子炉圧力容器への注水量	A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 C-残留熱除去ポンプ出口流量 低压炉心スプレイポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高压炉心スプレイポンプ出口流量

監視計器一覧(7/7)

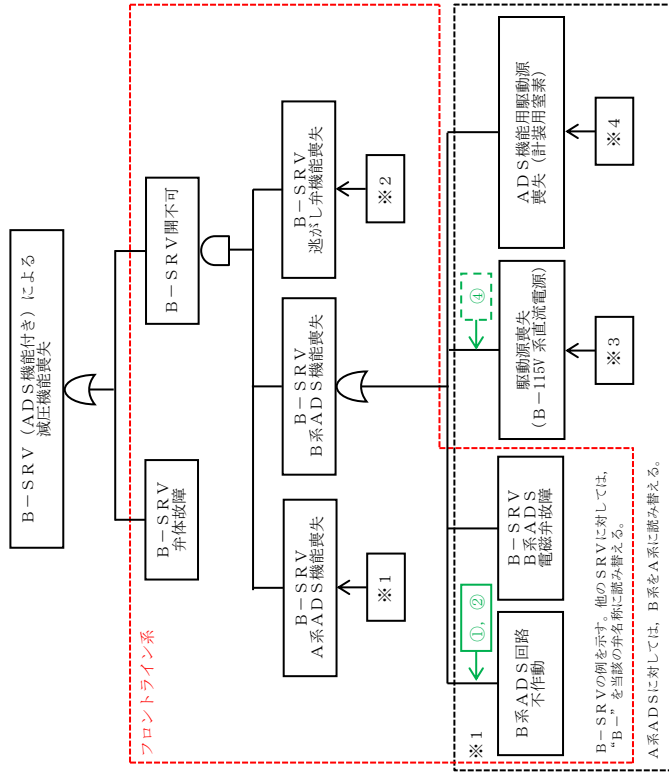
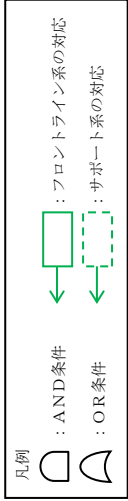
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ(計器)
1.3.2.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順 (1) EOP「二次格納施設制御」		
事故時操作要領書(徴候ベース) 「二次格納施設制御」	補機監視機能	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 C-残留熱除去ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
		サプレッション・プール水位(SA)
	サプレッション・プール水温度(SA)	
	最終ヒートシンクの確認	A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度 I-原子炉補機海水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機海水ポンプ出口圧力
		復水器真空度
	操作  漏えい関連警報	主蒸気管周囲温度警報 RHR配管周囲温度警報 CUW配管周囲温度警報 RCI C配管周囲温度警報 RCI Cポンプ室(西側)床漏洩警報 トーラス室東側床漏洩警報 トーラス室西側床漏洩警報 A-RHR熱交換器室床漏洩警報 B-RHR熱交換器室床漏洩警報 原子炉建物大物搬入口前エリア床漏洩警報 A-RHRポンプ室床漏洩警報 B-RHRポンプ室床漏洩警報 C-RHRポンプ室床漏洩警報 LPCSポンプ室床漏洩警報 R/B機器ドレンサンプタンク水位警報 R/B床ドレンサンプタンク水位警報 LPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 HPCSポンプ室床ドレンサンプタンク水位警報 RHRフラッシング用サンプタンク水位警報 主蒸気圧力低警報(運転モード) CUW系統差流量高警報 CUWフィルタ入口圧力高警報 RCI C蒸気管圧力低警報 RCI C蒸気管漏洩警報 RCI Cポンプ入口圧力高警報 RHRポンプ出口圧力高警報 RHR R PV内注水管差圧低警報 LPCSポンプ出口圧力高警報 LPCS R PV内注水管差圧低警報 火災報知器警報 原子炉棟内ダストモニタ警報

第 1.3-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.3】 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>	<p>逃がし安全弁</p>	<p>所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目） 可搬型直流電源設備 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）  A-115V系 B-115V系 SA用 115V系</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計装C/C C系 計装C/C D系</p>

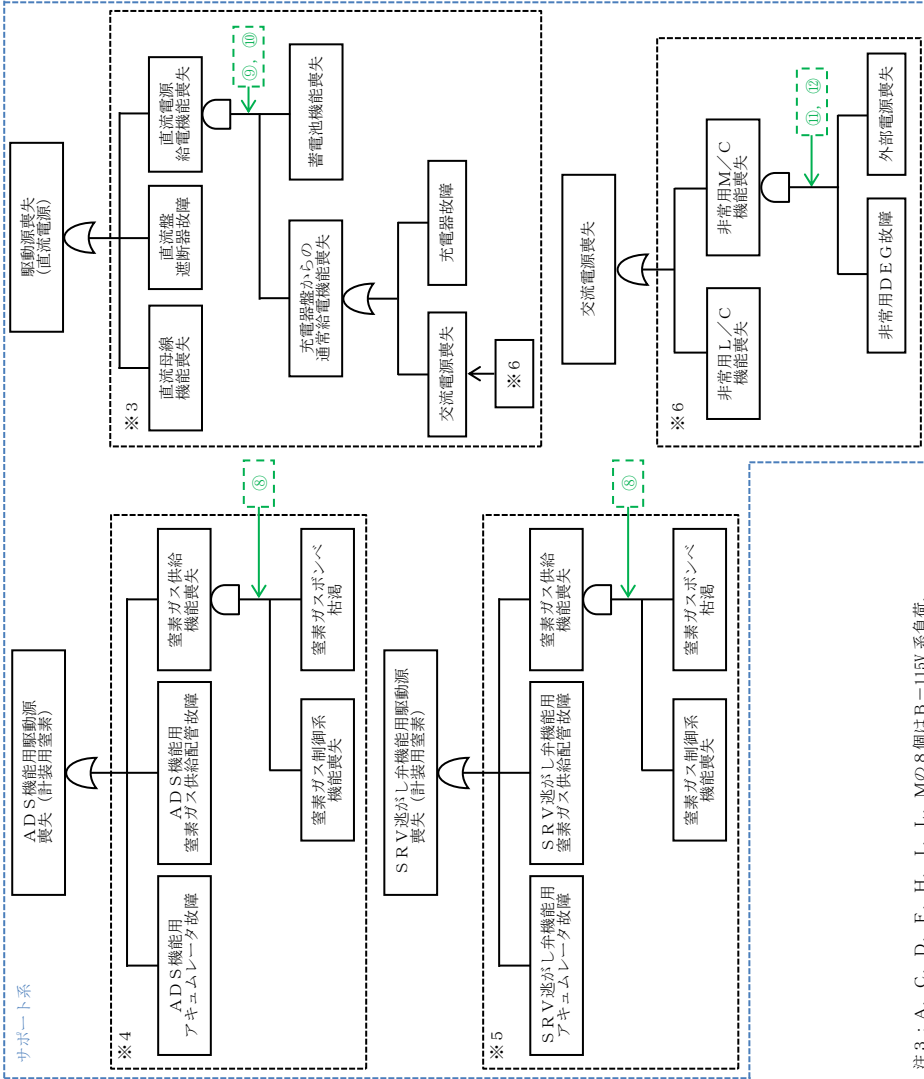
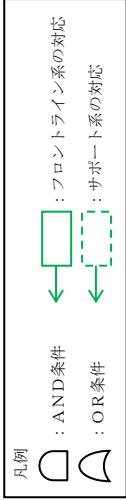


- フロントライン系故障時の対応手段
- ① 減圧の自動化
  - ② 手動操作による減圧 (逃がし安全弁)
  - ③ 手動操作による減圧 (タービン・バイパス弁) <sup>注4</sup>
- サポータ系故障時の対応手段
- ④ 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復<sup>注5</sup>
  - ⑤ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助燃室) による逃がし安全弁機能回復
  - ⑥ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁機能回復<sup>注6</sup>
  - ⑦ 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧<sup>注7</sup>
  - ⑧ 逃がし安全弁窒素ガス代替供給系による復旧<sup>注5</sup>
  - ⑨ 可搬型直流電源設備による復旧<sup>注5</sup>
  - ⑩ 直流給電車による復旧<sup>注5</sup>
  - ⑪ 常設代替交流電源設備による復旧
  - ⑫ 可搬型代替交流電源設備による復旧



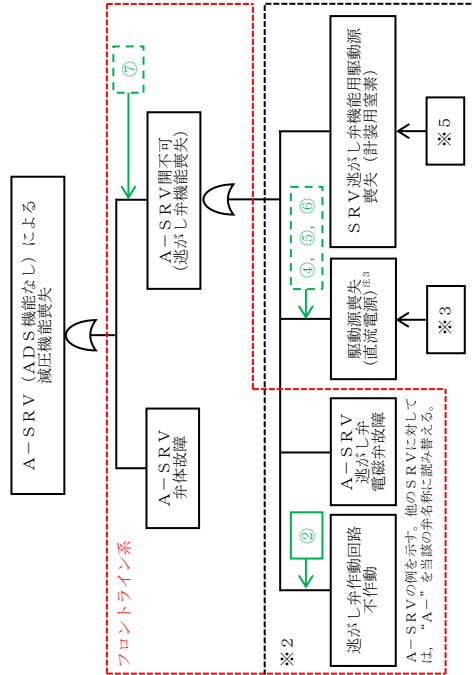
- 注3: A, C, D, F, H, J, L, Mの8個はB-115V系負荷, B, E, G, Kの4個はA-115V系負荷が該当
- 注4: ③の対策はMSIV開時のみ有効
- 注5: ④, ⑤, ⑥の対策はB-115V系負荷の逃がし弁機能 (A, C, D, F, H, J, L, M-SRVの逃がし弁機能) 及びB系ADS機能の対象
- 注6: ⑥の対策はADS機能付きのSRV (B, M) 2個が対象
- 注7: ⑦の対策はADS機能なしのSRV (A, J) 2個が対象

第 1.3-1 図 機能喪失原因対策分析 (1 / 2)



注3：A, C, D, F, H, J, L, Mの8個はD-115V系負荷前, B, E, G, Kの4個はA-115V系負荷が該当  
 注4：③の対策はMSIV開時のみ有効  
 注5：④, ⑨, ⑩の対策はD-115V系負荷の逃がし弁機能(A, C, D, F, H, J, L, M-SRVの逃がし弁機能)及びB系ADS機能の逃がし弁機能(B, M) 2個が対象  
 注6：⑤の対策はADS機能付きのSRV (A, J) 2個が対象  
 注7：⑦の対策はADS機能なしのSRV (A, J) 2個が対象

機能喪失原因対策分析(2/2)



- フロントライン系故障時の対応手段
- ① 減圧の自動化
  - ② 手動操作による減圧 (逃がし安全弁)
  - ③ 手動操作による減圧 (タービン・バイパス弁)
- サポート系故障時の対応手段
- ④ 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復<sup>注5</sup>
  - ⑤ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁機能回復<sup>注6</sup>
  - ⑥ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁機能回復<sup>注6</sup>
  - ⑦ 逃がし安全弁室素ガス代替供給設備による減圧<sup>注7</sup>
  - ⑧ 逃がし安全弁室素ガス供給系による復旧<sup>注5</sup>
  - ⑨ 可搬型直流電源設備による復旧<sup>注5</sup>
  - ⑩ 直流給電車による復旧<sup>注5</sup>
  - ⑪ 常設代替交流電源設備による復旧
  - ⑫ 可搬型代替交流電源設備による復旧

第1.3-1 図

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

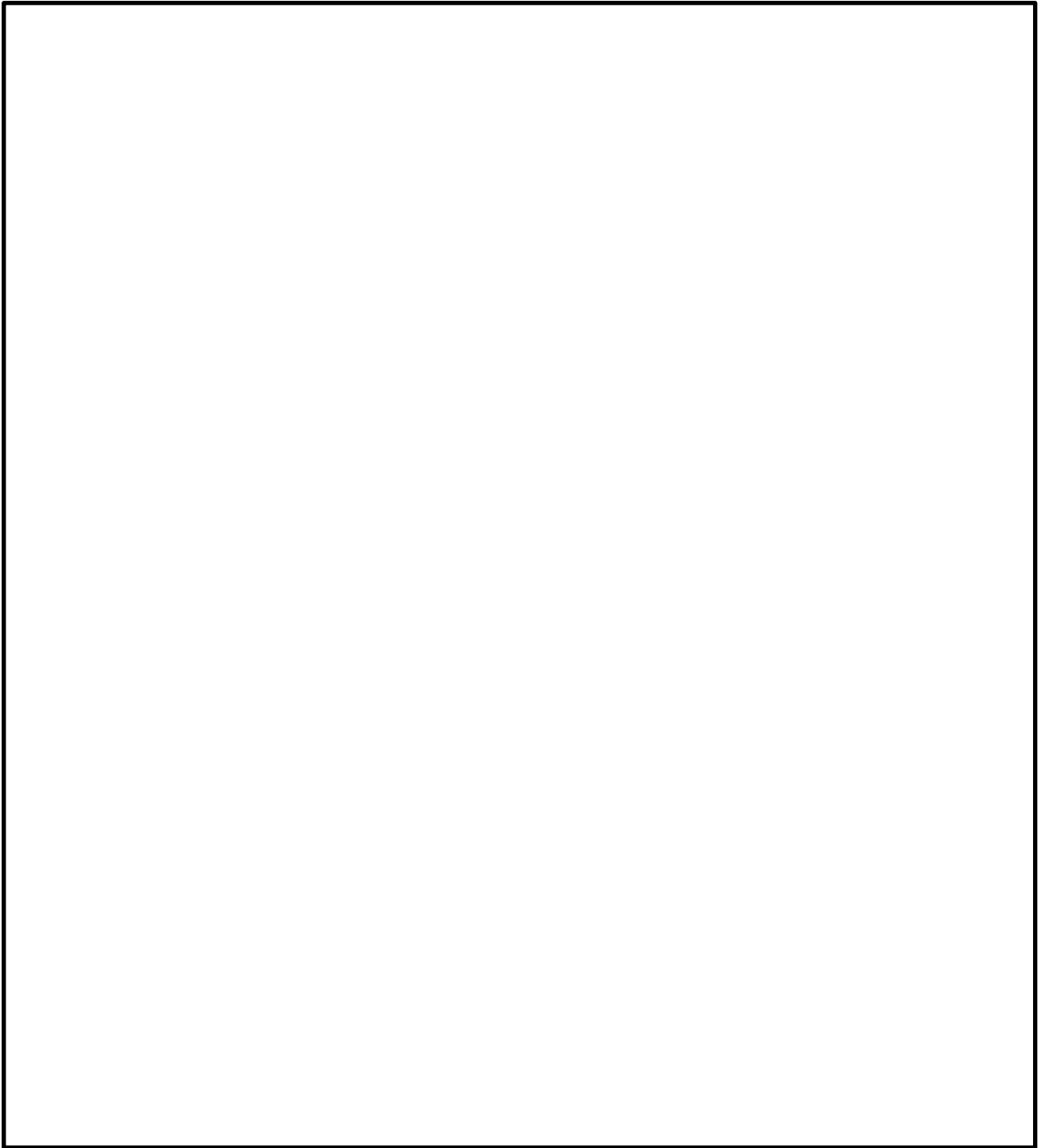
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	故障要因9				
遠がし安全弁による 原子炉減圧 機能喪失	遠がし安全弁(ADS機 能付き)による 減圧機能喪失	ADS機能喪失	A系ADS 機能喪失	A系ADS回路 不動作									
				A系ADS電磁弁 故障									
				駆動源喪失 (A-115V系 直流電源)	A-115V系 直流母線機能喪失								
					直流盤遮断器故障								
				ADS機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)	ADS機能用 アキュムレータ故障								
					ADS機能用 窒素ガス供給配管 故障								
			B系ADS 機能喪失	B系ADS回路 不動作									
				B系ADS電磁弁 故障									
				駆動源喪失 (B-115V系 直流電源)	B-115V系 直流母線機能喪失								
					直流盤遮断器故障								
				ADS機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)	ADS機能用 アキュムレータ故障								
					ADS機能用 窒素ガス供給配管 故障								
	遠がし弁機能喪失	遠がし弁機能喪失	遠がし弁駆動回路 不動作	遠がし弁電磁弁 故障									
				駆動源喪失 (直流電源)	直流母線機能喪失								
					直流盤遮断器故障								
				SRV遠がし弁機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)	SRV遠がし弁機能用 アキュムレータ故障								
					SRV遠がし弁機能用 窒素ガス供給配管 故障								
				遠がし弁機能喪失	遠がし弁機能喪失	駆動源喪失 (直流電源)	直流母線への 直流電源給電 機能喪失	蓄電池 機能喪失					
			充電器盤からの 通常給電機能喪失				充電器故障						
			SRV遠がし弁機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)			SRV遠がし弁機能用 アキュムレータ故障							
						SRV遠がし弁機能用 窒素ガス供給配管 故障							
			SRV遠がし弁機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)			SRV遠がし弁機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)	窒素ガス供給 機能喪失	窒素ガス制御系 機能喪失					
							窒素ガスポンベ結露	窒素ガスポンベ結露					
			遠がし安全弁(ADS機 能なし)による 減圧機能喪失	遠がし弁機能喪失	遠がし弁機能喪失	遠がし弁駆動回路 不動作	遠がし弁電磁弁 故障						
駆動源喪失 (直流電源)	直流母線機能喪失												
	直流盤遮断器故障												
SRV遠がし弁機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)	SRV遠がし弁機能用 アキュムレータ故障												
	SRV遠がし弁機能用 窒素ガス供給配管 故障												
遠がし弁機能喪失	遠がし弁機能喪失	駆動源喪失 (直流電源)					直流母線への 直流電源給電 機能喪失	蓄電池 機能喪失					
						充電器盤からの 通常給電機能喪失	充電器故障						
		SRV遠がし弁機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)				SRV遠がし弁機能用 アキュムレータ故障							
						SRV遠がし弁機能用 窒素ガス供給配管 故障							
		SRV遠がし弁機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)				SRV遠がし弁機能用 駆動源喪失 (計装用窒素)	窒素ガス供給 機能喪失	窒素ガス制御系 機能喪失					
							窒素ガスポンベ結露	窒素ガスポンベ結露					

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

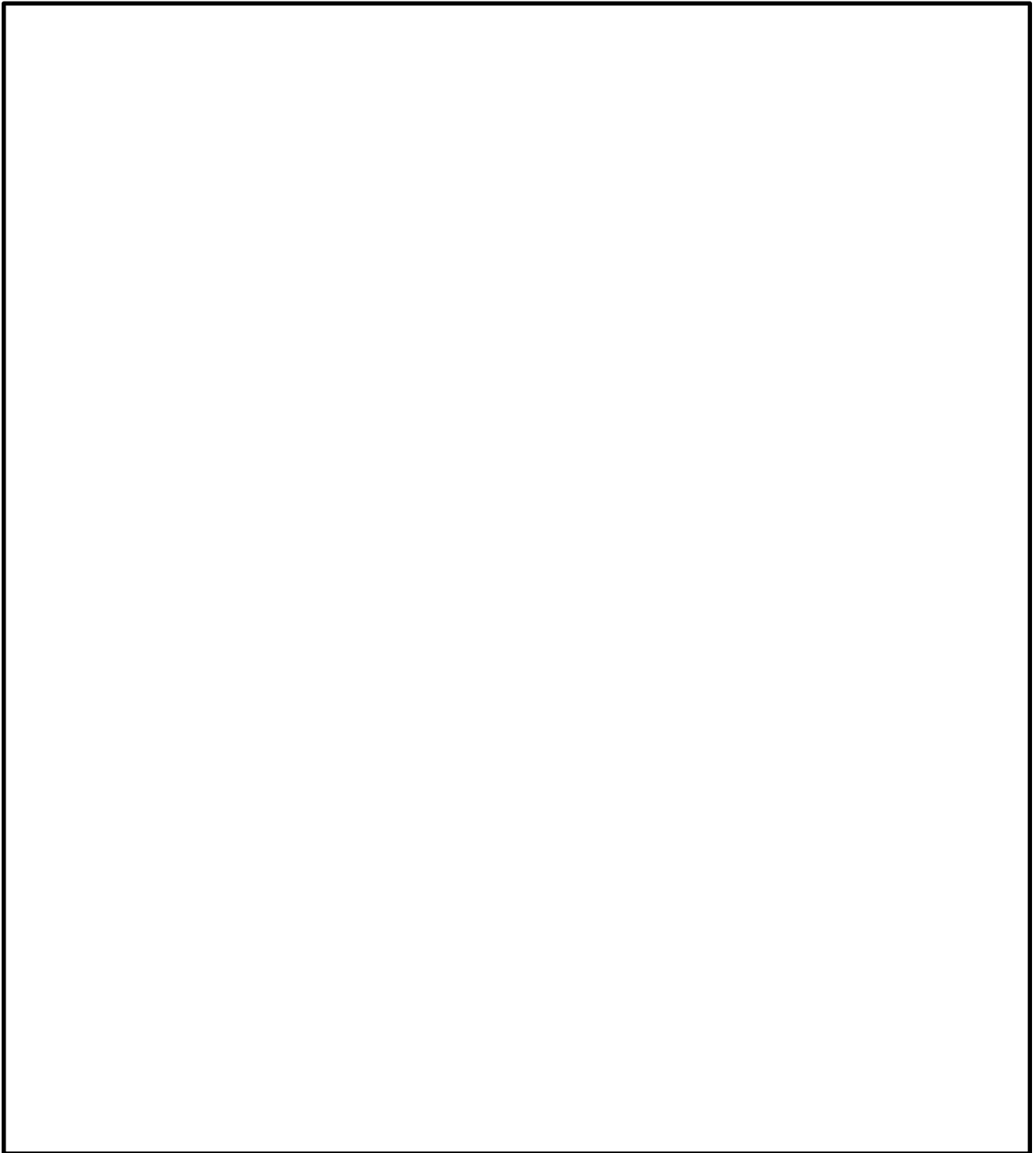
第 1.3-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)





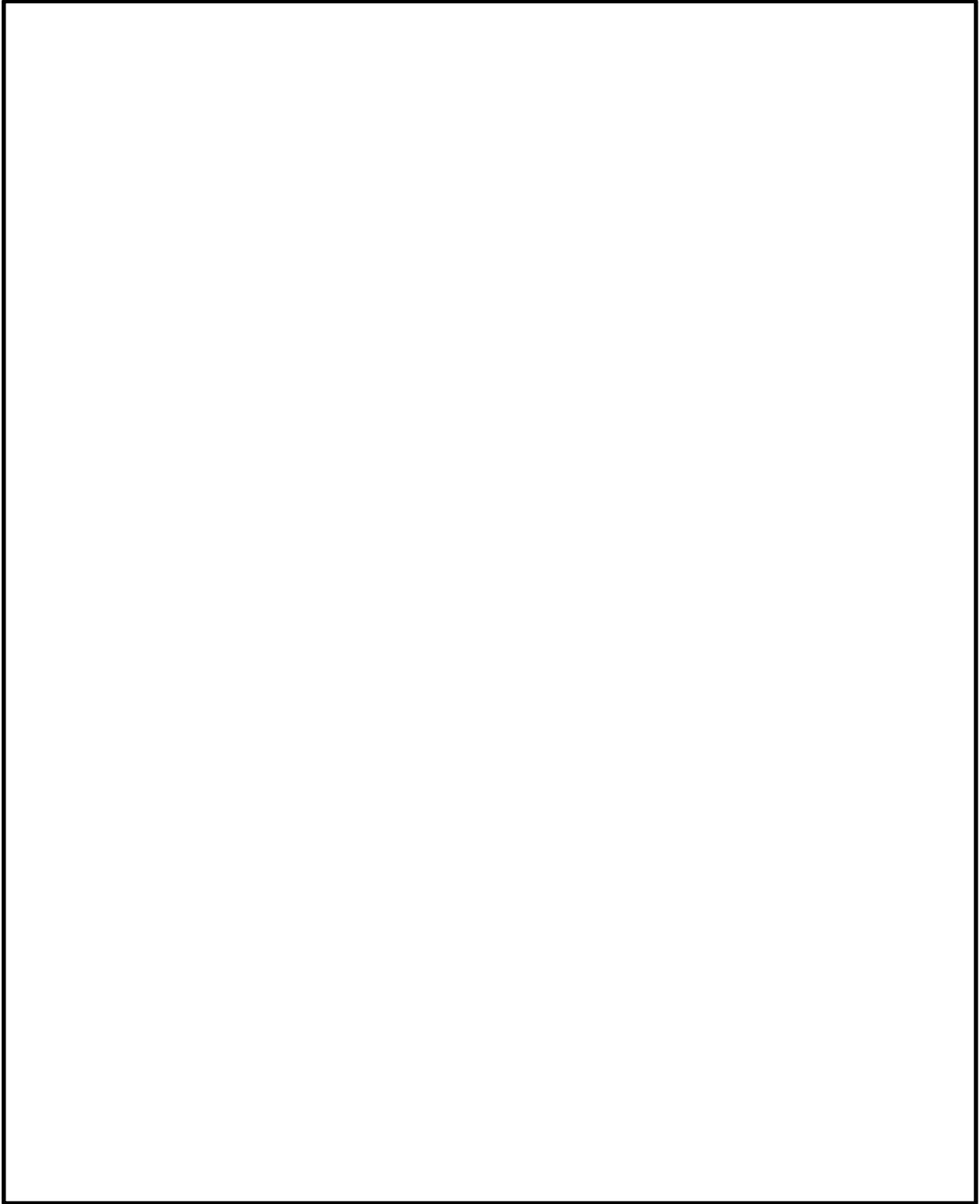
第 1.3-2 図 EOP 「減圧冷却」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



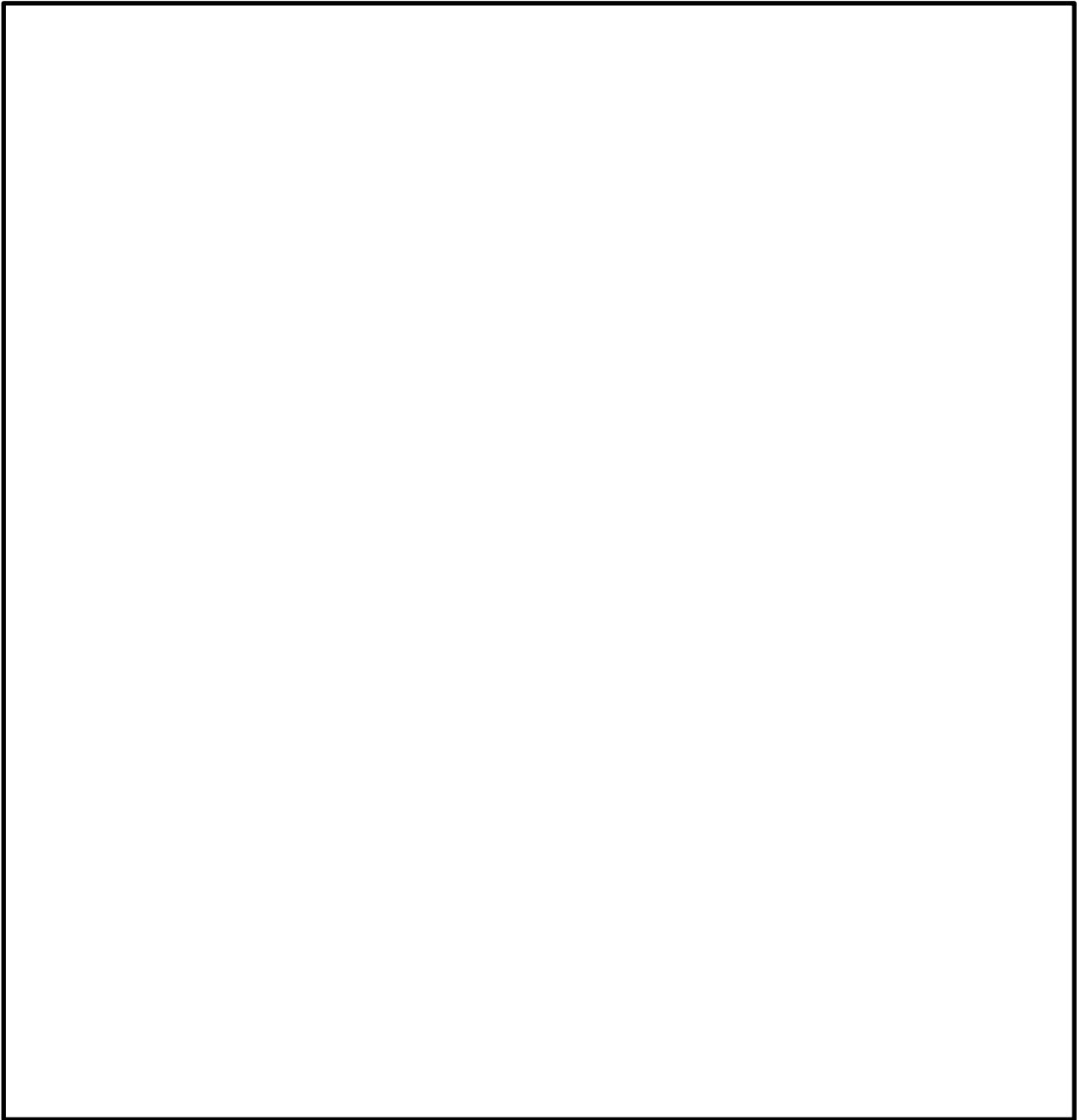
第 1.3-3 図 EOP 「急速減圧」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



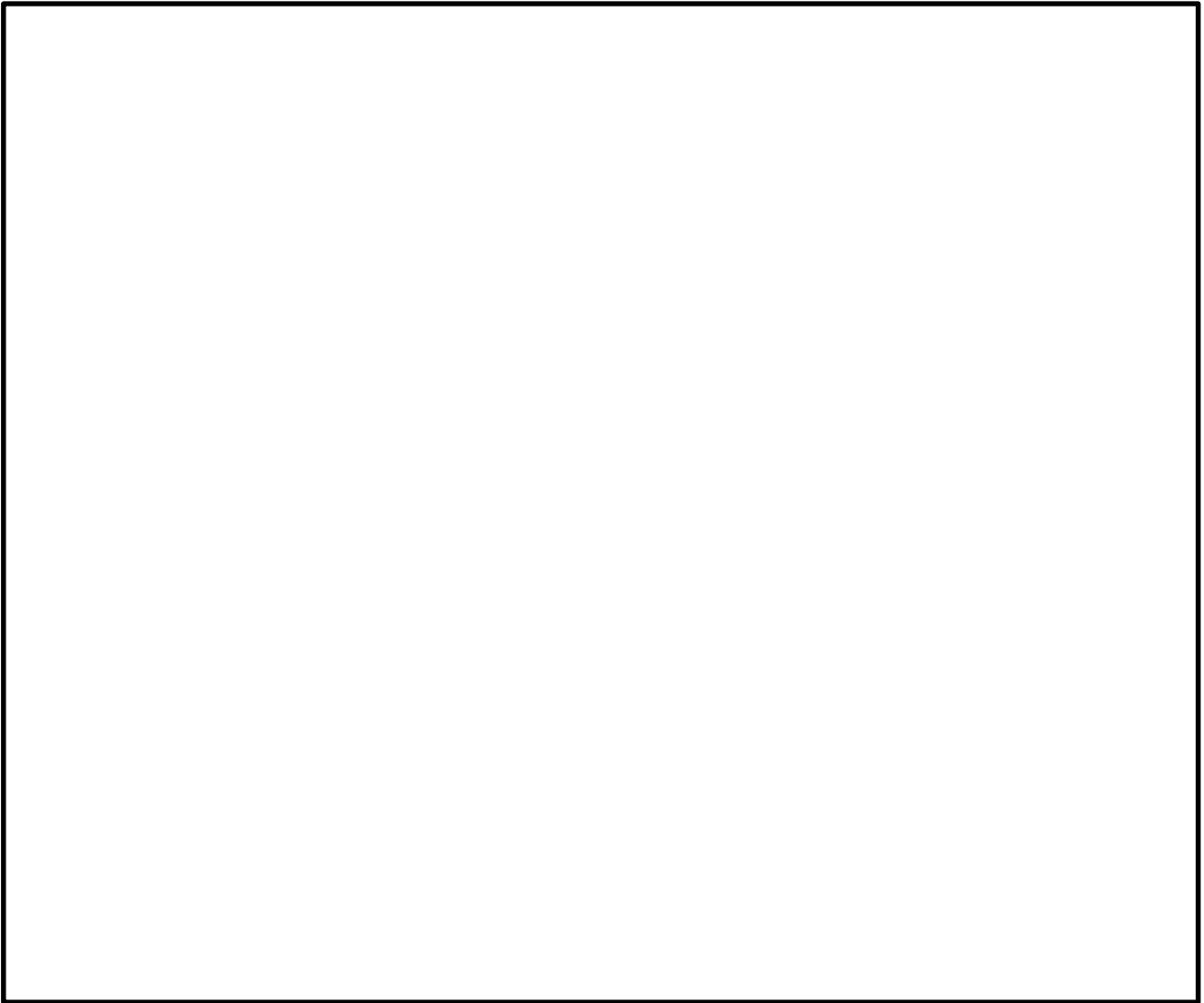
第 1.3-4 図 EOP 「AM初期対応」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



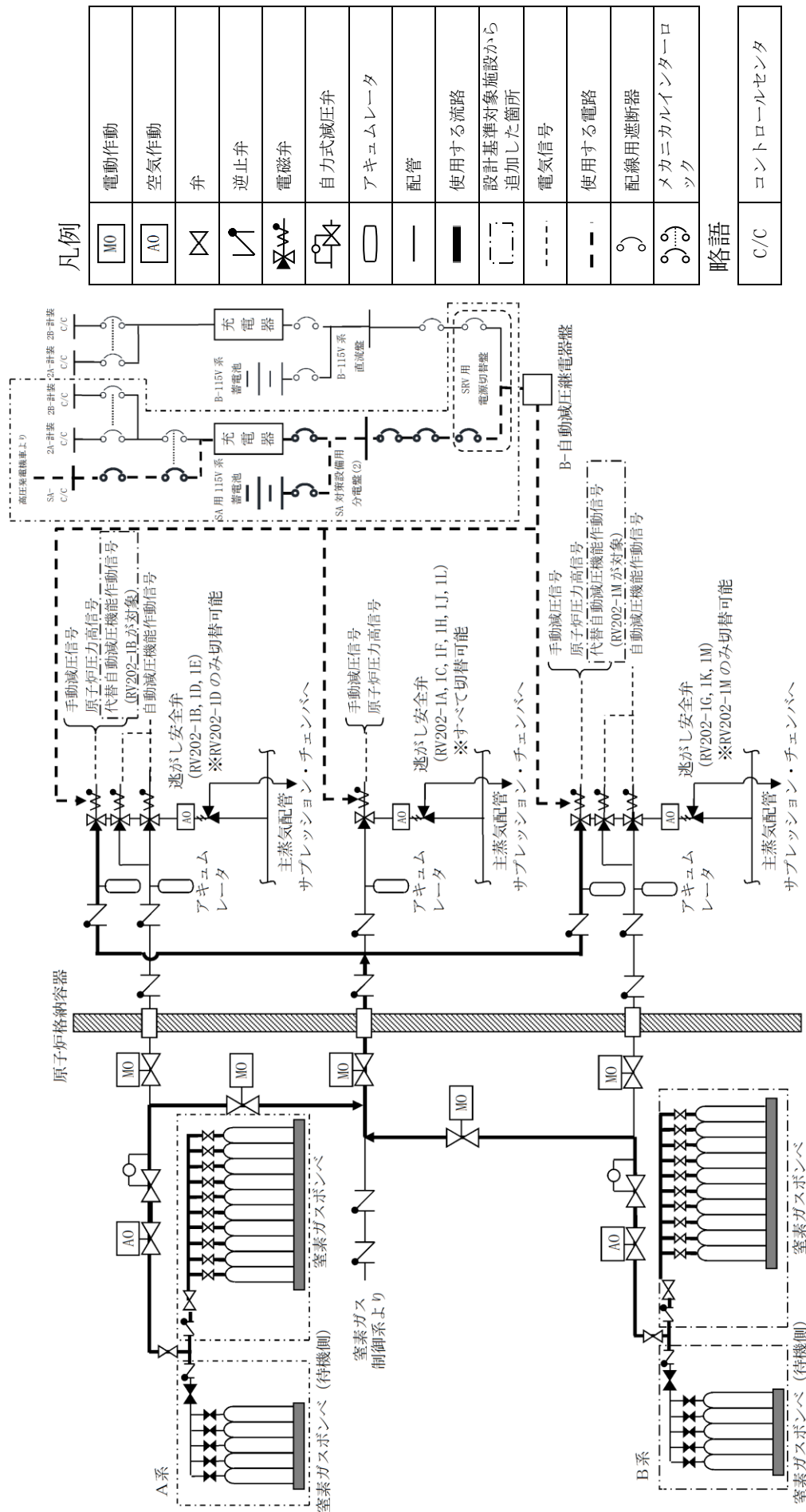
第 1.3-5 図 SOP 「注水-1」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.3-6 図 EOP 「電源復旧」における対応フロー

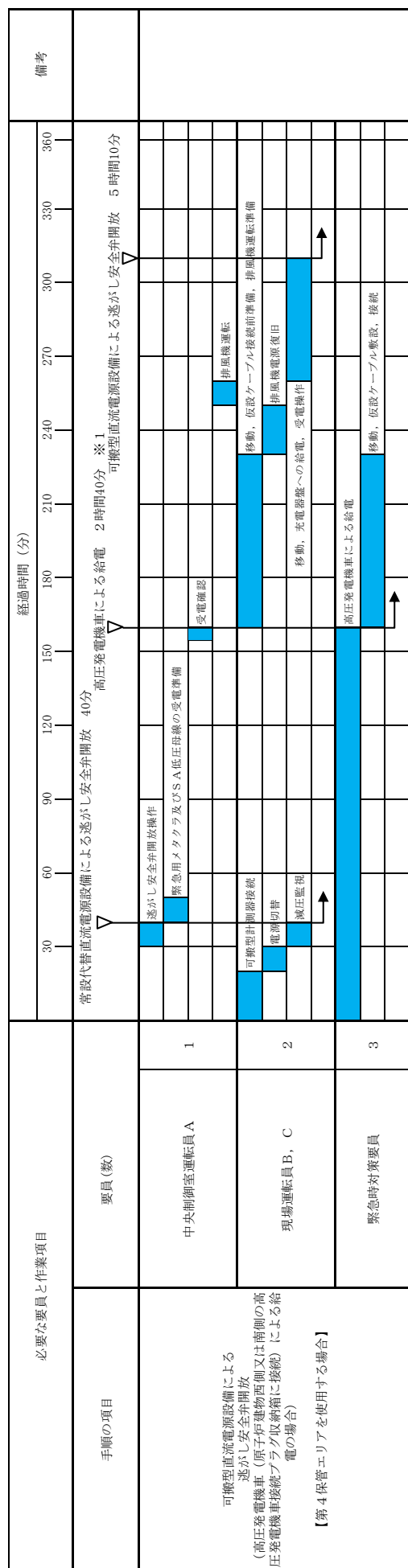
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



凡例

	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	アキュムレータ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	電気信号
	使用する電路
	配線用遮断器
	メカニカルインターロック
略語	
C/C	コントロールセンター

第 1.3-7 図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 概要図



※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間10分以内で可能である。

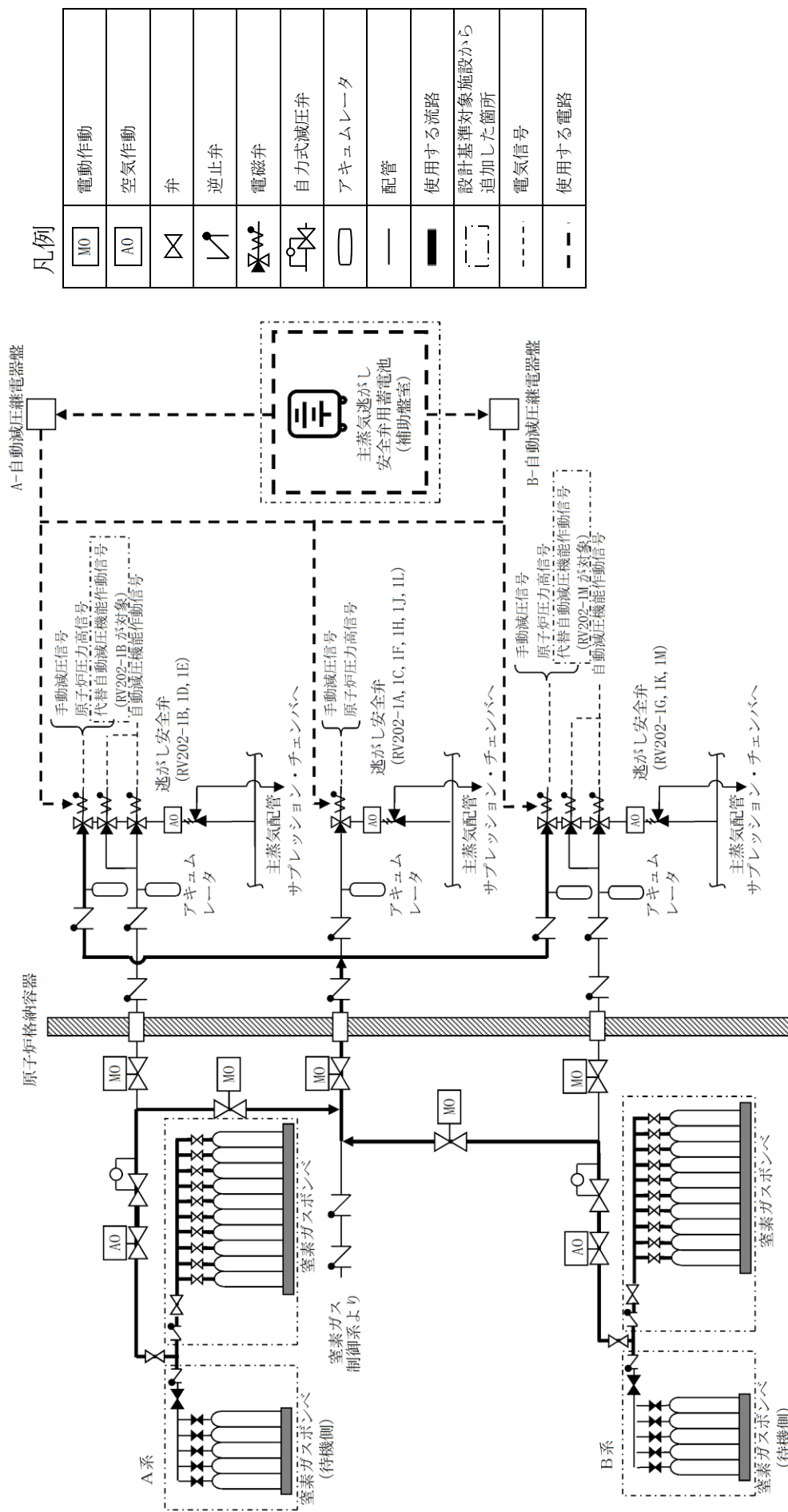
第 1.3-8 図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 タイムチャート (1 / 2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員(数)	30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360		
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 (高圧発電機車(ガスタービン発電機建物(緊急用メタクラ)の緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続)による給電の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)) 【第4保管エリアを使用する場合】	中央制御室運転員A	1	逃がし安全弁開放操作												
			緊急用メタクラ及びS A庫圧降下の受電準備												
			受電確認												
		現場運転員B, C	2	可搬型計測器接続											
			電源切替												
		緊急時対応要員	3	減圧監視											
			高圧発電機車による給電												
			移動, 仮設ケーブル敷設, 接続												
				逃がし安全弁開放による逃がし安全弁開放 40分											
				高圧発電機車による給電 2時間50分											
			可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 5時間50分												

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、2時間20分以内で可能である。

第 1.3-8 図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 タイムチャート (2 / 2)





凡例

	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	アキュムレータ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	電気信号
	使用する電路

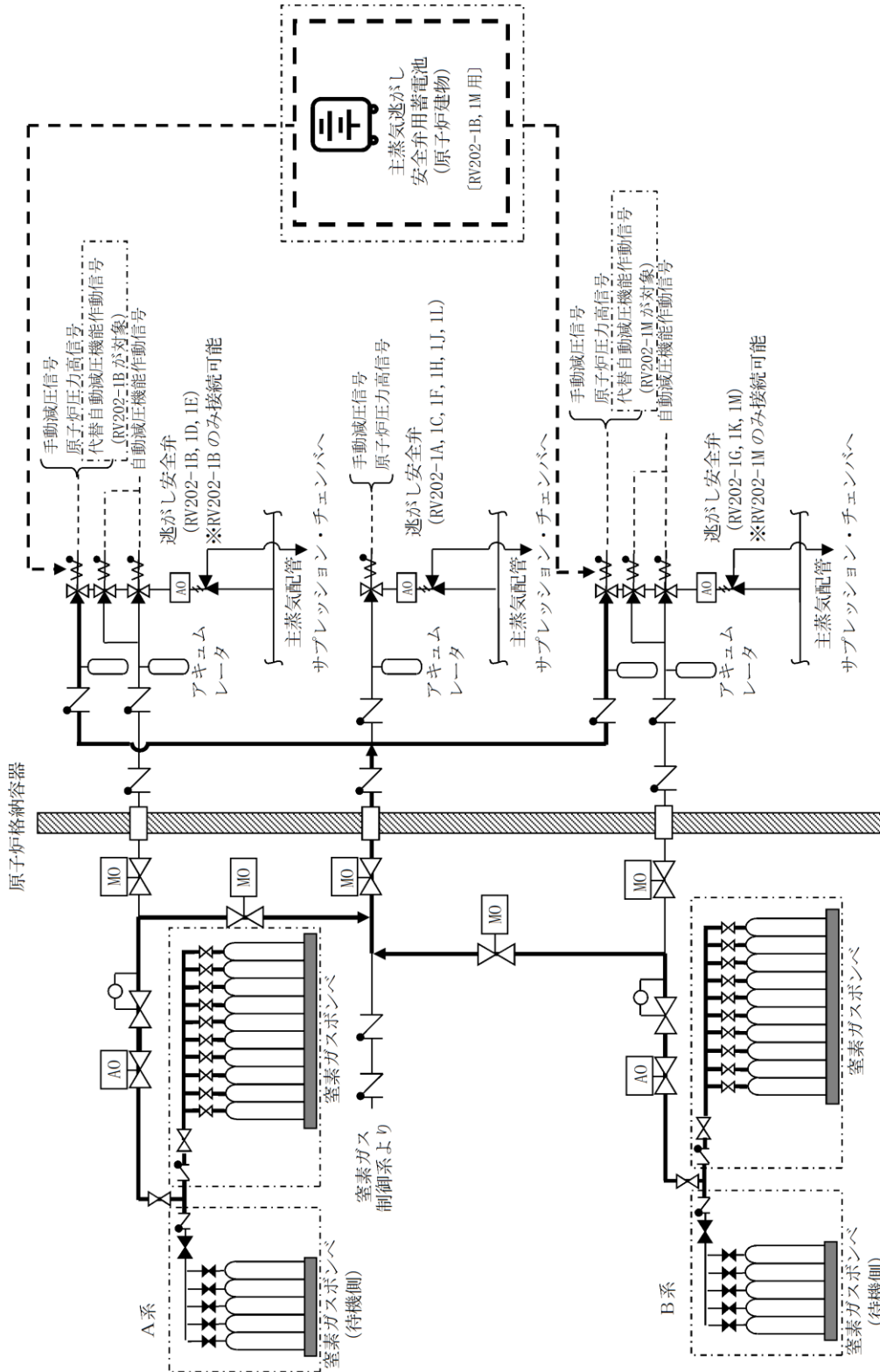
第 1.3-9 図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全開放 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)											備考									
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120								
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放	要員(数)	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放 1時間20分																				
	中央制御室運転員A																					
	現場運転員B, C																					
	緊急時対策要員																					

第 1.3-10 図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁開放 タイムチャート

凡例

	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	アキュムレータ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	電気信号
	使用する電路

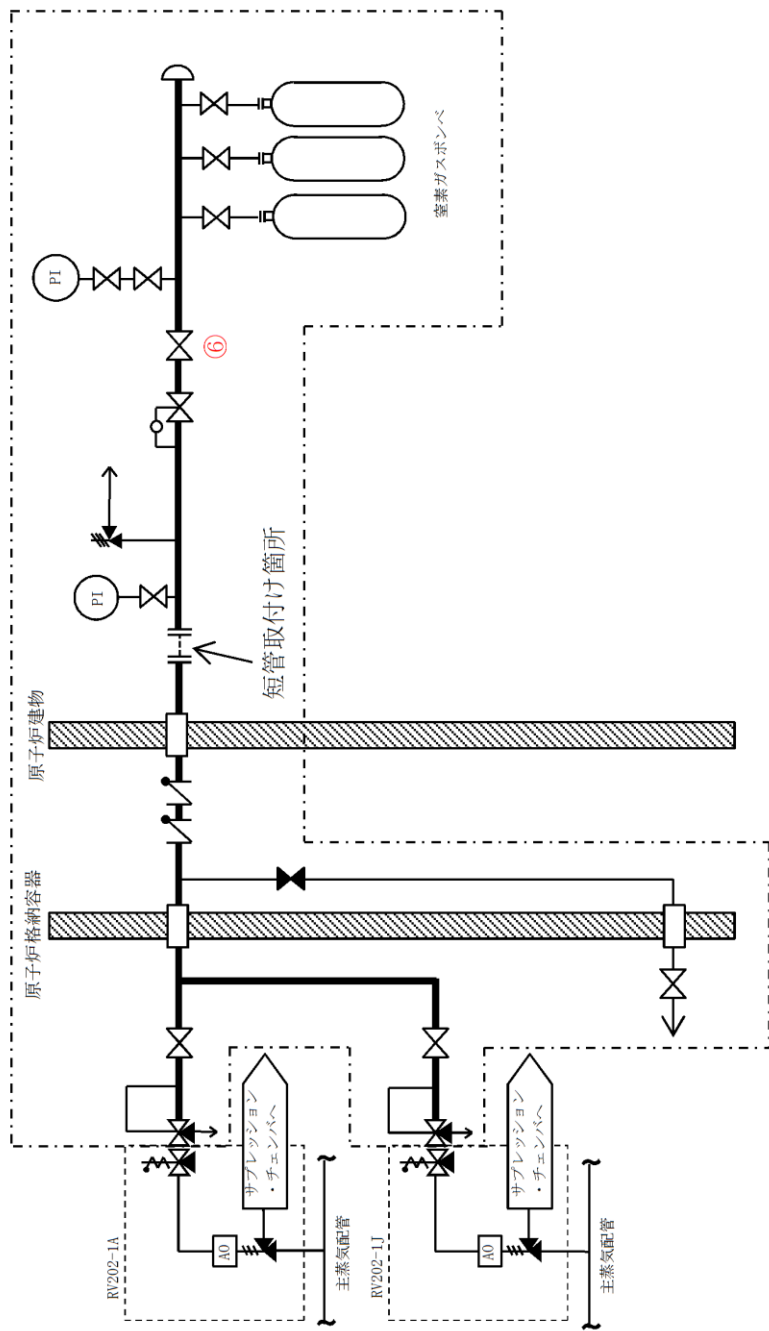


第 1.3-11 図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考	
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放	現場運転員A, B	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放 1時間30分												
		可搬型計測器接続												
	緊急時対策要員													
	2									減圧監視				
	2									移動、ケーブル敷設、接続				
										負荷投入操作				
														※ 1

※ 1 : 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁B弁 (自動減圧機能付き) 開放を示す。また、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁M弁 (自動減圧機能付き) 開放については、逃がし安全弁開放まで1時間30分以内で可能である。

第 1.3-12 図 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による  
逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 開放 タイムチャート



凡例

	空気作動
	弁
	逆止弁
	安全弁又は逃し弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	圧力指示計

操作手順	弁名称
⑥	SRVDS 窒素ガス代替供給弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

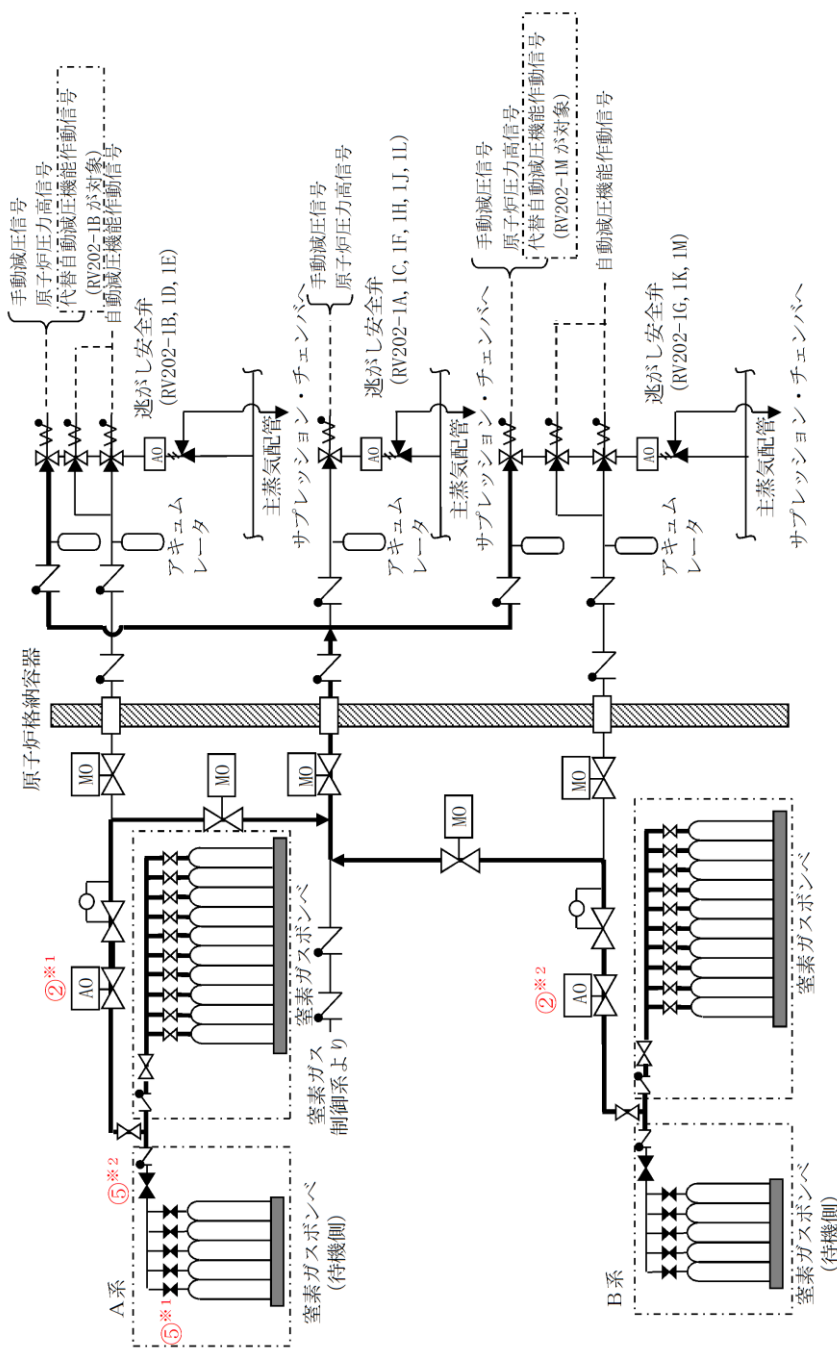
第 1.3-13 図 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考				
	要員(数)		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120					
逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放	現場運転員A, B	2	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放 1時間10分																
			可搬型計測器接続																
	緊急時対策要員	2																	

第 1.3-14 図 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) 開放 タイムチャート

凡例

	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	電磁弁
	自力式減圧弁
	アキュムレータ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	電気信号



操作手順	弁名称
②※1	A-N <sub>2</sub> ガスポンプ出口弁
②※2	B-N <sub>2</sub> ガスポンプ出口弁
⑤※1	A-ADS 窒素ガスポンプ (1A-11~15) 出口弁 (待機側)
⑤※2	A-ADS 窒素ガスポンプ供給元弁 (待機側)

記載例 ○※1~ ※2 : 同一操作手順番号内複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.3-15 図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 概要図

必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
手順の項目	逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 5分													
逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 [窒素ガス制御系から逃がし安全弁窒素ガス供給系への切替え]	要員(数)													
	中央制御室運転員A													
													1	
														警報確認, 系統構成確認
														↑

必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考	
	10	20	30	40	50									
手順の項目	N <sub>2</sub> ガスボンベ圧力低警報 発生 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 25分													
逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 [逃がし安全弁用窒素ガスボンベへの切替え]	要員(数)													
	中央制御室運転員A													
						1								
														警報確認
														↑
														移動, 窒素ガスボンベインサーピス
														※1

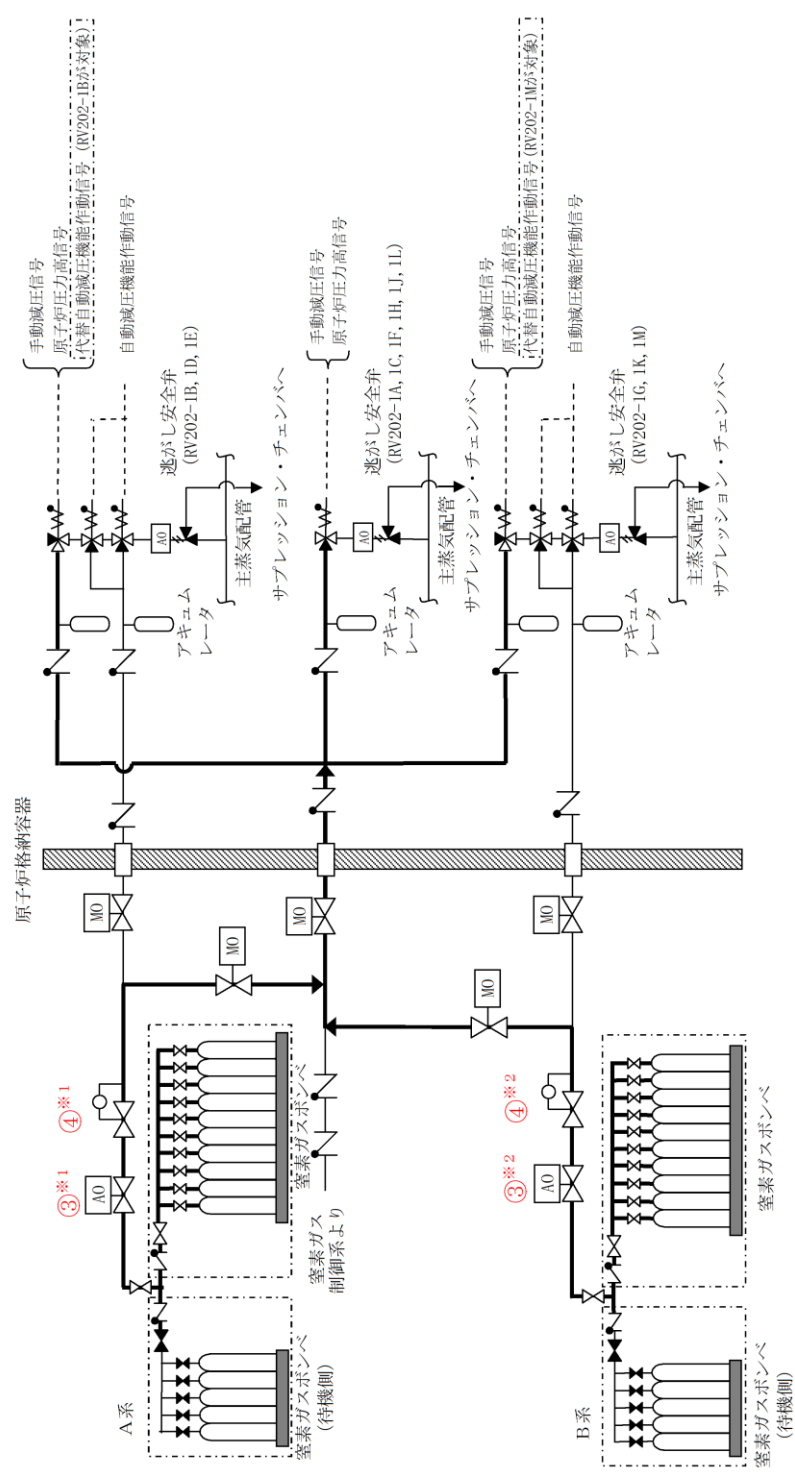
※1：逃がし安全弁窒素ガス供給系A系による逃がし安全弁駆動源確保[逃がし安全弁用窒素ガスボンベの切替え]を示す。また、逃がし安全弁窒素ガス供給系B系による逃がし安全弁駆動源確保[逃がし安全弁用窒素ガスボンベの切替え]については、逃がし安全弁駆動源確保まで25分以内で可能である。

第 1.3-16 図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保 タイムチャート



凡例

MO	電動作動
AO	空気作動
✕	弁
↙	逆止弁
⚡	電磁弁
⊗	自力式減圧弁
○	アキユムレータ
—	配管
■	使用する流路
[ ]	設計基準対象施設から追加した箇所
---	電気信号



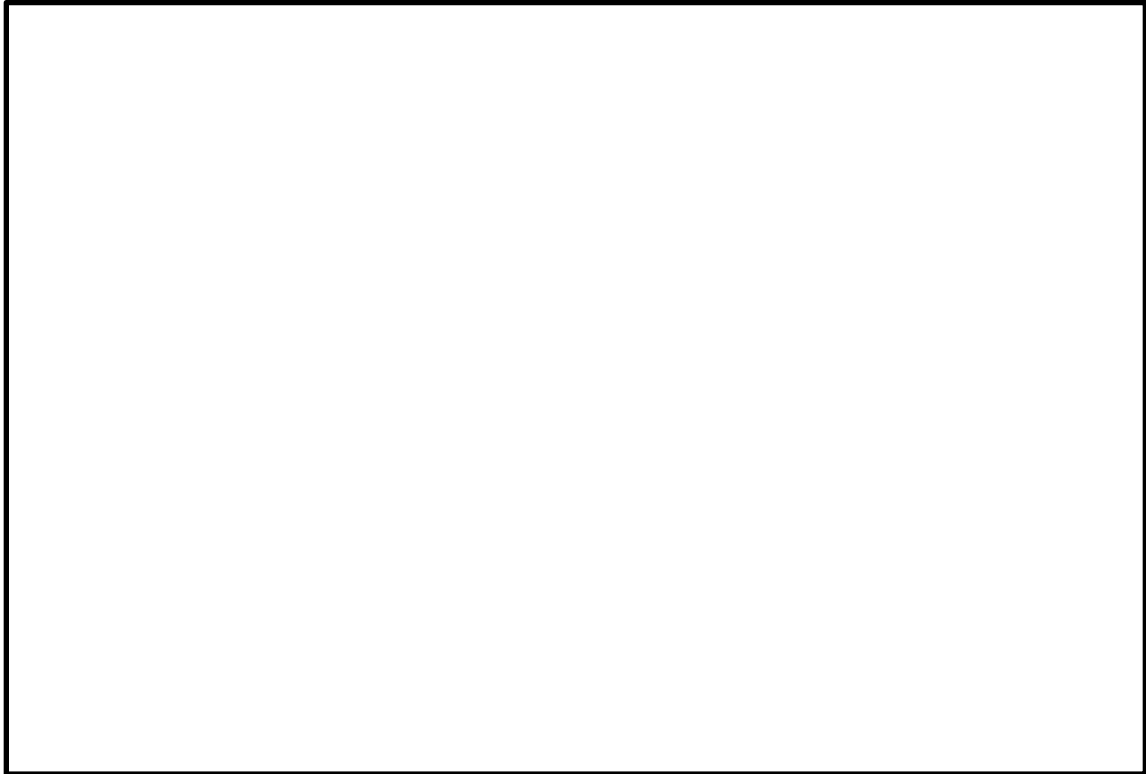
操作手順	弁名称
③*1	A-N <sub>2</sub> ガスポンプ出口弁
③*2	B-N <sub>2</sub> ガスポンプ出口弁
④*1	A-窒素ガス供給装置出口加減弁
④*2	B-窒素ガス供給装置出口加減弁

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

第 1.3-17 図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策 概要図

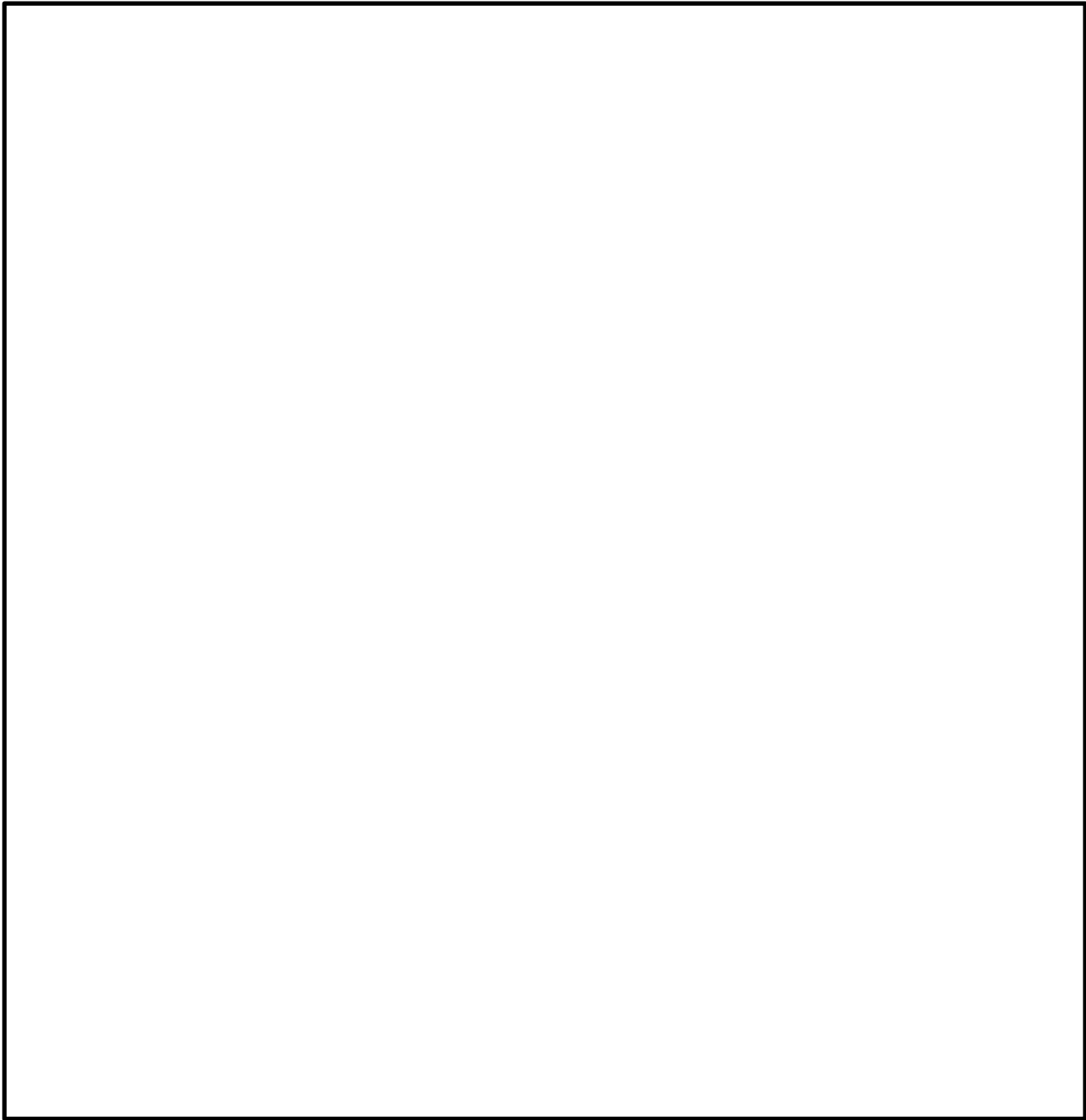
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策	要員(数)	逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策 1時間10分													
		中央制御室運転員A	1												
	緊急時対策要員	2													

第 1.3-18 図 逃がし安全弁窒素ガス供給系による背圧対策 タイムチャート



第 1.3-19 図 EOP 「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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.3-20 図 EOP 「二次格納施設制御」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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

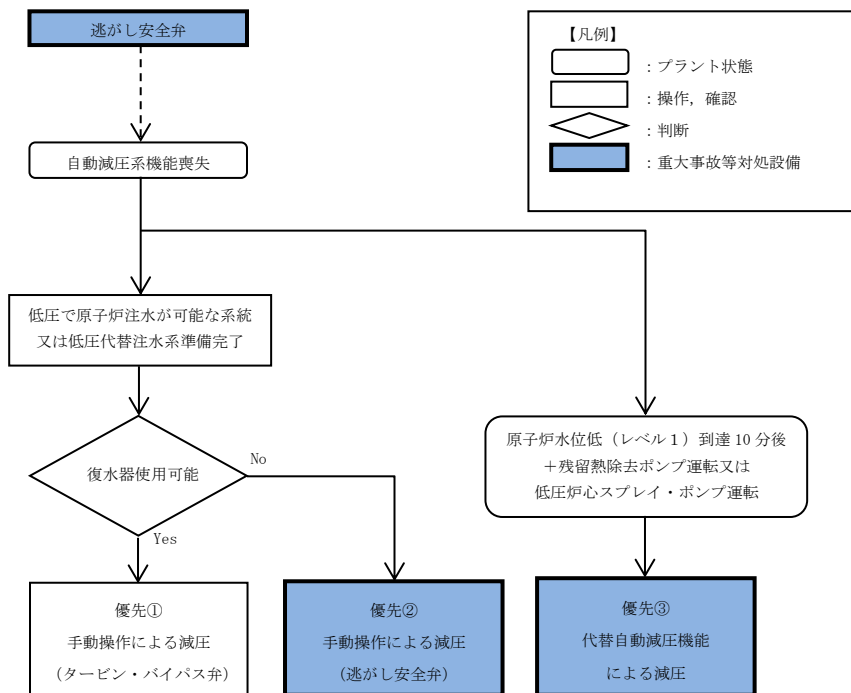
必要な要員と作業項目	経過時間(分)	経過時間(時間)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	8	9	10	11	12		
手順の項目  インターフェイスシステムLOCA	要員(数)  中央制御室運転員A  現場運転員B, C	インターフェイスシステムLOCA事象発生 ▽ インターフェイスシステムLOCA事象判断 10分 ▽ 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) 2時間 ▽ 遠隔隔離 20分 ▽ 原子炉減圧 30分 ▽ サプレッション・プール冷却開始 50分 ▽ 現場隔離 10時間※1													
		警報確認, パラメータ確認, 原子炉スクラム確認													
		破断箇所特定及び遠隔隔離操作, 低圧注水可能系統起動確認													
		漏えい停止操作(中央制御室)													
		原子炉減圧													
		残留熱除去系起動操作													
		残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)運転継続													
		漏えい抑制のため原子炉水位をレベル2以上で低めに維持													
		原子炉水位レベル3～レベル8維持													
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)系統構成													
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)起動操作													
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転継続													
		放射線防護具準備													
		隔離準備(電源ロック)													
		保護具装着													
注水弁隔離操作(現場) ※2															

※1: 漏えい量によらず, 現場での隔離操作の所要時間は10時間以内で可能である。

※2: A-残留熱除去系注水弁隔離操作(現場) については, 現場隔離まで10時間以内で可能である。

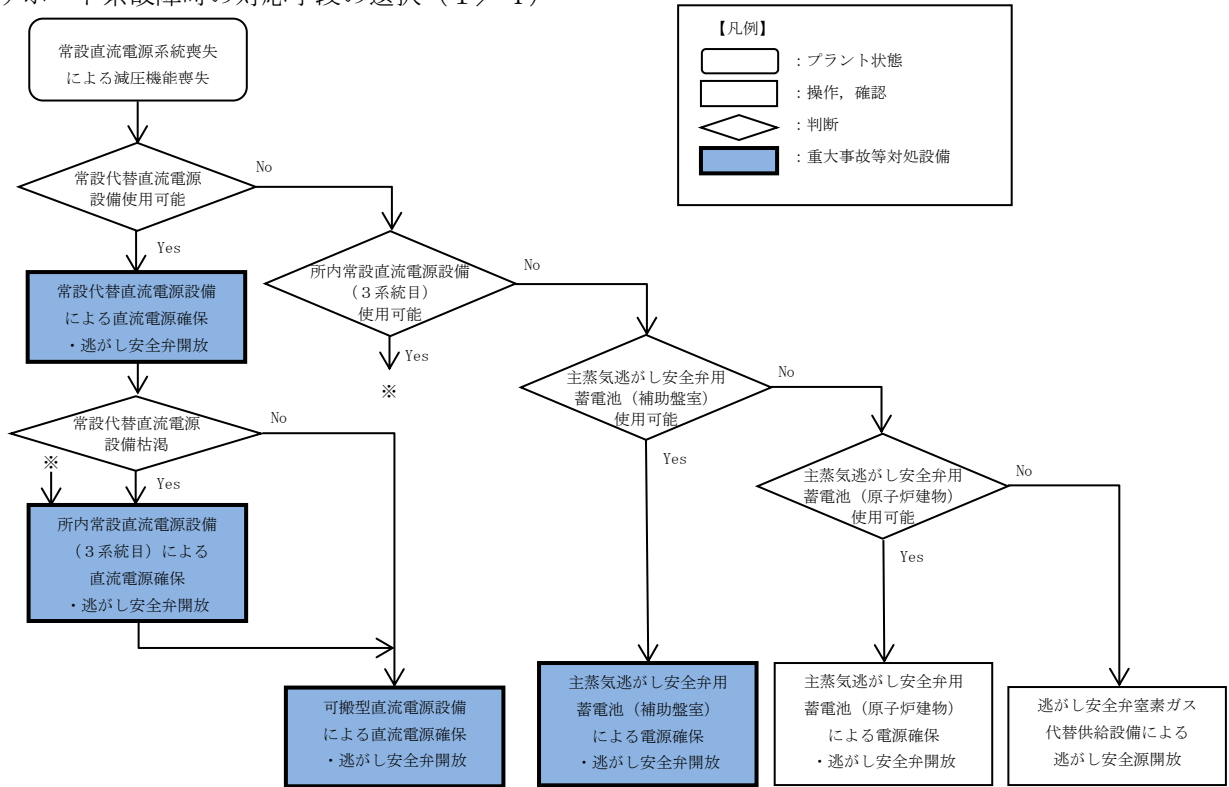
第 1.3-21 図 インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 タイムチャート  
(中央制御室からの遠隔操作による破断箇所への隔離ができない場合)

(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択

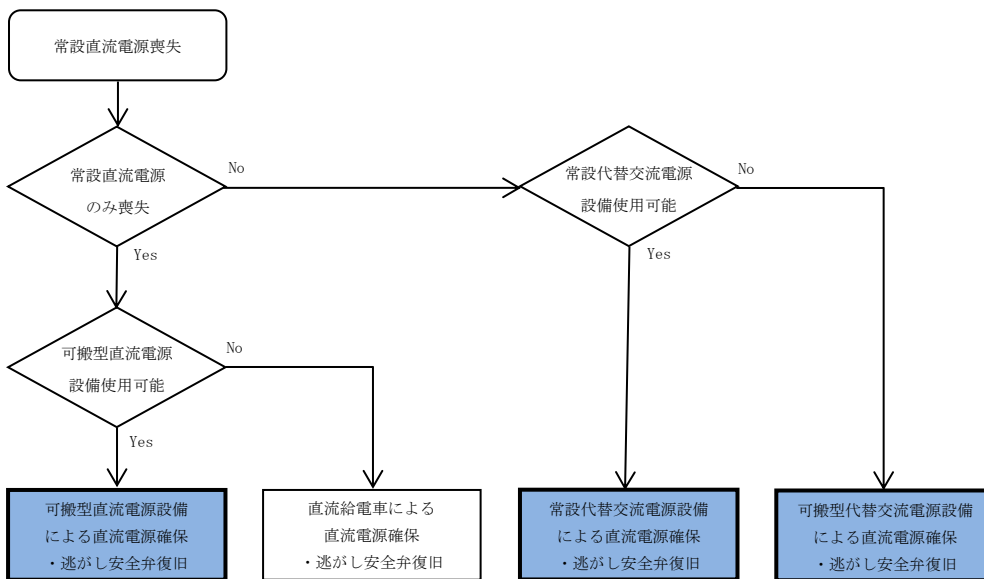


第 1.3-22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1 / 2)

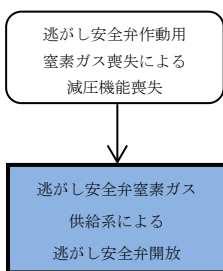
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (1 / 4)



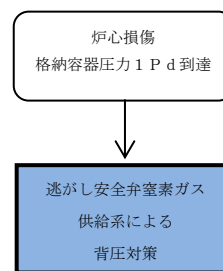
(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (2 / 4)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (3 / 4)



(2) サポート系故障時の対応手段の選択 (4 / 4)



第 1.3-22 図 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 / 6)

技術的能力審査基準 (1.3)	番号	設置許可基準規則 (四十六条)	技術基準規則 (六十一条)	番号
<p>【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】 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】 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】 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】 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】 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 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))を動作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 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を動作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 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を動作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、減圧用の弁を動作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 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))を動作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 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))を動作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) 減圧用の弁が動作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、減圧用の弁を動作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、減圧用の弁を動作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 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を動作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動作すること。</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動作すること。</p>	⑪
<p>(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、加圧器逃がし弁を動作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) 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)を動作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			

※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(2 / 6)

: 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
減圧の自動化	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	既設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-	-
	自動減圧起動阻止スイッチ	新設							
	代替自動減圧起動阻止スイッチ	新設							
	逃がし安全弁 (自動減圧機能付き B, Mの2個)	既設							
	主蒸気系 配管・クエンチャ	既設							
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
(逃がし安全弁) 手動操作による減圧	逃がし安全弁	既設	① ⑦	(タービン・バイパス弁) 手動操作による減圧	タービン・バイパス弁	常設	10分	1人	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			
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設			-	-			
	所内常設蓄電式直流電源設備	新設			-	-			
	常設代替直流電源設備	新設			-	-			
	所内常設直流電源設備 (3系統目)	新設			-	-			
	可搬型直流電源設備	新設			-	-			
	常設代替交流電源設備	新設			-	-			
	可搬型代替交流電源設備	新設			-	-			
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	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物)	可搬	1時間30分	6人	自主対策とする理由は本文参照
	S R V用電源切替盤	新設			逃がし安全弁 (自動減圧機能付き B, Mの2個)	常設			
	常設代替直流電源設備	新設			主蒸気系 配管・クエンチャ	常設			
	所内常設直流電源設備 (3系統目)	新設			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	常設			
	逃がし安全弁	既設			-	-			
	主蒸気系 配管・クエンチャ	既設			-	-			
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設			-	-			
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室)	新設	① ② ⑦ ⑨	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 給 設備による減圧	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備	常設	1時間10分	6人	自主対策とする理由は本文参照
	逃がし安全弁	既設			逃がし安全弁 (自動減圧機能なし A, Jの2個)	常設			
	主蒸気系 配管・クエンチャ	既設			主蒸気系 配管・クエンチャ	常設			
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設			-	-			
窒素ガス確保 逃がし安全弁 窒素ガス供給系による	逃がし安全弁窒素ガスボンベ	新設	① ③ ⑦ ⑩	-	-	-	-	-	-
	逃がし安全弁窒素ガス供給系配管・弁	既設							
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	所内常設直流電源設備 (3系統目)	新設							
可搬型直流電源設備	新設								

※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 / 6)

■ : 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
逃がし安全弁 の背圧対策	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	新設	① ④ ⑦ ⑩	-	-	-	-	-	-
	逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管・弁	既設			-	-	-	-	-
電源設備によ る復旧	可搬型直流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	旧 設備によ る復 旧	直流給電車	可搬	※1	※1	自主対策とす る理由は本文 参照
	-	-			-	-			
電源設備に よる復旧	常設代替交流電源設備	新設	① ⑤ ⑦	-	-	-	-	-	-
	代替所内電気設備	新設			-	-	-	-	-
	可搬型代替交流電源設備	新設			-	-	-	-	-
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	既設	① ⑦	-	-	-	-	-	-
	主蒸気系 配管・クエンチャ	既設			-	-	-	-	-
	逃がし安全弁逃がし弁機能用ア キュムレータ	既設			-	-	-	-	-
	常設代替交流電源設備	新設			-	-	-	-	-
	所内常設蓄電式直流電源設備	新設			-	-	-	-	-
	可搬型代替交流電源設備	新設			-	-	-	-	-
	常設代替直流電源設備	新設			-	-	-	-	-
	所内常設直流電源設備 (3系統 目)	新設			-	-	-	-	-
可搬型直流電源設備	新設	-	-	-	-	-			
発電用原子炉の減圧( LOCA発生時)	逃がし安全弁	既設	① ⑥ ⑦	発電用原子炉の減圧( LOCA発生時)	タービン・バイパス弁	常設	10分	1人	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			
	逃がし安全弁逃がし弁機能用ア キュムレータ	既設			-	-			
	-	-			-	-			
原子炉冷却材の漏えい箇所の隔 離(LOCA発生時)	残留熱除去系注水弁	既設	① ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	低圧炉心スプレイ系注水弁	既設			-	-	-	-	
	-	-			-	-	-	-	
原子炉建物原子炉棟の圧力上昇抑制 及び環境改善(LOCA発生時)	原子炉建物燃料取替階ブローア ウトパネル	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。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4 / 6）

技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
<p><b>【要求事項】</b></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>	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、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手段として、逃がし安全弁による発電用原子炉を減圧するために必要な手順等を整備する。</p> <p>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を防止する手段として、逃がし安全弁による発電用原子炉を減圧するために必要な手順等を整備する。</p>
<p><b>【解釈】</b></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>—</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>	<p>設計基準事故対処設備である自動減圧系が常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、可搬型直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるように手順等を整備する。</p>

※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（5 / 6）

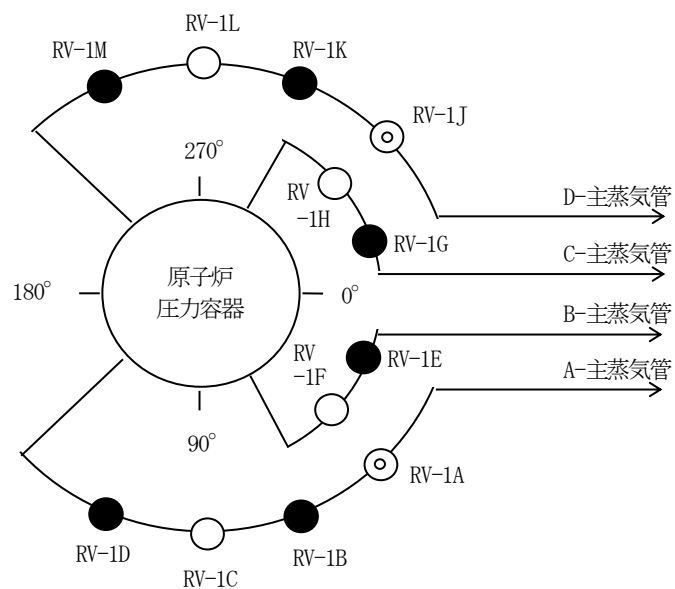
技術的能力審査基準（1.3）	適合方針
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p>	<p>設計基準事故対処設備である自動減圧系が逃がし安全弁作動用窒素ガス喪失により使用できない場合は、逃がし安全弁窒素ガス供給系により逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給し、逃がし安全弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるように手順等を整備する。</p>
<p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p>	<p>想定される重大事故等時の環境条件を考慮し、原子炉格納容器内の圧力が設計圧力の2倍の状態（853kPa[gage]）となった場合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、逃がし安全弁窒素ガス供給系により供給圧力の調整を行えるように手順等を整備する。</p>
<p>(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。</p>	<p>設計基準事故対処設備である自動減圧系が常設直流電源系統喪失により使用できない場合には、代替直流電源設備（可搬型直流電源設備）及び代替交流電源設備（常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備）により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるように手順等を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>(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）</p>	<p>対象外</p>

※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(6 / 6)

技術的能力審査基準 (1.3)	適合方針
<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>	<p>インターフェイスシステムLOCA発生時には、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を中央制御室から注水弁の操作により隔離する。隔離できない場合、逃がし安全弁により発電用原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するとともに、現場での注水弁の操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する手順等を整備する。</p>

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。



- 凡例
- : 逃がし安全弁  
(自動減圧機能+逃がし弁機能)
  - : 逃がし安全弁  
(逃がし弁機能)
  - ⊙ : 逃がし安全弁  
(逃がし弁機能+逃がし安全弁窒素ガス代替供給系)

第1図 逃がし安全弁の配置図

第1表 対応手段と逃がし安全弁の対象

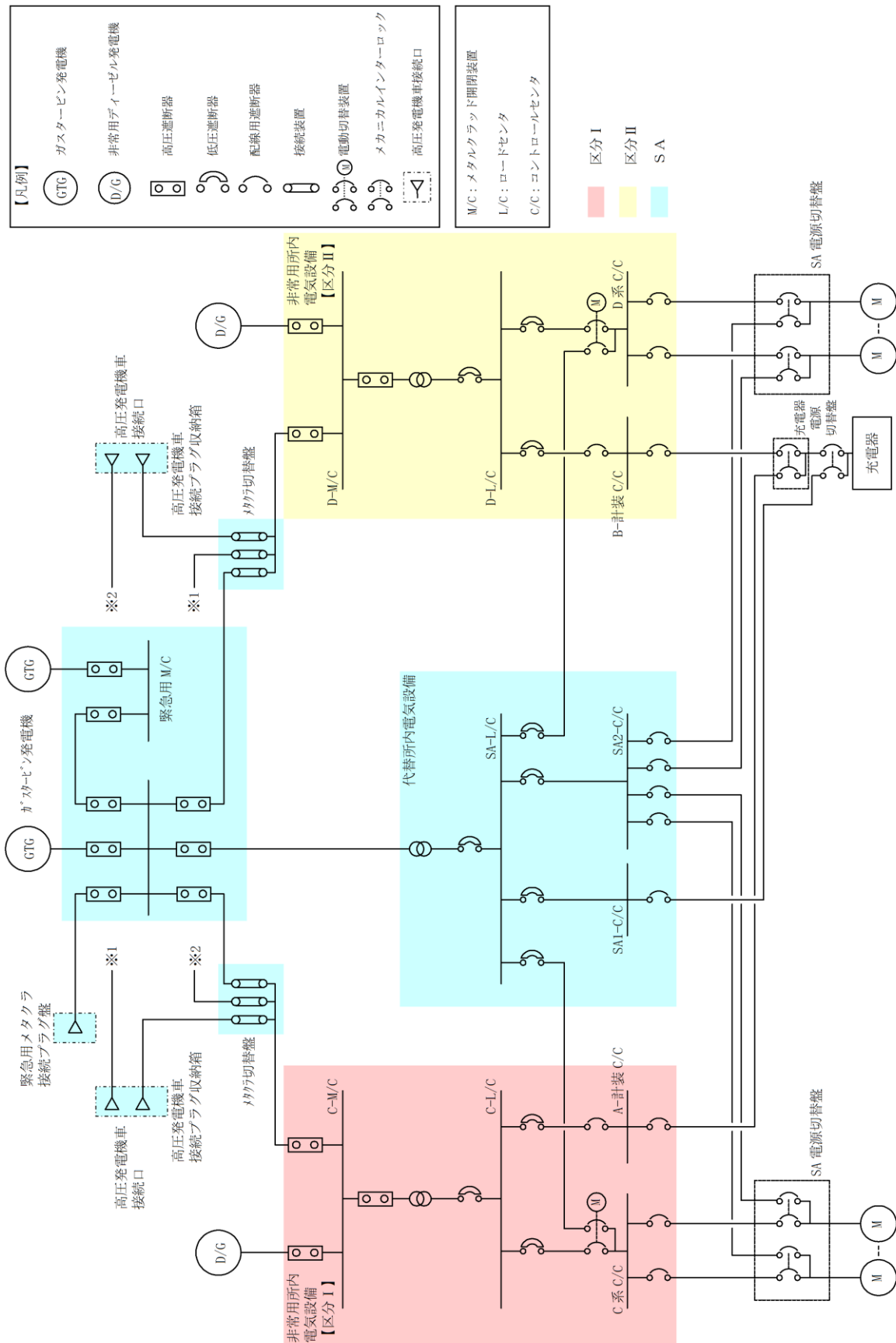
対応手段	逃がし弁機能	自動減圧機能	備考
	A, B, C, D, E, F, G, H, J, K, L, M	B, D, E, G, K, M	
減圧の自動化（代替減圧機能による減圧の自動化）	○		B, M が対象
手動操作による減圧 （逃がし安全弁の手動操作による減圧）	○	○	
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	○	○	逃がし弁機能は A, C, D, F, H, J, L, M が対象
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 （補助盤室）による逃がし安全弁機能回復	○	○	
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 （原子炉建物）による逃がし安全弁機能回復	○		B, M が対象
逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧	○		A, J が対象
逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	○		
代替直流電源設備による復旧	○	○	
代替交流電源設備による復旧	○	○	

第2表 逃がし安全弁用可搬型蓄電池接続の優先順位

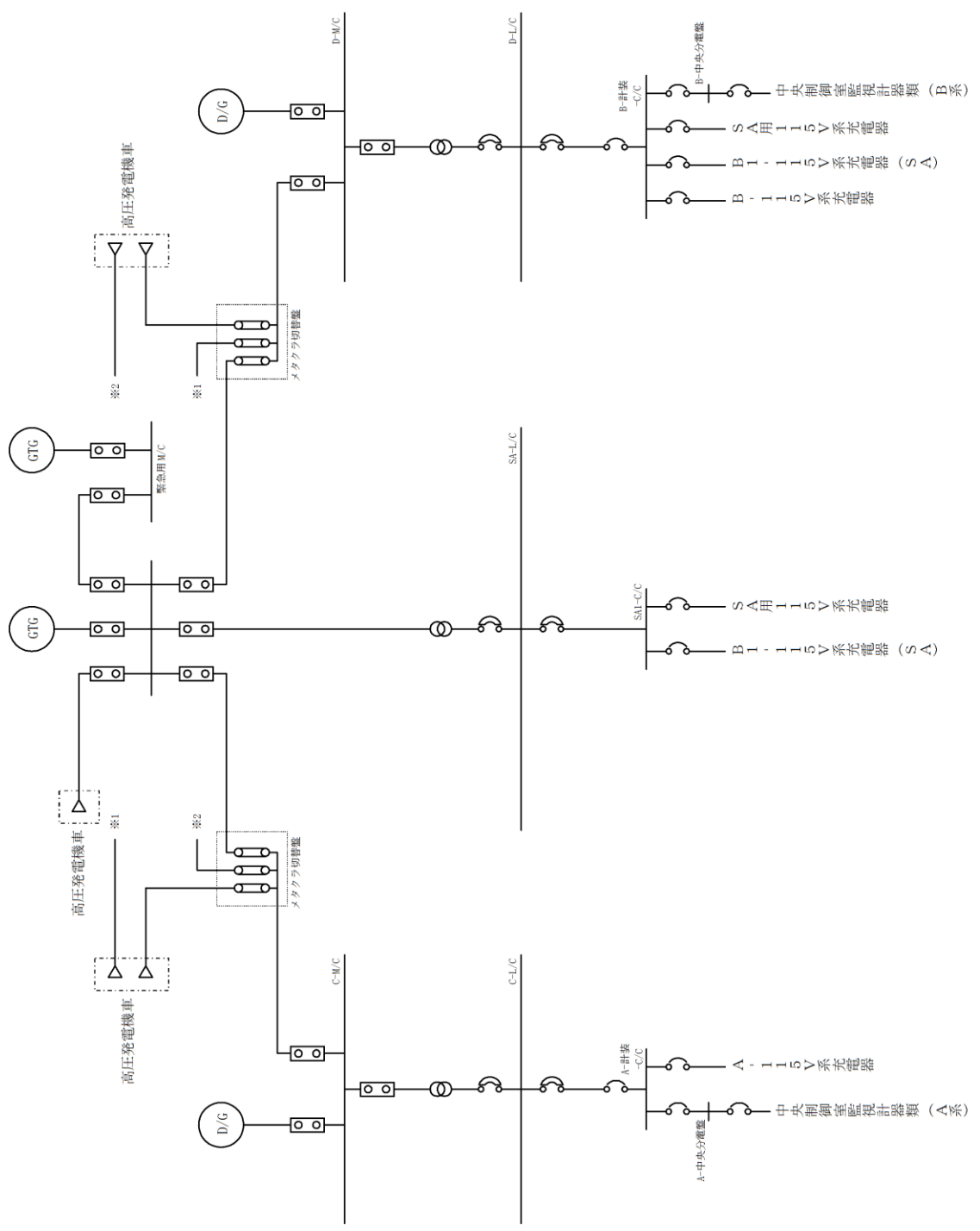
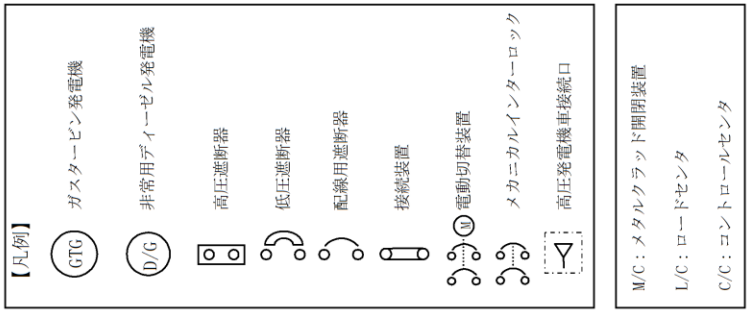
順位	蓄電池接続回路		主蒸気管											
			【A】			【B】		【C】		【D】				
			逃がし安全弁											
			A	B <sup>※1</sup> (A系)	C	D <sup>※2</sup>	E <sup>※2</sup>	F	G <sup>※2</sup>	H	J	K <sup>※2</sup>	L	M <sup>※1</sup> (B系)
1	A系/B系	逃がし弁機能 ( ) 内は接続回路の系統を示す		○ (A系)										○ (B系)
2	B系/A系				○ (B系)			○ (A系)						
3	A系					○					○			
4	B系				○					○				
5	B系							○					○	
6	B系		○								○			
7	B系	自動減圧機能		○										○
8	B系				○			○						
9	B系					○					○			
10	A系			○										○
11	A系					○			○					
12	A系						○					○		

凡例  
 ※1 : 逃がし安全弁 (代替自動減圧機能+自動減圧機能+逃がし弁機能)  
 ※2 : 逃がし安全弁 (自動減圧機能+逃がし弁機能)  
 ※なし : 逃がし安全弁 (逃がし弁機能)

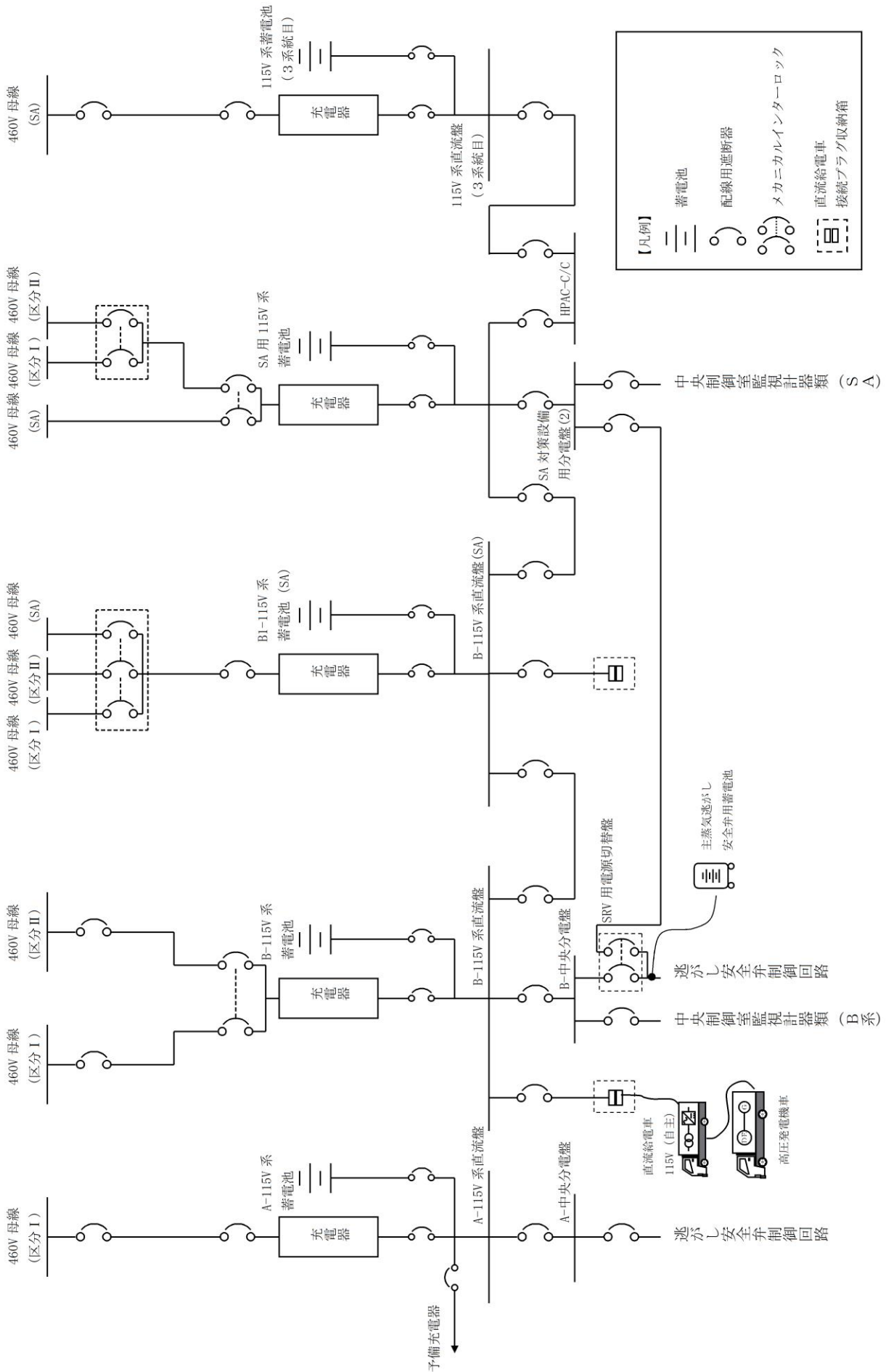




第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (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減圧機能が喪失した場合、可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し、逃がし安全弁を開放して発電用原子炉を減圧する。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又は所内常設直流電源設備（3系統目）にて逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保する。

## b. 作業場所

制御室建物 4階（非管理区域）（中央制御室）

廃棄物処理建物 1階（非管理区域）（補助盤室）

## c. 必要要員数及び想定時間

可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放に必要な要員数、想定時間については「1.14 電源の確保に関する手順等」に整理する。

また、常設代替直流電源設備による逃がし安全弁開放（現場での減圧状況の確認を含む。）に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 3名（中央制御室運転員1名、現場運転員2名）

想定時間 : 40分以内（所要時間目安<sup>\*1</sup>：13分）

※1：所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

## 【中央制御室運転員】

●逃がし安全弁開放操作：想定時間10分、所要時間目安2分

・逃がし安全弁開放操作：所要時間目安2分（操作対象6弁：中央制御室）

## 【現場運転員B，C】

●可搬型計測器接続：想定時間20分、所要時間目安9分

・移動：所要時間目安2分（移動経路：中央制御室から補助盤室）

・可搬型計測器接続：所要時間目安7分（補助盤室）

●電源切替：想定時間10分、所要時間目安2分

・電源切替：所要時間目安2分（補助盤室）

●減圧監視：想定時間10分、所要時間目安1分

・減圧監視：所要時間目安1分（補助盤室）

d. 作業の成立性について

(a) 中央制御室操作

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

操作性：操作スイッチによる操作であり，容易に実施可能である。

(b) 補助盤室操作

作業環境：常用照明消灯時においても，電源内蔵型照明を作業エリアに配備している。また，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること，ヘッドライト及び懐中電灯を携行していることから接近可能である。

また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：通常の端子リフト・接続操作及び通常のスイッチ操作であり，十分な作業スペースもあることから，容易に実施可能である。

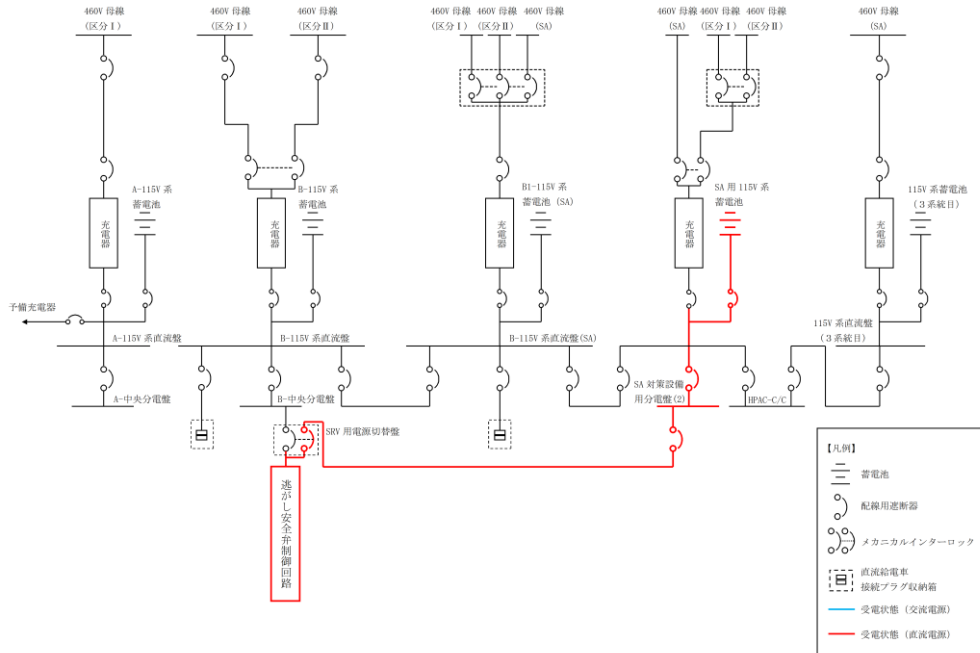
連絡手段：有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち，使用可能な設備により中央制御室との連絡が可能である。



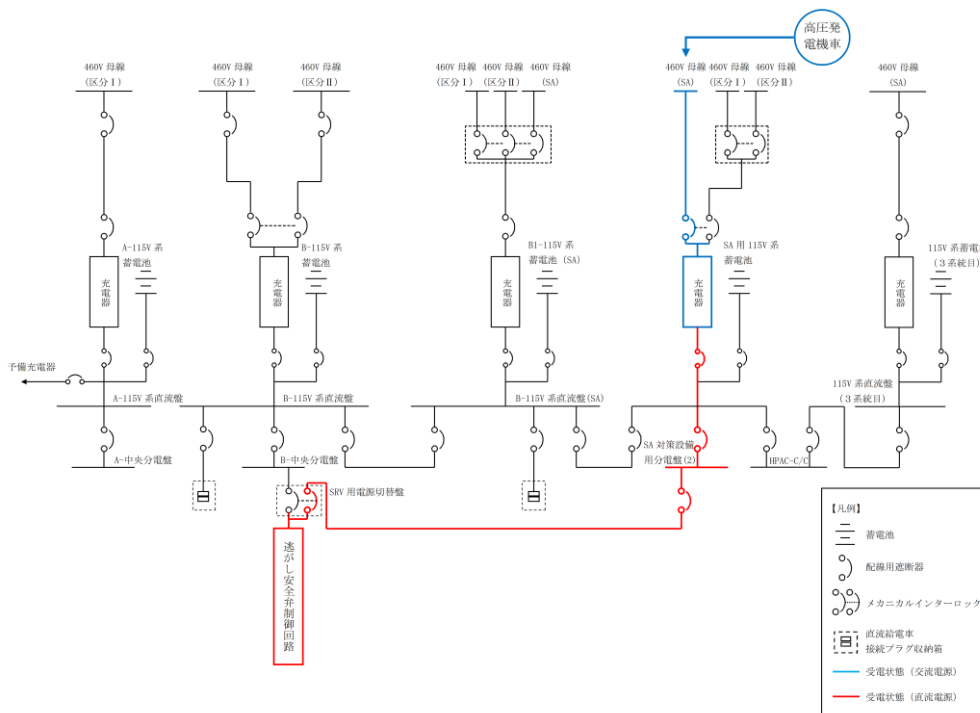
電源切替操作

逃がし安全弁の電源受電状態について

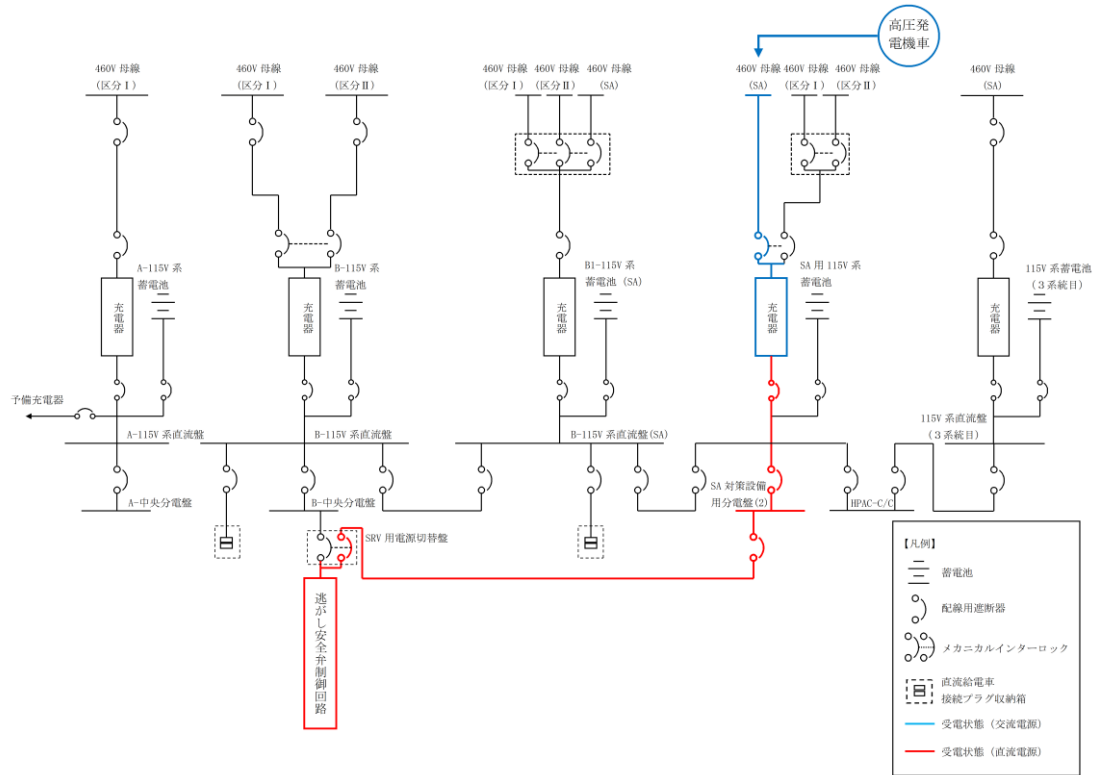
サポート系故障時の対応手段のうち、可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放及び復旧について電源受電状態を第1図から第6図に示す。



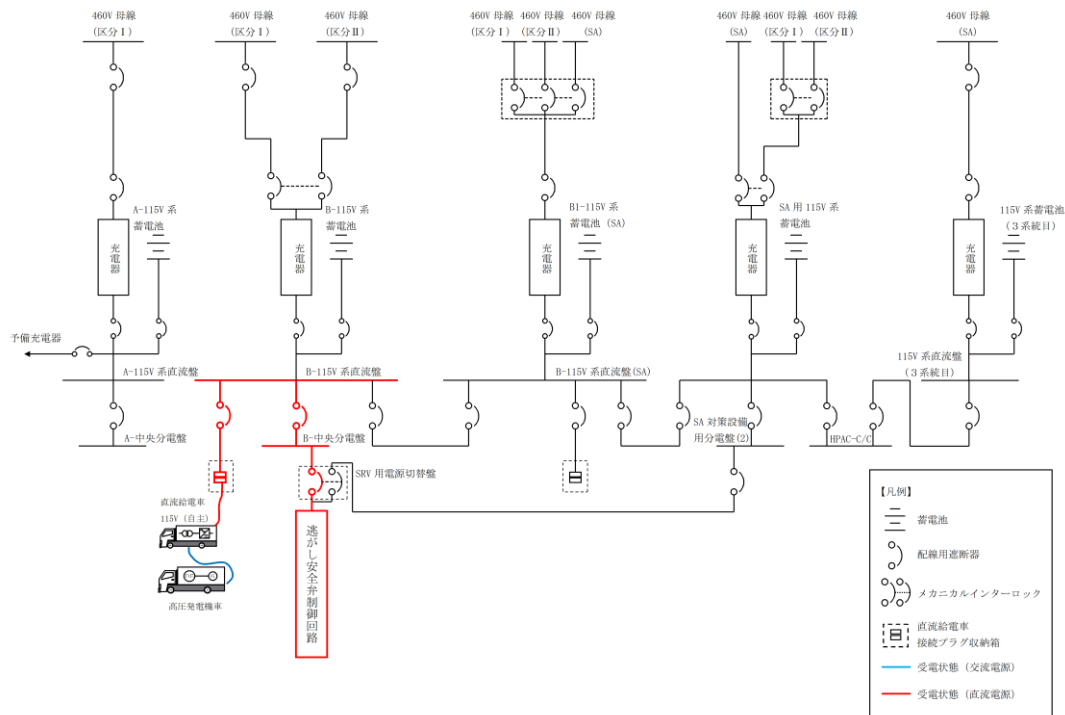
第1図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放  
(常設代替直流電源設備を使用)



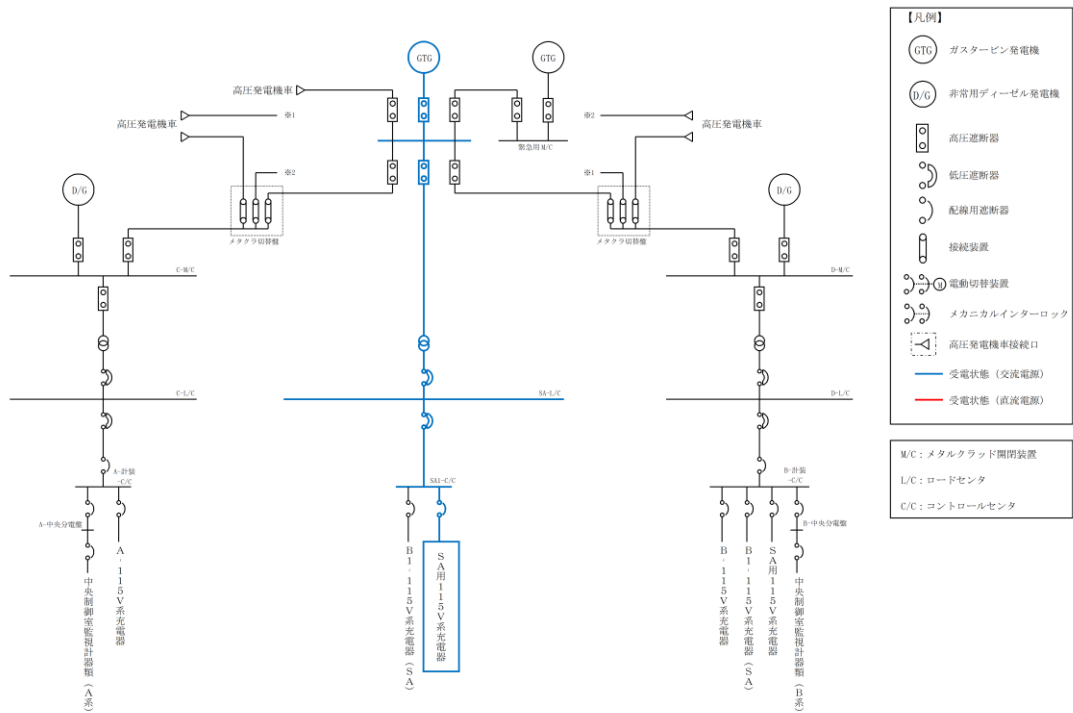
第2図 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放  
(可搬型直流電源設備を使用)



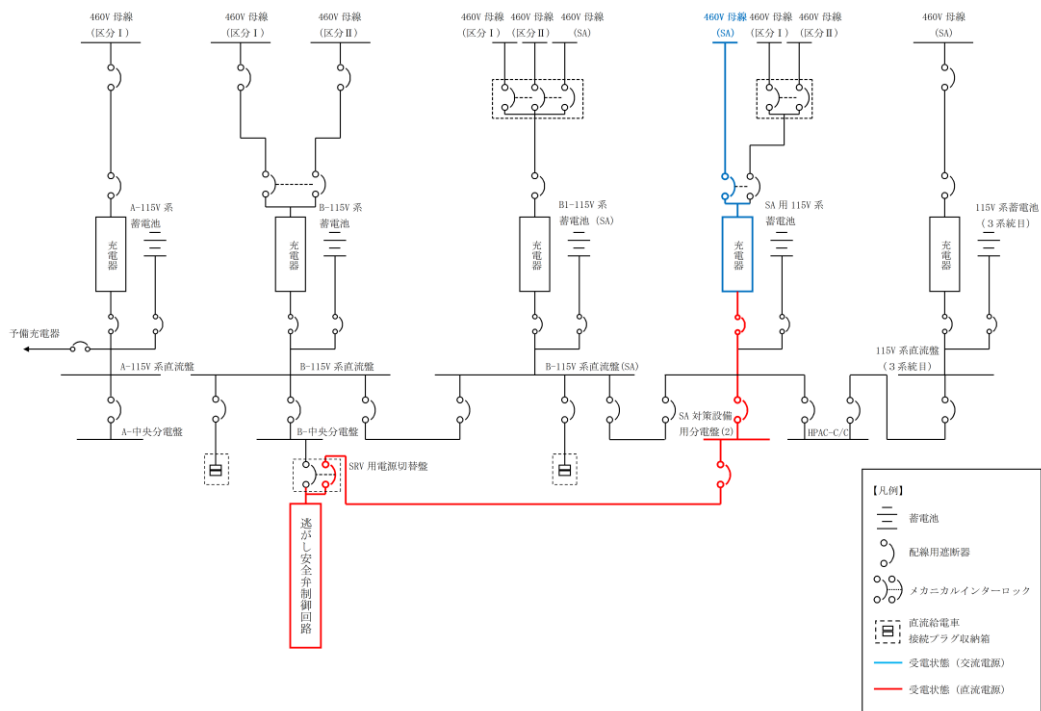
第3図 代替直流電源設備による復旧  
(可搬型直流電源設備を使用)



第4図 代替直流電源設備による復旧  
(直流給電車を使用)

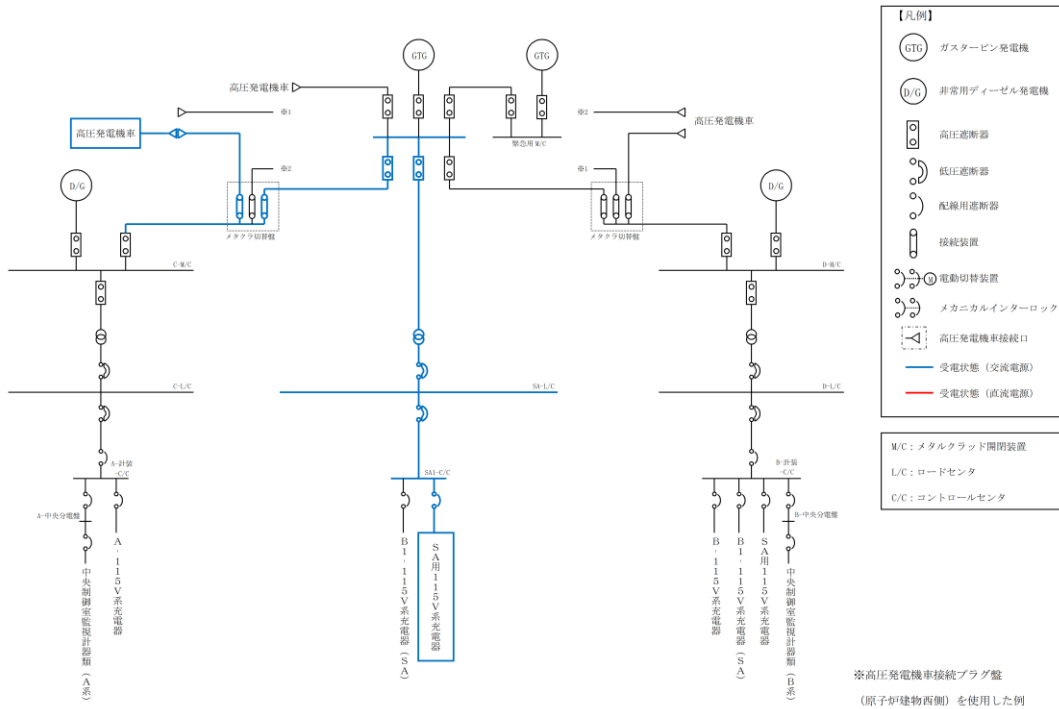


第5図 代替直流電源設備による復旧  
(常設代替交流電源設備を使用) (1 / 2)

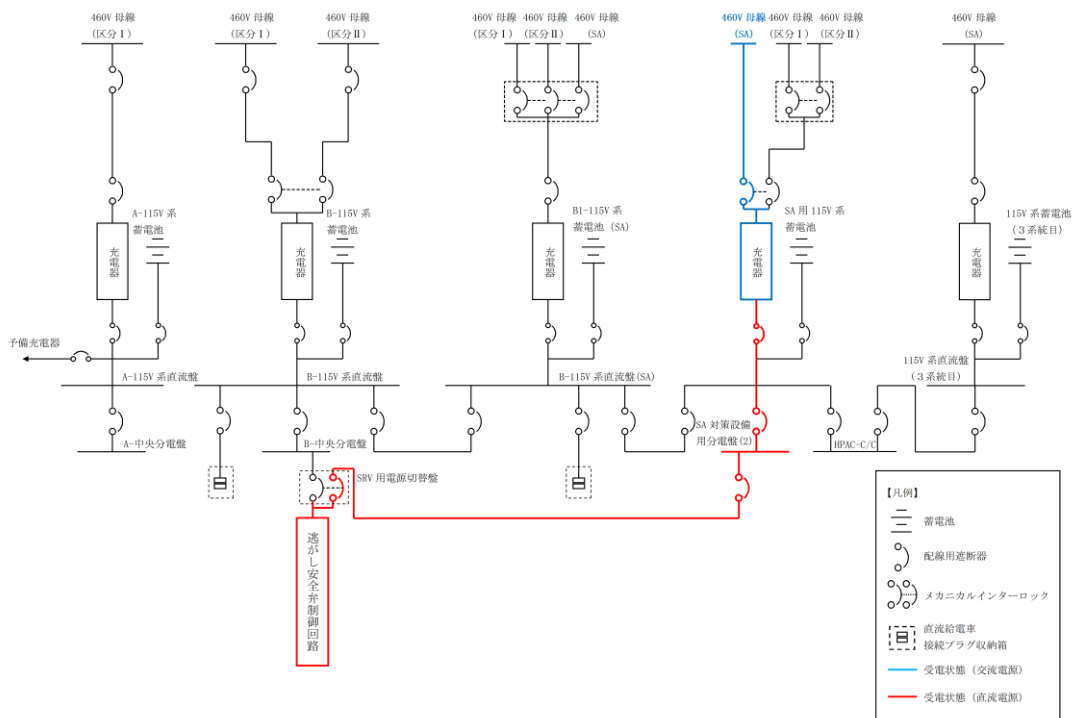


第5図 代替直流電源設備による復旧  
(常設代替交流電源設備を使用) (2 / 2)





第6図 代替直流電源設備による復旧 (可搬型代替交流電源設備を使用) (1 / 2)



第6図 代替直流電源設備による復旧 (可搬型代替交流電源設備を使用) (2 / 2)

## 手順のリンク先について

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.3.2.2(4) a. 代替直流電源設備による復旧
  - ・代替直流電源設備に関する手順等
  - <リンク先> 1.14.2.2 (1) **c.** 可搬型直流電源設備による給電
    - 1.14.2.5 (1) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給
    - 1.14.2.5 (2) タンクローリから各機器等への給油
  
2. 1.3.2.2(4) b. 代替交流電源設備による復旧
  - ・代替交流電源設備に関する手順等
  - <リンク先> 1.14.2.1 (1) 代替交流電源設備による給電
    - 1.14.2.3 (1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
    - 1.14.2.5 (1) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給
    - 1.14.2.5 (2) タンクローリから各機器等への給油
  
3. 1.3.2.5 その他の手順項目について考慮する手順
  - ・非常用交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池，**所内常設直流電源設備（3系統目）として使用する115V系蓄電池（3系統目）**又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，B1-115V系充電器（SA），SA用115V系充電器による逃がし安全弁，電動弁及び監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び非常用交流電源設備への燃料補給手順
  - <リンク先> 1.14.2.1 (1) 代替交流電源設備による給電
    - 1.14.2.2 (1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
    - 1.14.2.2 (1) b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電**

- 1.14.2.2 (1) c. 可搬型直流電源設備による給電
- 1.14.2.3 (1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車による  
SAロードセンタ及びSAコントロールセン  
タ受電
- 1.14.2.5 (1) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用デ  
ィーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクロー  
ーリへの補給
- 1.14.2.5 (2) タンクローリから各機器等への給油
- 1.14.2.6 (1) 非常用交流電源設備による給電
- ・操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順
- <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失
- 1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

## 1.8 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

### <目次>

#### 1.8.1 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. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手段及び設備

###### (a) 原子炉格納容器下部注水

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

###### (a) 原子炉圧力容器への注水

###### (b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### c. 手順等

#### 1.8.2 重大事故等時の手順

##### 1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却のための対応手順

##### (1) 原子炉格納容器下部注水

###### a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

###### b. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水

###### c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水

###### d. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）

###### e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）

##### 1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

##### (1) 原子炉圧力容器への注水

###### a. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

###### b. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

###### c. 制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水

###### d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

###### e. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

###### f. 消火系による原子炉圧力容器への注水

###### g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

##### 1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

##### 1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料1.8.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.8.2 自主対策設備仕様

添付資料1.8.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.8.4 重大事故対策の成立性

1. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水
2. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水
3. 消火系による原子炉格納容器下部への注水
4. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）
5. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）
6. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入
7. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
8. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水
9. 消火系による原子炉圧力容器への注水
10. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）

添付資料1.8.5 炉心損傷，原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

添付資料1.8.6 解釈一覧

1. 判断基準の解釈一覧
2. 操作手順の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

添付資料 1.8.7 手順のリンク先について

下線は，今回の提出資料を示す。

## 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

#### (1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却

a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

#### (2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

a) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）を抑制すること及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却する対処設備を整備する。

また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する対処設備を整備する。

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

### 1.8.1 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、MCCIによる原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する必要がある。

また、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する必要がある。

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

なお、対応手段の選定は電源の有無に依存しないことから、交流電源を確保するための対応手段を含めることとする。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>※1</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第五十一条及び「技術基準規則」第六十六条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

全交流動力電源が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替交流電源設備により給電する。

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.8-1表に整理する。

##### a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器の破損に至る可能性がある場合、あらかじめ原子炉格納容器下部に注水しておくことで、原子炉圧力容器が破損に至った場合においても、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却性を向上させ、MCCIの抑制及び熔融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。

また、原子炉圧力容器破損後は原子炉格納容器下部に注水を継続することで、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却し、MCCIの

抑制及び溶融炉心の原子炉格納容器バウンダリへの接触防止を図る。

さらに、原子炉格納容器下部への注水に併せてコリウムシールドを設置することで、原子炉格納容器下部へ落下した溶融炉心がドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）へ流入することを防止し、サンプ底面のコンクリートの浸食を抑制する。

(a) 原子炉格納容器下部注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、原子炉格納容器下部へ注水する手段がある。

i ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水  
ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・ 低圧原子炉代替注水槽
- ・ 低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 格納容器スプレイ・ヘッダ
- ・ 原子炉格納容器
- ・ コリウムシールド
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

ii 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水

復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水輸送ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク
- ・ 復水輸送系 配管・弁
- ・ 残留熱除去系 配管・弁
- ・ 格納容器スプレイ・ヘッダ
- ・ 原子炉格納容器
- ・ コリウムシールド
- ・ 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

iii 消火系による原子炉格納容器下部への注水

消火系による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下の



とおり。

- ・補助消火ポンプ
- ・消火ポンプ
- ・補助消火水槽
- ・ろ過水タンク
- ・消火系 配管・弁
- ・復水輸送系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・格納容器スプレー・ヘッド
- ・原子炉格納容器
- ・コリウムシールド
- ・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

iv 格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西1）
- ・輪谷貯水槽（西2）
- ・ホース・接続口
- ・可搬型ストレーナ
- ・格納容器代替スプレー系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・格納容器スプレー・ヘッド
- ・原子炉格納容器
- ・コリウムシールド
- ・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、格納容器代替スプレー系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

v ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注

水

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西1）
- ・輪谷貯水槽（西2）
- ・ホース・接続口
- ・ペDESTAL代替注水系 配管・弁
- ・原子炉格納容器
- ・コリウムシールド
- ・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、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉格納容器下部注水で使用する設備のうち、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、低圧原子炉代替注水系配管・弁、残留熱除去系配管・弁、可搬型ストレナ、格納容器代替スプレイ系配管・弁、格納容器スプレイ・ヘッド、原子炉格納容器、コリウムシールド、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、大量送水車、ホース・接続口、ペDESTAL代替注水系配管・弁及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

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

（添付資料 1.8.1）

以上の重大事故等対処設備により原子炉格納容器下部に落下した熔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、自主対策設備として位置付ける。併せて、その理由を示す。

- ・復水輸送ポンプ、復水貯蔵タンク、復水輸送系配管・弁

耐震性は確保されていないが、使用可能であれば、原子炉格納容

器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段として有効である。

- ・補助消火ポンプ，消火ポンプ，補助消火水槽，ろ過水タンク，消火系配管・弁

耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段として有効である。

(添付資料 1.8.2)

b. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備

(a) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，原子炉圧力容器へ注水する手段がある。

i 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧原子炉代替注水ポンプ
- ・サプレッション・チェンバ
- ・高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁
- ・主蒸気系 配管
- ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁
- ・原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁
- ・高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ
- ・給水系 配管・弁・スパージャ
- ・原子炉浄化系 配管
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替直流電源設備
- ・所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・可搬型直流電源設備

また，上記常設代替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

ii ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク
- ・ほう酸水注入系 配管・弁
- ・差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部）
- ・原子炉压力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

iii 制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水

制御棒駆動水圧系による原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・制御棒駆動水圧ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・原子炉压力容器
- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

iv 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・低圧原子炉代替注水ポンプ
- ・低圧原子炉代替注水槽
- ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉压力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

v 復水輸送系による原子炉压力容器への注水

復水輸送系による原子炉压力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・復水輸送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク
- ・復水輸送系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉压力容器
- ・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

vi 消火系による原子炉圧力容器への注水

消火系による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・補助消火ポンプ
- ・消火ポンプ
- ・補助消火水槽
- ・ろ過水タンク
- ・消火系 配管・弁
- ・復水輸送系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

vii 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西1）
- ・輪谷貯水槽（西2）
- ・ホース・接続口
- ・低圧原子炉代替注水系 配管・弁
- ・残留熱除去系 配管・弁
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・燃料補給設備

なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(b) 重大事故等対処設備と自主対策設備

低圧原子炉代替注水（常設）による原子炉圧力容器への注水で使用する設備のうち、低圧原子炉代替注水ポンプ、低圧原子炉代替注水槽、低

圧原子炉代替注水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁，原子炉压力容器，常設代替交流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入で使用する設備のうち，ほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンク，ほう酸水注入系配管・弁，差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉压力容器内部），原子炉压力容器及び常設代替交流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

低圧原子炉代替注水（可搬型）による原子炉压力容器への注水で使用する設備のうち，大量送水車，ホース・接続口，低圧原子炉代替注水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁，原子炉压力容器，常設代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水で使用する設備のうち，高圧原子炉代替注水ポンプ，サプレッション・チェンバ，高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁，原子炉浄化系配管，原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁，高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁，原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁，残留熱除去系配管・弁・ストレーナ，主蒸気系配管，給水系配管・弁・スパージャ，原子炉压力容器，常設代替直流電源設備，**所内常設直流電源設備（3系統目）**，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付ける。

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

（添付資料 1.8.1）

以上の重大事故等対処設備により溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止し，原子炉压力容器内に残存した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，自主対策設備として位置付ける。併せて，その理由を示す。

- ・制御棒駆動水圧ポンプ，復水貯蔵タンク，制御棒駆動水圧系配管・弁

発電用原子炉を冷却するための十分な注水量が確保できず，加えて耐震性が確保されていないが，原子炉冷却圧力バウンダリ高圧時に原子炉压力容器下部に落下した溶融炉心を冷却し，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として有効である。

- ・復水輸送ポンプ，復水貯蔵タンク，復水輸送系配管・弁  
耐震性は確保されていないが，使用可能であれば，原子炉压力容器へ注水する手段として有効である。
- ・補助消火ポンプ，消火ポンプ，補助消火水槽，ろ過水タンク，消火系配管・弁  
耐震性は確保されていないが，重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において，原子炉压力容器への注水手段として有効である。

(添付資料 1.8.2)

c. 手順等

上記「a. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段及び設備」及び「b. 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段及び設備」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，運転員及び緊急時災害対策要員の対応として，AM設備別操作要領書，事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）及び原子力災害対策手順書に定める。（第 1.8-1 表）

また，重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する。（第 1.8-2 表，第 1.8-3 表）

(添付資料 1.8.3)

## 1.8.2 重大事故等時の手順

### 1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順

#### (1) 原子炉格納容器下部注水

##### a. ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（常設）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

なお、原子炉圧力容器の破損前に代替格納容器スプレイを実施することで、原子炉格納容器内の温度上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし、本操作を実施しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、サプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

#### (a) 手順着手の判断基準

[ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>\*1</sup>で、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又



は喪失により確認する。

(b) 操作手順

ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-5図、タイムチャートを第1.8-6図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

②<sup>a</sup> SA電源切替盤を使用する場合

現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要なA-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。

②<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要なA-RHRドライウエル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウエル第2スプレイ弁の電源切替えを実施する。

③中央制御室運転員Aは、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、ペDESTAL代替注水系（常設）が使用可能か確認する。

⑤中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水ポンプの起動操作を実施し、低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥中央制御室運転員Aは、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、中央制御室にてA-RHRドライウエル第1スプレイ弁、A-RHRドライウエル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長にペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

⑦当直副長は、運転員にペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格

納容器下部への注水開始を指示する。

[ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

- ⑧中央制御室運転員Aは、F L S R注水隔離弁の全開操作を実施し代替注水流量（常設）指示値の上昇（ $200\text{m}^3/\text{h}$ 程度）により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約 $225\text{m}^3$ ※1）到達後、F L S R注水隔離弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：スプレイ管を使用してドライウェルサンプ及びドライウェル床面を經由して原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の場合]

- ⑨中央制御室運転員AはF L S R注水隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（ $12\sim 60\text{m}^3/\text{h}$ ）に調整し、注水を継続する。
- ⑩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原子炉代替注水槽の補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してからペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【S A電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合30分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合45分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の場合]

- ・中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.8.4-1)

b. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）により、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、復水輸送系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、サプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

なお、復水輸送系（スプレイ管使用）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を復水輸送系（スプレイ管使用）から復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替えて注水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

[復水輸送系による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

復水輸送系（スプレイ管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>\*1</sup>で、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（スプレイ管使用）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>\*1</sup>で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）及び消火系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

[原子炉圧力容器破損後の復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

復水輸送系（スプレイ管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）及び消火系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（スプレイ管使用）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水ができず、復水輸送系（ペDESTAL注水

配管使用) が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

※1 : 「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が 300℃に達した場合。

※2 : 設備に異常がなく、電源及び水源(復水貯蔵タンク)が確保されている場合。

※3 : 「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4 : 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

(b) 操作手順

復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-1 図及び第 1.8-2 図に、概要図を第 1.8-7 図に、タイムチャートを第 1.8-8 図に示す。

【原子炉格納容器下部への初期水張りにおいてスプレイ管を使用する場合】

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、復水輸送系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B 供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプの起動操作を実施し、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、A-RHR ドライウェル第1スプレイ弁及びA-RHR ドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。

[復水輸送系(スプレイ管使用)による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

- ⑦中央制御室運転員Aは、RPV/PCV 注入流量指示値が 120m<sup>3</sup>/h となるよう A-RHR RPV 代替注水弁を調整開とし、原子炉格納容器下部への注水を開始する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約 225m<sup>3</sup>\*1）到達後、A-RHR R P V代替注水弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：スプレイ管を使用してドライウェルサンプ及びドライウェル床面を經由して原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

[復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

⑧<sup>a</sup> 中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）に調整し、注水を継続する。

⑨<sup>a</sup> 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

[復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を復水輸送系（スプレイ管使用）から復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替える場合]

⑧<sup>b</sup> 中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）に調整し、注水を継続する。

⑨<sup>b</sup> 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

【原子炉格納容器下部への初期水張りにおいてペDESTAL注水配管を使用する場合】

① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

② 中央制御室運転員Aは、復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

③ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、復水輸送系が使用可能か確認する。

④ 中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。

⑤ 中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプの起動操作を実施し、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥当直副長は、中央制御室運転員に復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。

[復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

⑦中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を全開操作し、ペDESTAL注水流量指示値の上昇（120m<sup>3</sup>/h程度）、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約70m<sup>3</sup>\*1）到達後、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：ペDESTAL注水配管を使用して直接原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

[復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

⑧中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）に調整し、注水を継続する。

⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

### (c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は、スプレイ管を使用する場合及びペDESTAL注水配管を使用する場合ともに以下のとおり。

[復水輸送系による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

・中央制御室運転員1名にて実施した場合、20分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後の復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水の場合]

・中央制御室運転員1名にて実施した場合、10分以内で可能である。

[復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を復水輸送系（スプレイ管使用）から復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替える場合]

- 中央制御室運転員 1 名にて実施した場合, 10 分以内で可能である。  
(添付資料 1.8.4-2)

c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却ができない場合に、原子炉格納容器の破損を防止するため、補助消火水槽を水源とした補助消火ポンプにより又はろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

また、原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、サプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

なお、消火系（スプレイ管使用）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を消火系（スプレイ管使用）から消火系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替えて注水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

[消火系による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

消火系（スプレイ管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>\*1</sup>で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（スプレイ管使用）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>\*1</sup>で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（スプレイ管使用）、消火系（スプレイ管使用）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

[原子炉圧力容器破損後の消火系による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

消火系（スプレイ管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）及び復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）、消火系（ペDESTAL注水配管使用）及び復水輸送系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（スプレイ管使用）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

消火系（ペDESTAL注水配管使用）の場合は、原子炉圧力容器の破



損の徴候<sup>※3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>※4</sup>により原子炉压力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水ができず、消火系（ペDESTAL注水配管使用）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉压力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽又はろ過水タンク）が確保されている場合。

※3：「原子炉压力容器の破損の徴候」は、原子炉压力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉压力容器指示値の低下、ドライウエル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

#### (b) 操作手順

消火系による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-1図及び第1.8-2図に、概要図を第1.8-9図に、タイムチャートを第1.8-10図に示す。

（補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合及び消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合について、手順⑤⑧及び原子炉格納容器下部への初期水張りにおいてスプレイ管を使用する場合の手順⑨⑩以外同様）

#### 【原子炉格納容器下部への初期水張りにおいてスプレイ管を使用する場合】

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に消火系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、消火系による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、消火系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ⑤<sup>a</sup>補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合中央制御室運転員Aは、補助消火ポンプを起動する。

- ⑤<sup>b</sup> 消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合  
中央制御室運転員Aは、消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員Aは、CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）の全開操作及びCWT系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施する。
- ⑦ 中央制御室運転員Aは、A-RHRドライウェル第1スプレイ弁及びA-RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施する。

[消火系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

- ⑧<sup>a</sup> 補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合  
中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁の全開操作を実施し、ペDESTAL注入流量指示値の上昇（120m<sup>3</sup>/h程度）、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約225m<sup>3</sup>\*<sup>1</sup>）到達後、A-RHR R P V代替注水弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：スプレイ管を使用してドライウェルサンプ及びドライウェル床面を經由して原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

- ⑧<sup>b</sup> 消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合  
中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁の全開操作を実施し、ペDESTAL注入流量指示値の上昇（75m<sup>3</sup>/h程度）、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約225m<sup>3</sup>\*<sup>1</sup>）到達後、A-RHR R P V代替注水弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：スプレイ管を使用してドライウェルサンプ及びドライウェル床面を經由して原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

[消火系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、消火系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

- ⑨<sup>a</sup> 中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）に調整し、注水を継続する。
- ⑩<sup>a</sup> 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系（スプレイ管使用）

による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

[消火系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を消火系（スプレイ管使用）から消火系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替える場合]

⑨<sup>b</sup> 中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）に調整し、注水を継続する。

⑩<sup>b</sup> 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系（ペDESTAL注水配管）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

**【原子炉格納容器下部への初期水張りにおいてペDESTAL注水配管を使用する場合】**

① 当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に消火系による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

② 中央制御室運転員Aは、消火系による原子炉格納容器下部への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

③ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、消火系が使用可能か確認する。

④ 中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T / B供給遮断弁の全閉操作を実施する。

⑤<sup>a</sup> 補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合  
中央制御室運転員Aは、補助消火ポンプを起動する。

⑤<sup>b</sup> 消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合  
中央制御室運転員Aは、消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥ 中央制御室運転員Aは、消火系による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）の全開操作及びCWT系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施し、当直副長に消火系による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

⑦ 当直副長は中央制御室運転員に消火系による原子炉格納容器下部への注水開始を指示する。

[消火系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

⑧<sup>a</sup> 補助消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合  
中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁の開操作を実施し、ペDESTAL注入流量指示値の上昇（110m<sup>3</sup>/h程度）、ペDEST

タル水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約70m<sup>3</sup>\*1）到達後、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：ペDESTAL注水配管を使用して直接原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

⑧<sup>b</sup> 消火ポンプを使用して原子炉格納容器下部に注水する場合

中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁の開操作を実施し、ペDESTAL注入流量指示値の上昇（70m<sup>3</sup>/h程度）、ペDESTAL水位指示値の上昇により注水されたことを確認し、当直副長に報告する。

なお、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約70m<sup>3</sup>\*1）到達後、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を閉とし、原子炉格納容器下部への注水を停止する。

※1：ペDESTAL注水配管を使用して直接原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

[消火系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、消火系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

⑨中央制御室運転員Aは、MUW P C V代替冷却外側隔離弁を開とし、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）に調整し、注水を継続する。

⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、消火系（ペDESTAL注水配管使用）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから消火系による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は、スプレイ管を使用する場合及びペDESTAL注水配管を使用する場合ともに以下のとおり。

[消火系による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

・中央制御室運転員1名にて実施した場合、25分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後の消火系による原子炉格納容器下部への注水の場合]

・中央制御室運転員1名にて実施した場合、10分以内で可能である。

[消火系（スプレイ管使用）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用

可能であり，原子炉格納容器下部への注水を消火系（スプレー管使用）から消火系（ペDESTAL注水配管使用）に切り替える場合]

- ・中央制御室運転員 1 名にて実施した場合, 10 分以内で可能である。

（添付資料 1.8.4-3）

d. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するため格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

なお、原子炉圧力容器の破損前に代替格納容器スプレイを実施することで、原子炉格納容器内の温度上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和することができる。ただし、本操作を実施しない場合であっても、評価上、原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間、逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持できる。

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、サプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

また、本手順はプラント状況や周辺の現場状況により格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替えて注水を行うが、切替え及び注水手順は「e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）」に示す。

(a) 手順着手の判断基準

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>\*1</sup>で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水ができず、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度

指示値が 300℃に達した場合。

※ 2 : 設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2））が確保されている場合。

※ 3 : 「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※ 4 : 「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウェル圧力指示値の上昇、ペDESTAL温度指示値の上昇、ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

(b) 操作手順

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-1 図及び第 1.8-2 図に、概要図を第 1.8-11 図に、タイムチャートを第 1.8-12 図に示す。（格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水手順は、手順⑥⑩⑬⑮以外は同様）

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の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、緊急時対策本部に格納容器代替スプレイ系配管・弁の接続口への格納容器代替スプレイ系（可搬型）の接続を依頼する。

③緊急時対策本部は、当直長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する格納容器代替スプレイ系配管・弁の接続口を報告するとともに、緊急時対策要員に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

④<sup>a</sup> S A 電源切替盤を使用する場合

現場運転員 B 及び C は、S A 電源切替盤にて、格納容器格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な A-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁又は B-RHR ドライウェル第 2 スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。なお、ペDESTAL 代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、ペDESTAL 代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な MUW P C V 代替冷却外側隔離弁の電源切替え操作を併せて実施する。

④<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員 A は、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」

又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、格納容器格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要なA-RHRドライウェル第2スプレイ弁又はB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の電源切替え操作を実施する。なお、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要なMUW P C V代替冷却外側隔離弁の電源切替え操作を併せて実施する。

⑤中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への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。

⑥<sup>a</sup>格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、中央制御室にてA-RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

⑥<sup>b</sup>格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成としてB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

⑥<sup>c</sup>格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

中央制御室運転員Aは、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として中央制御室にてB-RHRドライウェル第2スプレイ弁の全開操作を実施し、当直副長に格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

⑦緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器代替スプレイ系（可



搬型)として使用する大量送水車による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員に格納容器代替スプレイ系(可搬型)として使用する大量送水車による送水開始を指示する。

⑨当直副長は、運転員に格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水の確認を指示する。

⑩<sup>a</sup>格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(南)を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系(可搬型)として使用する大量送水車を起動した後、ACSS A-注水ライン流量調整弁を格納容器代替スプレイ流量にて120m<sup>3</sup>/hとなるように調整開とし、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑩<sup>b</sup>格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(西)を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、格納容器代替スプレイ系(可搬型)として使用する大量送水車を起動した後、ACSS B-注水ライン流量調整弁を格納容器代替スプレイ流量にて120m<sup>3</sup>/hとなるように調整開とし、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑩<sup>c</sup>格納容器代替スプレイ系(可搬型)接続口(建物内)を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合(故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)

緊急時対策要員は、ACSS B-注水ライン止め弁の全閉操作を実施し、格納容器代替スプレイ系(可搬型)として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブを格納容器代替スプレイ流量にて120m<sup>3</sup>/hとなるように調整開とし、格納容器代替スプレイ系(可搬型)として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑪中央制御室運転員Aは中央制御室にて、原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを格納容器代替スプレイ流量指示値の上昇により確認し、当直副長へ報告する。

[格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL水位にて+2.4m(総注水量約225m<sup>3</sup>\*<sup>1</sup>)到達後、原子炉格納容器下部への注水の停止を緊急時対策本部に依頼する。

※1:スプレイ管を使用してドライウェルサンプ及びドライウェル床面を經由して原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合

における総注水量

また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉格納容器下部への注水の停止を指示する。

- ⑬<sup>a</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、ACSS A-注水ライン流量調整弁の全閉操作を実施し、原子炉格納容器下部への注水の停止について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

- ⑬<sup>b</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、ACSS B-注水ライン流量調整弁の全閉操作を実施し、原子炉格納容器下部への注水の停止について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

- ⑬<sup>c</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、可搬型バルブの全閉操作を実施し、原子炉格納容器下部への注水の停止について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の場合]

- ⑭ 当直副長は、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）を大量送水車にて継続して送水するよう中央制御室運転員及び当直長を經由して緊急時対策要員に指示する。

- ⑮<sup>a</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、ACSS A-注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

- ⑮<sup>b</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、ACSS B-注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

- ⑮<sup>c</sup> 格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、ACSS B-注水ライン止め弁の全閉操作を実施した後、可搬型バルブの弁開度

を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【S A電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合 25 分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合 40 分以内で可能である。

また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外での格納容器代替スプレイ系（可搬型）による送水操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 10 分以内

【格納容器代替スプレイ系（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 2 時間 10 分以内で可能である。また、格納容器代替スプレイ系（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで 3 時間 10 分以内で可能である。

[原子炉圧力容器破損後の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の場合]

緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.8.4-4)

e. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ペDESTAL代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉格納容器下部への注水機能が喪失した場合、原子炉格納容器の破損を防止するためペDESTAL代替注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を実施する。

炉心損傷の進展により原子炉圧力容器が破損に至る可能性がある場合において、あらかじめ原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。

原子炉圧力容器破損後は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水冷却するため、原子炉格納容器下部への注水を継続する。その際の注水流量は、サプレッション・プール水位が外部水源注水制限に到達することを遅らせるため、崩壊熱相当に余裕をみた流量とする。

また、本手順はプラント状況や周辺の現場状況によりペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口を任意に選択できる構成としている。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合は、原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水に用いる系統を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替えて注水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの判断基準]

損傷炉心の冷却が未達成の場合<sup>\*1</sup>で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

[原子炉圧力容器破損後のペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作の判断基準]

原子炉圧力容器の破損の徴候<sup>\*3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>\*4</sup>により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペDESTAL代替注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

※3：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加及び制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

※4：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子

炉圧力指示値の低下，ドライウェル圧力指示値の上昇，ペDESTAL温度指示値の上昇，ペDESTAL水温度指示値の上昇又は喪失により確認する。

(b) 操作手順

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-1 図及び第 1.8-2 図に，概要図を第 1.8-13 図に，タイムチャートを第 1.8-14 図に示す。（ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南），ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水手順は，手順⑩⑬⑮⑳以外は同様）

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員にペDESTAL代替注水系 配管を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水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，緊急時対策本部にペDESTAL代替注水系配管・弁の接続口へのペDESTAL代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。
- ③緊急時対策本部は，当直長にペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用するペDESTAL代替注水系配管・弁の接続口を報告するとともに，緊急時対策要員にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。
- ④<sup>a</sup> S A電源切替盤を使用する場合  
現場運転員 B 及び C は，S A電源切替盤にて，ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要なMUW P C V代替冷却外側隔離弁の電源切替え操作を実施する。
- ④<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合  
中央制御室運転員 A は，不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。  
現場運転員 B 及び C は，C / Cの不要な負荷の切り離しを行う。  
不要な負荷の切り離し後，中央制御室運転員 A は，非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い，ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要なMUW P C V代替冷却外側隔離弁の電源切替えを実施する。
- ⑤中央制御室運転員 A は，ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水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。
- ⑥中央制御室運転員 A は，ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として，中央制御室にてMUW

P C V代替冷却外側隔離弁の全開操作を実施し、当直副長にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

⑦緊急時対策要員は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員にペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を指示する。

⑨当直副長は、運転員にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の確認を指示する。

⑩<sup>a</sup>ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、A P F S A-注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑩<sup>b</sup>ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、A P F S B-注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑩<sup>c</sup>ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、A P F S B-注水ライン止め弁の全閉操作を実施し、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブの全開操作を実施し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

⑪中央制御室運転員Aは中央制御室にて、原子炉格納容器下部への注水が開始されたことをペDESTAL代替注水流量指示値の上昇により確認し、当直副長へ報告する。

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL水位にて+2.4m（総注水量約70m<sup>3</sup>\*1）到達後、原子炉格納容器下部への注水の停止を緊急

時対策本部に依頼する。

※1：ペDESTAL注水配管を使用して直接原子炉格納容器下部に初期水張りを実施する場合における総注水量

また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉格納容器下部への注水の停止を指示する。

⑬<sup>a</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、A P F S A－注水ライン流量調整弁の全閉操作を実施し、原子炉格納容器下部への注水の停止について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑬<sup>b</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、A P F S B－注水ライン流量調整弁の全閉操作を実施し、原子炉格納容器下部への注水の停止について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑬<sup>c</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、可搬型バルブの全閉操作を実施し、原子炉格納容器下部への注水の停止について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

⑭ 当直副長は、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）を大量送水車にて継続して送水するよう中央制御室運転員及び当直長を經由して緊急時対策要員に指示する。

⑮<sup>a</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、A P F S A－注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

⑮<sup>b</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、A P F S B－注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

⑮<sup>c</sup> ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉



格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、A P F S B-注水ライン止め弁の全閉操作を実施した後、可搬型バルブの弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

- ⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替える場合]

- ⑪当直副長は、運転員にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

- ⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にペDESTAL代替注水系配管・弁を使用したペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水準備を依頼する。

- ⑬緊急時対策本部は、当直長にペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用するペDESTAL代替注水系配管・弁の接続口を報告するとともに、緊急時対策要員にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備開始を指示する。

- ⑭中央制御室運転員Aは、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水に必要な電動弁の電源が確保されている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。

- ⑮中央制御室運転員Aは、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として、中央制御室にてM U W P C V代替冷却外側隔離弁の全開操作を実施し、当直副長にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の準備完了を報告する。

- ⑯緊急時対策要員は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による送水準備完了について緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

- ⑰当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を緊急時対策本部に依頼する。また、緊急時対策本部は、緊急時対策要員にペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を指示する。

②④当直副長は、運転員にペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水の確認を指示する。

②⑤<sup>a</sup>ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、APFS A-注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

②⑤<sup>b</sup>ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、APFS B-注水ライン流量調整弁の弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

②⑤<sup>c</sup>ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、中央制御室運転員の指示に基づき、APFS B-注水ライン止め弁の全閉操作を実施した後、可搬型バルブの弁開度を調整し、崩壊熱相当に余裕をみた注水流量（12～60m<sup>3</sup>/h）にて原子炉格納容器下部への注水を実施する。

②⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してからペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

【SA電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合25分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合40分以内で可能である。

また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による初期水張り操作に必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：2 時間 10 分以内

【ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作は、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（南）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで2 時間 10 分以内で可能である。また、ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器下部への初期水張り開始を確認するまで3 時間 10 分以内で可能である。

[ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、引き続き、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する場合]

緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

[格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペDESTAL注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を格納容器代替スプレイ系（可搬型）からペDESTAL代替注水系（可搬型）に切り替える場合]

ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち、運転員が実施する原子炉建物での系統構成を、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

また、緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作を緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

なお、ペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水操作のうち運転員が実施する原子炉建物での系統構成及び緊急時対策要員が実施する屋外でのペDESTAL代替注水系（可搬型）による原

子炉格納容器下部への注水操作は並行して実施し、作業開始を判断してから 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.8.4-5)

## 1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順

### (1) 原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉圧力容器へ注水する。また、十分な炉心の冷却ができず原子炉圧力容器下部へ溶融炉心が移動した場合でも原子炉圧力容器へ注水することにより原子炉圧力容器の破損遅延又は防止を図る。

溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止のための原子炉圧力容器への注水手段を着手する場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による原子炉圧力容器への注水手段を同時並行で準備する。

なお、原子炉圧力容器内の水位が不明と判断した場合は、原子炉底部から原子炉水位レベル0まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。その後、原子炉水位をレベル0以上で維持するため崩壊熱相当の注水量以上での注水を継続的に実施する。

#### a. 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、常設代替直流電源設備として使用するS A用115V系蓄電池、所内常設直流電源設備（3系統目）として使用する115V系蓄電池（3系統目）又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用115V系充電器より高圧原子炉代替注水系の電源を確保し、原子炉圧力容器へ注水する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

#### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による原子炉圧力容器への注水ができず、高圧原子炉代替注水系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：原子炉圧力指示値が規定値以上ある場合において、設備に異常が無く、電源及び水源（サプレッション・チェンバ）が確保されている場合。

#### (b) 操作手順

高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水手順については「1.2.2.1(1) a. 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の操作は中央制御室運転員1名にて操作を実施した場合、作業開始を判断してから高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水開始まで10分以内で可能である。

b. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

損傷炉心へ注水する場合、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、損傷炉心へ注水する場合で、ほう酸水注入系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（ほう酸水貯蔵タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図に、概要図を第1.8-15図に、タイムチャートを第1.8-16図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員にほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入の準備開始を指示する。

②中央制御室運転員Aは、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入に必要なポンプ、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、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、ほう酸水注入系が使用可能か確認する。

④中央制御室運転員Aは、A又はB-ほう酸水注入ポンプの起動操作（ほう酸水注入系起動用COSを「A系統」位置（B系を起動する場合は「B系統」位置）にすることで、A（B）-SLCタンク出口弁及び

A (B) - S L C 注入弁が全開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。) を実施し、発電用原子炉が未臨界であることを継続して監視する。

- ⑤当直副長は、中央制御室運転員にほう酸水貯蔵タンク液位を監視し、ほう酸水の全量注入完了を確認後、ほう酸水注入ポンプを停止するよう指示する。
- ⑥中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入ポンプを停止し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入開始まで 10 分以内で可能である。

(添付資料 1.8.4-6)

c. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設代替交流電源設備により制御棒駆動水圧系の電源を確保し、原子炉圧力容器への注水を実施することで、原子炉圧力容器の下部に移動した熔融炉心を冷却し、原子炉圧力容器の破損の進展を抑制する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、制御棒駆動水圧系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源、補機冷却水及び水源 (復水貯蔵タンク) が確保されている場合。

(b) 操作手順

制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水手順については、「1.2.2.3(1) a. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水」の操作手順と同様である。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから制御棒駆動水压系による原子炉压力容器への注水開始まで 15 分以内で可能である。

d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水ができない場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により低圧原子炉代替注水系（常設）の電源を確保し、原子炉压力容器へ注水する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水ができない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。

逃がし安全弁により減圧を実施する手順については「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」にて整備する。

なお、注入を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水ができず、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能な場合<sup>\*2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源、及び水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

(b) 操作手順

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.8-3 図及び第 1.8-4 図に、概要図を第 1.8-17 図に、タイムチャートを第 1.8-18 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水の準備開始を指示する。

②<sup>a</sup> SA 電源切替盤を使用する場合

現場運転員 B 及び C は、SA 電源切替盤にて、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水に必要な A-RHR 注水弁の電源切替え操作を実施する。



②<sup>b</sup>非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合

中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。

不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水に必要なA-RHR注水弁の電源切替えを実施する。

③中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水に必要な電動弁の電源が確保されたこと並びにポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、低圧原子炉代替注水系（常設）が使用可能か確認する。

⑤中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水ポンプ（1台）の起動操作を実施し低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。

⑥中央制御室運転員Aは、A-RHR注水弁の全開操作を行う。

⑦当直副長は、原子炉压力容器内の圧力が低圧原子炉代替注水ポンプ吐出圧力以下であることを確認後、運転員に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水開始を指示する。

⑧中央制御室運転員Aは、FLSR注水隔離弁の開操作を実施する。

⑨中央制御室運転員Aは、原子炉压力容器への注水が開始されたことを低圧原子炉代替注水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。

⑩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原子炉代替注水槽の補給を依頼する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【SA電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合 20分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した

場合 35 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.8.4-7)

e. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、復水輸送系の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができず、復水輸送系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

復水輸送系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-19図に、タイムチャートを第1.8-20図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に復水輸送系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、復水輸送系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止対策としてCWT T/B供給遮断弁の全閉操作を実施する。
- ④中央制御室運転員Aは、復水輸送ポンプの起動操作を実施し、復水輸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。
- ⑤中央制御室運転員Aは、A-RHR注水弁の開操作を行う。
- ⑥当直副長は、原子炉圧力容器内の圧力が復水輸送ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始を指示する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁を開操作し原

子炉注水を開始する。

- ⑧中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことをRPV/PCV注入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。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから復水輸送系による原子炉圧力容器への注水開始まで20分以内で可能である。

(添付資料 1.8.4-8)

f. 消火系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、補助消火水槽を水源とした補助消火ポンプにより又はろ過水タンクを水源とした消火系により原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水ができない場合は、消火系の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、低圧原子炉代替注水系（常設）及び復水輸送系による原子炉圧力容器への注水ができず、消火系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合。

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

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽又はろ過水タンク）が確保されている場合。

(b) 操作手順

消火系による原子炉圧力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-21図に、タイムチャートを第1.8-22図に示す。

（補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合及び消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合について、手順④以外同様）

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、消火系による原子炉圧力容器への注水に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③中央制御室運転員Aは、復水輸送系バイパス流防止としてCWT T / B供給遮断弁の全閉操作を実施する。

- ④<sup>a</sup> 補助消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合  
中央制御室運転員Aは、補助消火ポンプを起動する。
- ④<sup>b</sup> 消火ポンプを使用して原子炉圧力容器に注水する場合  
中央制御室運転員Aは消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑤ 中央制御室運転員AはCWT系・消火系連絡止め弁（消火系）の全開操作、CWT系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施する。
- ⑥ 中央制御室運転員AはA-RHR注水弁の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消火ポンプの吐出圧力以下であることを確認後、中央制御室運転員に消火系による原子炉圧力容器への注水の開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員Aは、A-RHR R P V代替注水弁の開操作を実施する。
- ⑨ 中央制御室運転員Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことをR P V / P C V注入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。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから消火系による原子炉圧力容器への注水開始まで、25分以内で可能である。

(添付資料 1.8.4-9)

g. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系及び消火系による原子炉压力容器への注水ができない場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉压力容器への注水を実施する。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水ができない場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の運転状態確認後、逃がし安全弁により減圧を実施する。

なお、注水を行う際は、ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入を並行して行う。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系による原子炉压力容器への注水ができず、低圧原子炉代替注水系（可搬型）が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常が無く、電源、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

(b) 操作手順

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.8-3図及び第1.8-4図に、概要図を第1.8-23図に、タイムチャートを第1.8-24図に示す。

（低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉压力容器への注水手順は、手順⑦、⑩、⑫以外同様）

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水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原子

炉代替注水系配管・弁の接続口への低圧原子炉代替注水系（可搬型）の接続を依頼する。

- ③緊急時対策本部は、当直長に低圧原子炉代替注水系（可搬型）で使用する接続口を連絡するとともに緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の準備開始を指示する。
- ④<sup>a</sup> S A電源切替盤を使用する場合  
現場運転員B及びCは、S A電源切替盤にて、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要なA-RHR注水弁又はB-RHR注水弁の電源切替え操作を実施する。
- ④<sup>b</sup>非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合  
中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」又は「停止」とする。  
現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。  
不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に必要なA-RHR注水弁又はB-RHR注水弁の電源切替えを実施する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水に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。
- ⑥当直副長は、運転員に低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の系統構成を指示する。
- ⑦<sup>a</sup>低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合  
中央制御室運転員AはA-RHR注水弁の全開操作及びF L S R注水隔離弁の全開操作を実施する。
- ⑦<sup>b</sup>低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合  
中央制御室運転員AはB-RHR注水弁の全開操作を実施する。
- ⑦<sup>c</sup>低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）  
中央制御室運転員AはB-RHR注水弁の全開操作を実施する。
- ⑧当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器へ注水するための原子炉建物原子炉棟内の系統構成が完了したことを報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、当直長に低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに緊急時対策要員に低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車の起



動を指示する。

- ⑩<sup>a</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合

緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、F L S R可搬式設備 A－注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑩<sup>b</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合

緊急時対策要員は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、F L S R可搬式設備 B－注水ライン流量調整弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑩<sup>c</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、F L S R可搬式設備 B－注水ライン止め弁の全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車を起動した後、可搬型バルブの全開操作を実施し、低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車により送水を開始したことを当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑪ 当直副長は、中央制御室運転員Aに低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水の確認を指示する。

- ⑫<sup>a</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合

中央制御室運転員Aは原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧原子炉代替注水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。

※原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内への注水に必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する。

- ⑫<sup>b</sup> 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合

中央制御室運転員Aは原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧原子炉代替注水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。

※原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内への注水に必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する。

- ⑫° 低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用した原子炉圧力容器への注水の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

中央制御室運転員Aは原子炉圧力容器への注水が開始されたことを低圧原子炉代替注水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。

※原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する場合は、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内への注水に必要な系統構成を行い、原子炉圧力容器への注水と原子炉格納容器内への注水を実施する。

- ⑬ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水開始までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【S A電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合25分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合40分以内で可能である。

【低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合】

緊急時対策要員12名にて実施した場合：2時間10分以内

【低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合（故

意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合)】

緊急時対策要員 12 名にて実施した場合：3 時間 10 分以内

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器内への注水操作は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（南）又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（西）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水を確認するまで 2 時間 10 分以内で可能である。また、低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（建物内）を使用する場合、作業開始を判断してから低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水を確認するまで 3 時間 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.8.4-10)

### 1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

逃がし安全弁による減圧手順については、「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」にて整備する。

低圧原子炉代替注水槽，輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への水の補給手順，水源から接続口までの大量送水車による送水手順及び外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から内部水源（サプレッション・チェンバ）への水源切替手順については、「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。

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池，所内常設直流電源設備（3系統目）として使用する115V系蓄電池（3系統目），可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器による低圧原子炉代替注水ポンプ，高圧原子炉代替注水ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，制御棒駆動水圧ポンプ，復水輸送ポンプ，補助消火ポンプ，消火ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び大量送水車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

#### 1.8.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

##### (1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第 1.8-25 図に示す。

[原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であればペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系（スプレイ管使用），消火系（スプレイ管使用），格納容器代替スプレイ系（可搬型），復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用），消火系（ペDESTAL注水配管使用）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手段については，ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手段と同時並行で準備する。

また，ペDESTAL代替注水系（常設），復水輸送系（スプレイ管使用），消火系（スプレイ管使用），格納容器代替スプレイ系（可搬型），復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用），消火系（ペDESTAL注水配管使用）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による手段のうち原子炉格納容器下部への注水可能な系統 1 系統以上を起動し，注水のための系統構成が完了した時点で，その手段による原子炉格納容器下部への注水を開始する。

なお，消火系による原子炉格納容器下部への注水は，発電所構内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及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

[原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]

代替交流電源設備により交流電源が確保できた場合，低圧原子炉代替注水槽が使用可能であればペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合，復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用），消火系（ペDESTAL注水配管使用），復水輸送系（スプレイ管使用），消火系（スプレイ管使用），ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水を実施する。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水手段については，ペDESTAL代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水手段と同時並行で準備する。

また，ペDESTAL代替注水系（常設），復水輸送系（スプレイ管使用），消火系（スプレイ管使用），格納容器代替スプレイ系（可搬型），復水輸送系（ペDESTAL注水配管使用），消火系（ペDESTAL注水配管使用）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による手段のうち原子炉格納容器下部への注

水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉格納容器下部への注水を開始する。

なお、消火系による原子炉格納容器下部への注水は、発電所構内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及び補助消火水槽又はろ過水タンクの使用可能が確認できた場合に実施する。

## (2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.8-25図に示す。

代替交流電源設備により交流電源が確保できるまでは、交流電源を必要としない高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器へ注水し、代替交流電源設備により交流電源が確保できた段階で、高圧原子炉代替注水系に併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入及び制御棒駆動水压系による原子炉圧力容器への注水を行う。また、低圧原子炉代替注水系の運転が可能となり発電用原子炉の減圧が完了するまでの期間は、高圧原子炉代替注水系により原子炉圧力容器への注水を継続する。

発電用原子炉の減圧が完了し、低圧原子炉代替注水槽が使用可能であれば低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。低圧原子炉代替注水槽が使用できない場合、復水輸送系、消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。その際も併せてほう酸水注入系によるほう酸水注入を行う。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水手段については、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水手段と同時並行で準備する。

また、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系及び高圧原子炉代替注水系の手段のうち原子炉圧力容器への注水可能な系統1系統以上を起動し、注水のための系統構成が完了した時点で、その手段による原子炉圧力容器への注水を開始する。

なお、消火系による原子炉圧力容器への注水は、発電所構内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。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）を実施する際の注水配管の選択は、注水流量が多いものを優先して使用する。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために原子炉圧力容器へ注水を実施している際、損傷炉心の冷却が未達成と判断した場合は原子炉格納容器下部への注水操作を開始する。

第 1.8-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(1 / 3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書	
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	—	ペDESTAL代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽*1 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによるペDESTAL注水」
		復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「CWTによるペDESTAL注水」 「CWTによる格納容器スプレイ」
		原子炉格納容器下部への注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	自主対策設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによるペDESTAL注水」 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」
		格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッド 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 燃料補給設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) *1, *3 輪谷貯水槽(西2) *1, *3	自主対策設備	
		ペDESTAL代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車 ホース・接続口 ペDESTAL代替注水系 配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備*2 燃料補給設備*2 可搬型代替交流電源設備*2 代替所内電気設備*2 コリウムシールド	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」 AM設備別操作要領書 「大量送水車によるペDESTAL注水」
	輪谷貯水槽(西1) *1, *3 輪谷貯水槽(西2) *1, *3	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」		

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

※4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(2 / 3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	高圧原子炉代替注水系による 原子炉圧力容器への注水	高圧原子炉代替注水ポンプ サブプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系） 配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系） 配管・弁 原子炉浄化系 配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ 主蒸気系 配管 給水系 配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備 <sup>※2</sup> 所内常設直流電源設備（3系統目） <sup>※2</sup> 可搬型直流電源設備 <sup>※2</sup>	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－1」 「注水－2」  AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」 <sup>※4</sup>
		原子炉圧力容器 ほう酸水注入系による ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部） 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup>	重大事故等 対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－1」  AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」
		原子炉圧力容器 制御棒駆動水圧系による 注水	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系 配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup>	自主 対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－1」 「注水－2」  AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」 <sup>※4</sup>

※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：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）。  
 ※4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。



対応手段, 対処設備, 手順書一覧(3 / 3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽 <sup>*1</sup> 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」
		原子炉圧力容器による復水輸送系への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」
		原子炉圧力容器による消火系への注水	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	自主対策設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」
		低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水系 配管・弁 残留熱除去系 配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 <sup>*2</sup> 燃料補給設備 <sup>*2</sup> 代替所内電気設備 <sup>*2</sup>	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) <sup>*1, *3</sup> 輪谷貯水槽(西2) <sup>*1, *3</sup>	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：「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)

※4：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第 1.8-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 12)

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)
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1)原子炉格納容器下部注水 a. ベデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」  AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによるベデスタル注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率  A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度  原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の圧力  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 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウエル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度  格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置  制御棒手動操作・監視系
		電源  緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	水源の確保  低圧原子炉代替注水槽水位	
	操作	原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウエル温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位  ベデスタル水位
		原子炉格納容器への注水量  代替注水流量 (常設)
		補機監視機能  低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
水源の確保  低圧原子炉代替注水槽水位		

# 監視計器一覧(2 / 12)

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)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 b. 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「CWTによるベデスタル注水」 「CWTによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 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	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	水源の確保	復水貯蔵タンク水位	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位
		原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量 ベデスタル注入流量
		補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

# 監視計器一覧(3 / 12)

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)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 c. 消火系による原子炉格納容器下部への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」  AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによるベデスタル注水」 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 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	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	ベデスタル水位
		原子炉格納容器への注水量	RPV/PCV注入流量 ベデスタル注入流量
		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位

# 監視計器一覧(4/12)

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)	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 d. 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-3a」 「注水-3b」  AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(狭帯域) 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	ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度(SA) サプレッション・プール水温度(SA) ベDESTAL温度(SA) ベDESTAL水温度(SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度(SA)
		制御棒の位置	制御棒手動操作・監視系
	電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧	
	水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)	
	操作	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力(SA) サブプレッション・チェンバ圧力(SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度(SA) ベDESTAL温度(SA) ベDESTAL水温度(SA)
		原子炉格納容器内の水位	ベDESTAL水位
		原子炉格納容器への注水量	格納容器代替スプレイ流量
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確保	輪谷貯水槽(西1) 輪谷貯水槽(西2)

# 監視計器一覧(5 / 12)

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)
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却のための対応手順 (1) 原子炉格納容器下部注水 e. ベデスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-3 a」 「注水-3 b」  AM設備別操作要領書 「大量送水車によるベデスタル注水」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率  A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度  原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位  原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 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  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウエル温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度  格納容器水素濃度 (SA)
		制御棒の位置  制御棒手動操作・監視系
		電源  緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	水源の確保  輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)	
	操作	原子炉格納容器内の圧力  ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度  ドライウエル温度 (SA) ベデスタル温度 (SA) ベデスタル水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位  ベデスタル水位
		原子炉格納容器への注水量  ベデスタル代替注水流量 ベデスタル代替注水流量 (狭帯域用)
		補機監視機能  大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確保  輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

# 監視計器一覧(6 / 12)

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)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉压力容器への注水 a. 高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉压力容器内の温度	原子炉压力容器温度 (SA)
		原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 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)
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)
	操作	原子炉压力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量
		補機監視機能	高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力
		水源の確保	サブプレッション・プール水位 (SA)

## 監視計器一覧(7/12)

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)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 b. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」  AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	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)
		原子炉圧力容器への注水量	ほう酸水貯蔵タンク 液位
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)



# 監視計器一覧(8 / 12)

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)	
1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 c. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		補機監視機能	原子炉補機冷却系常用流量
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		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 (SA)
		原子炉圧力容器への注水量	制御棒駆動水圧系系統流量
		補機監視機能	制御棒駆動水圧系充てん水ヘッド圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

## 監視計器一覧(9 / 12)

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)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 d. 低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ(サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度(SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(狭帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA)
		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	代替注水流量(常設)
		補機監視機能	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
		水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位

監視計器一覧(10/12)

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)	
1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 e. 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「CWTによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		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	RPV/PCV注入流量
		補機監視機能	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力
		水源の確保	復水貯蔵タンク水位

# 監視計器一覧(11 / 12)

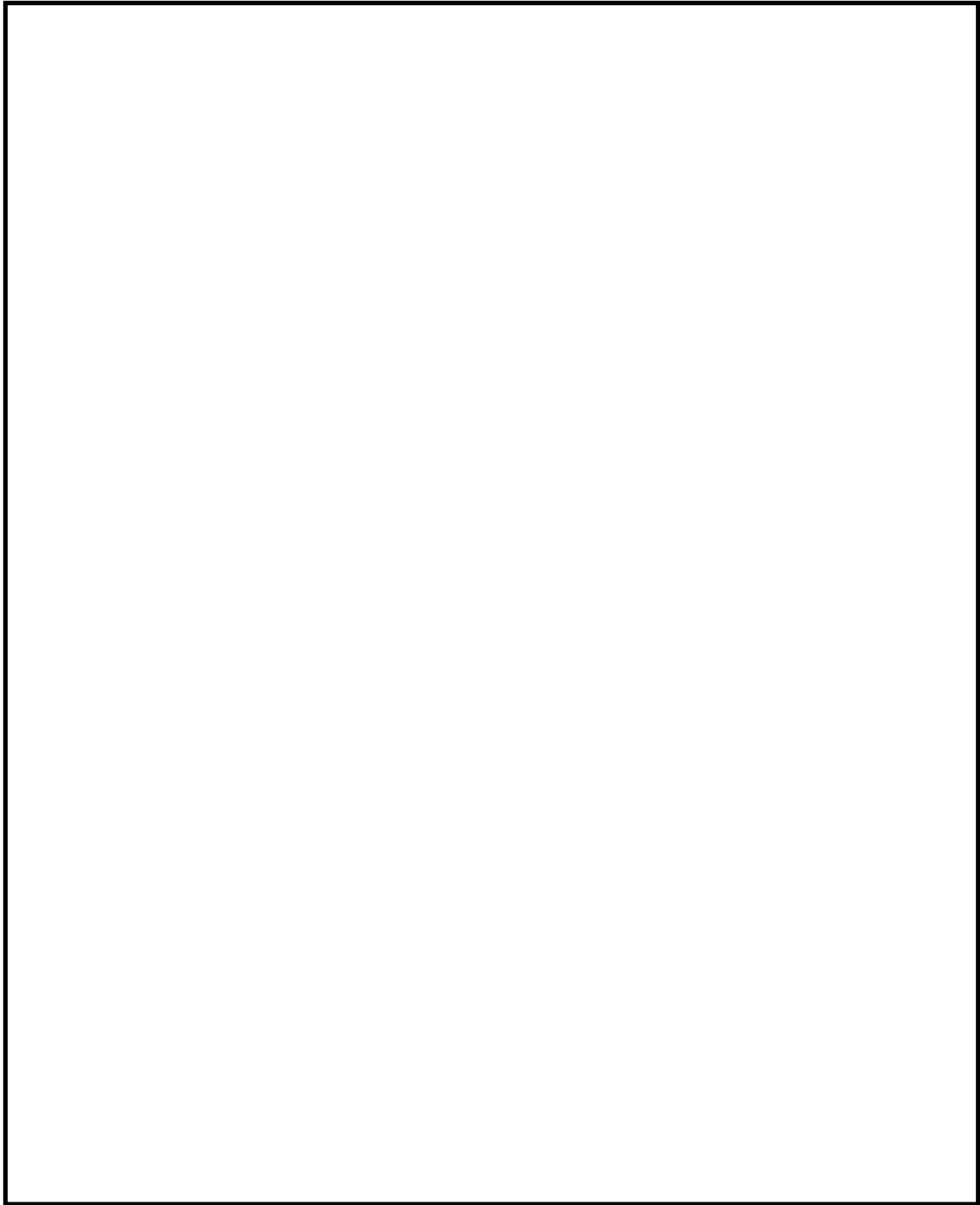
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 f. 消火系 (消火ポンプ使用) による原子炉圧力容器への注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		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	RPV/PCV注入流量
		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位

# 監視計器一覧(12/12)

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)	
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のための対応手順 (1)原子炉圧力容器への注水 g. 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-2」  AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (狭帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)
		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	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

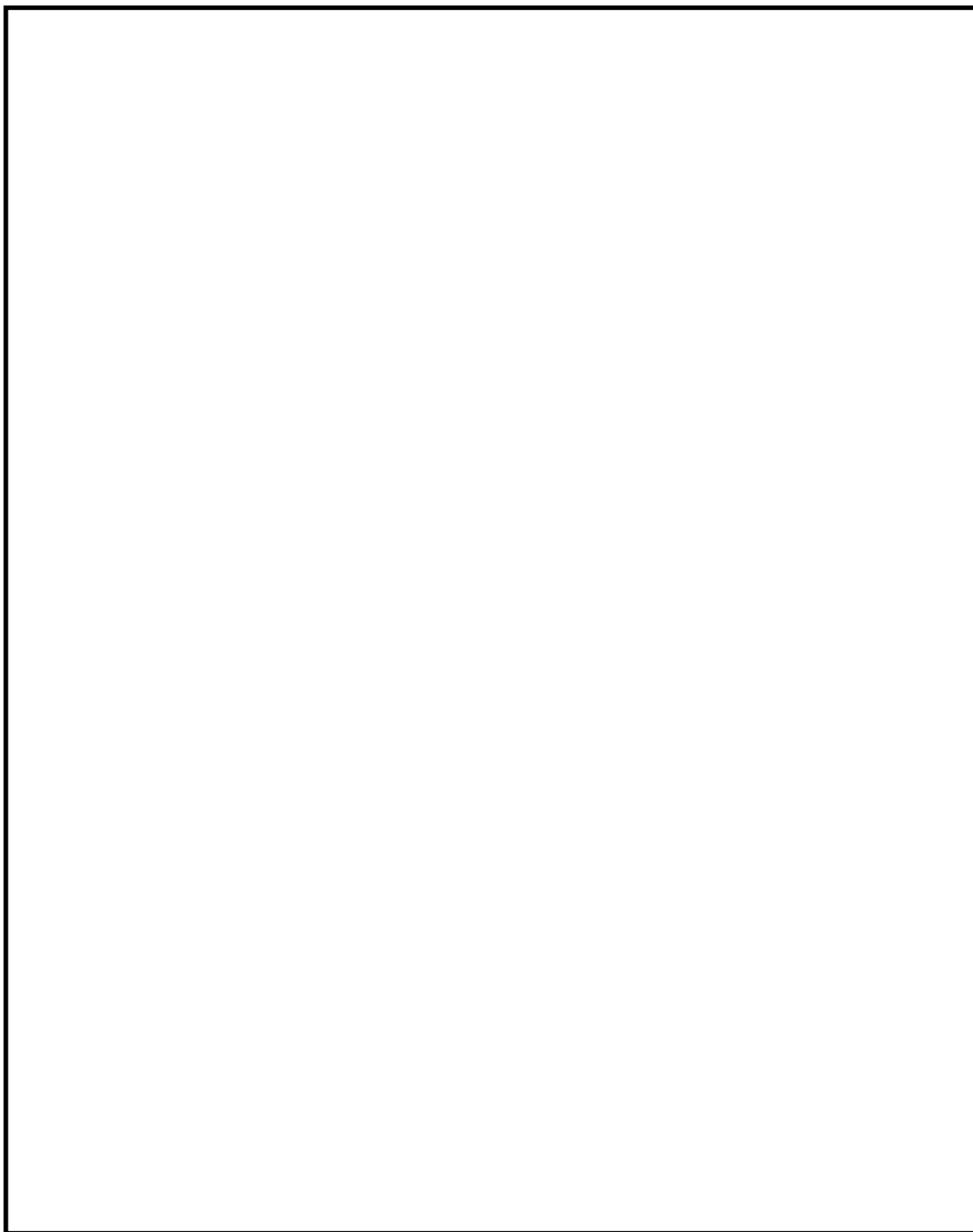
第 1.8-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.8】 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等</p>	<p>低圧原子炉代替注水ポンプ</p>	<p>常設代替交流電源設備  SA-L/C</p>
	<p>低圧原子炉代替注水系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  SA-C/C</p>
	<p>残留熱除去系弁</p>	<p>常設代替交流電源 可搬型代替交流電源設備  C/C C系 C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>ベDESTAL代替注水系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>ほう酸水注入ポンプ・弁</p>	<p>常設代替交流電源設備  C/C C系 C/C D系</p>
	<p>高圧原子炉代替注水系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目） 可搬型代替直流電源設備  SA用115V系</p>
	<p>原子炉隔離時冷却系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型直流電源設備  230V系（RCIC）</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計装C/C C系 計装C/C D系</p>



第 1.8-1 図 SOP「注水-3 a」における対応フロー

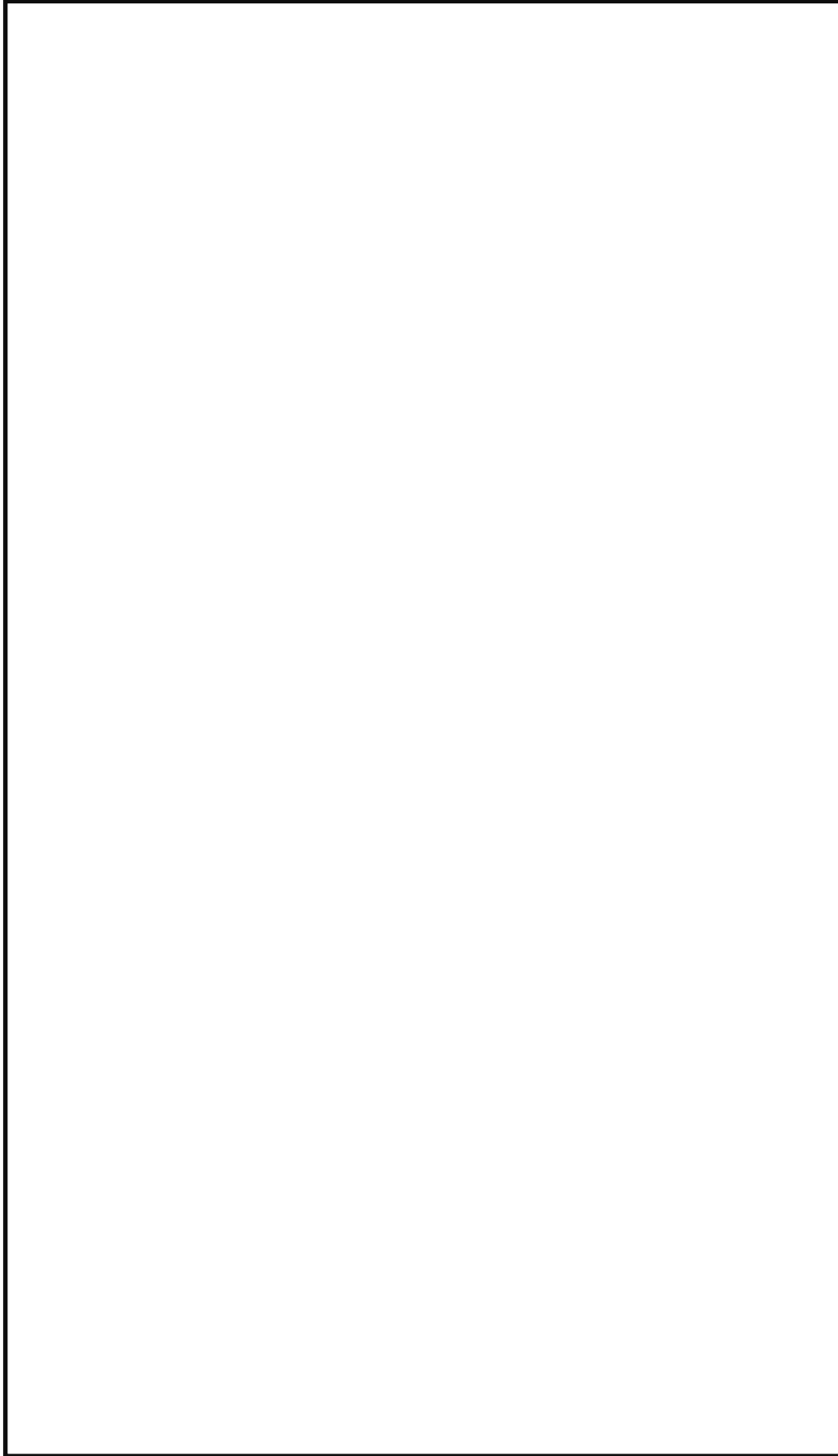
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.8-2 図 SOP「注水-3 b」における対応フロー

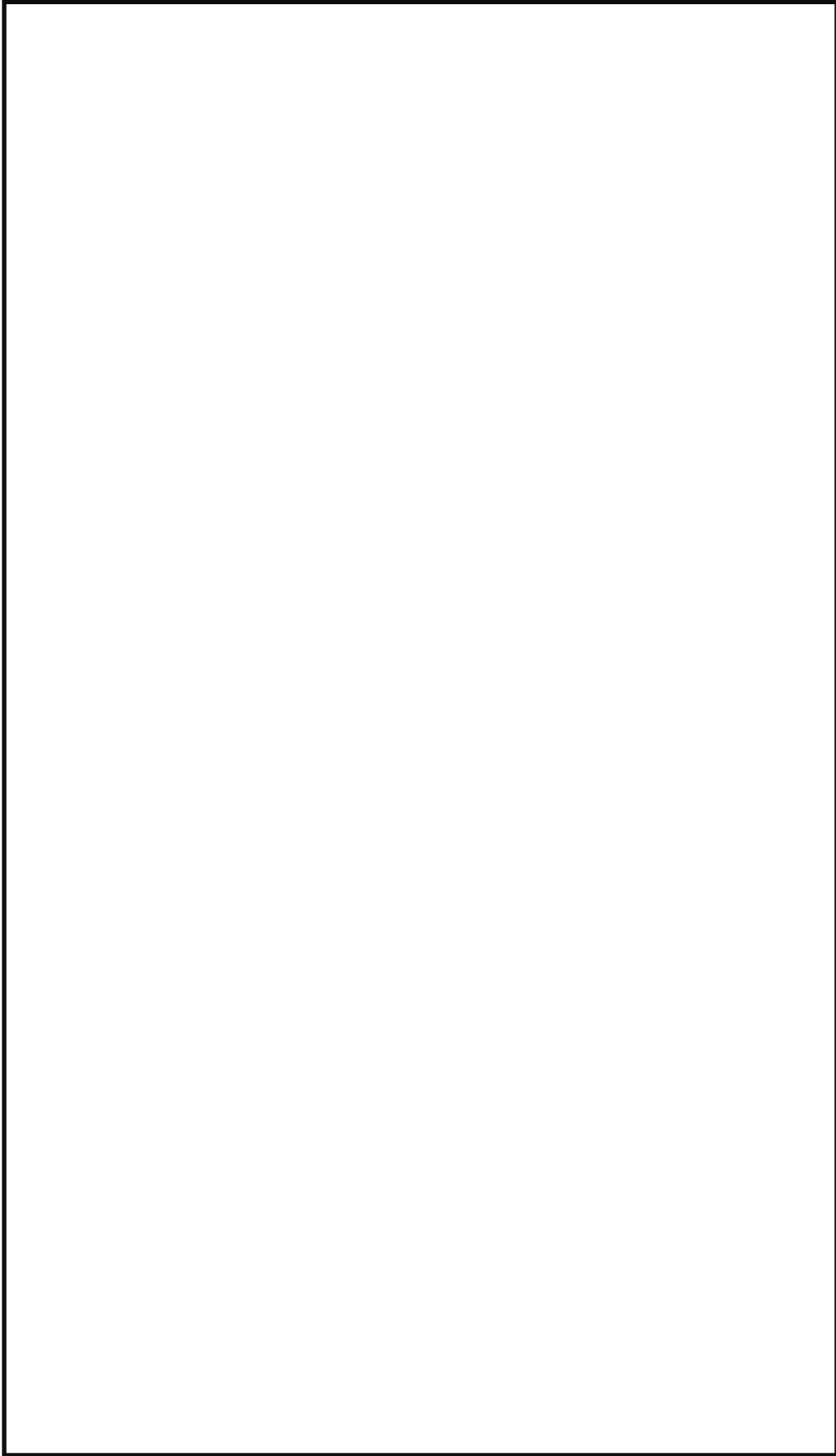
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。





第1.8-3 図 SOP「注水-1」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

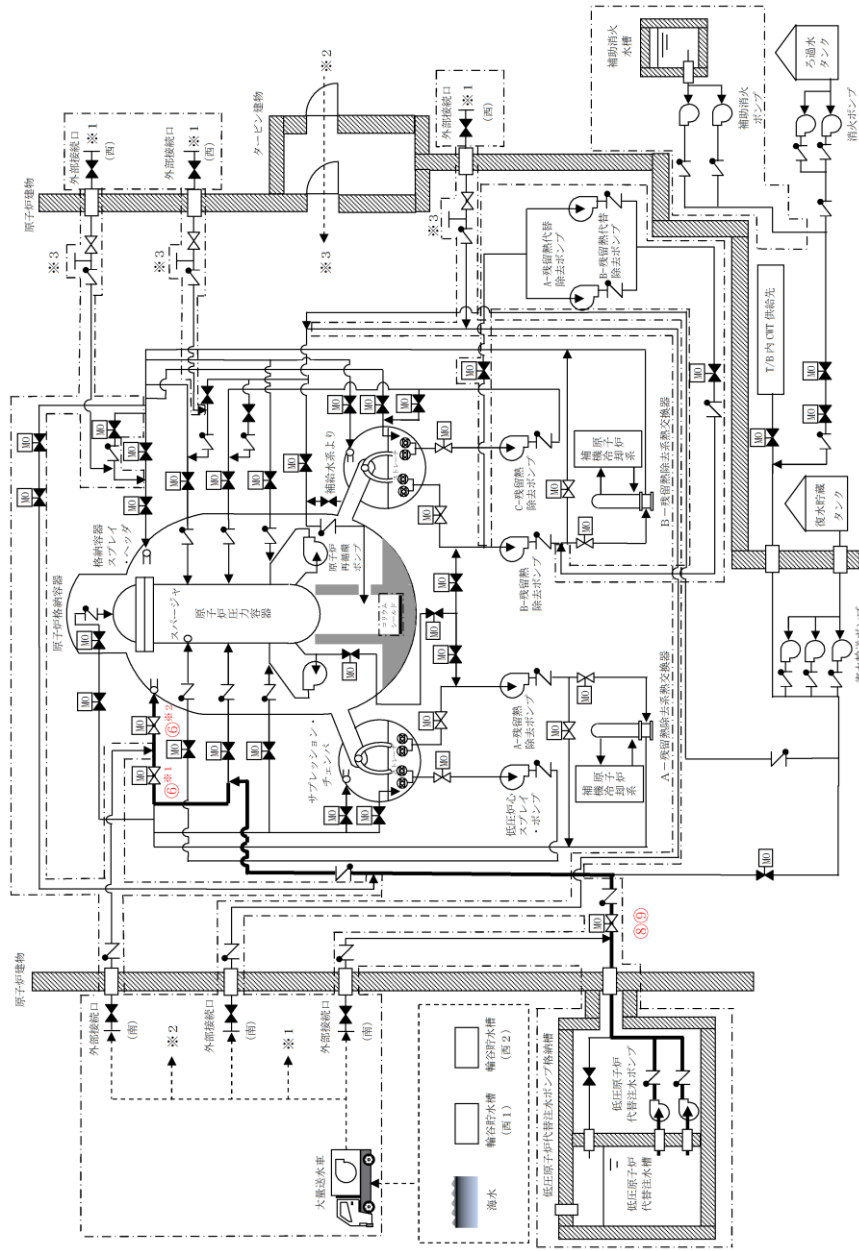


第1.8-4図 SOP「注水-2」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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

第 1.8-5 図 パデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 概要図(1/2)

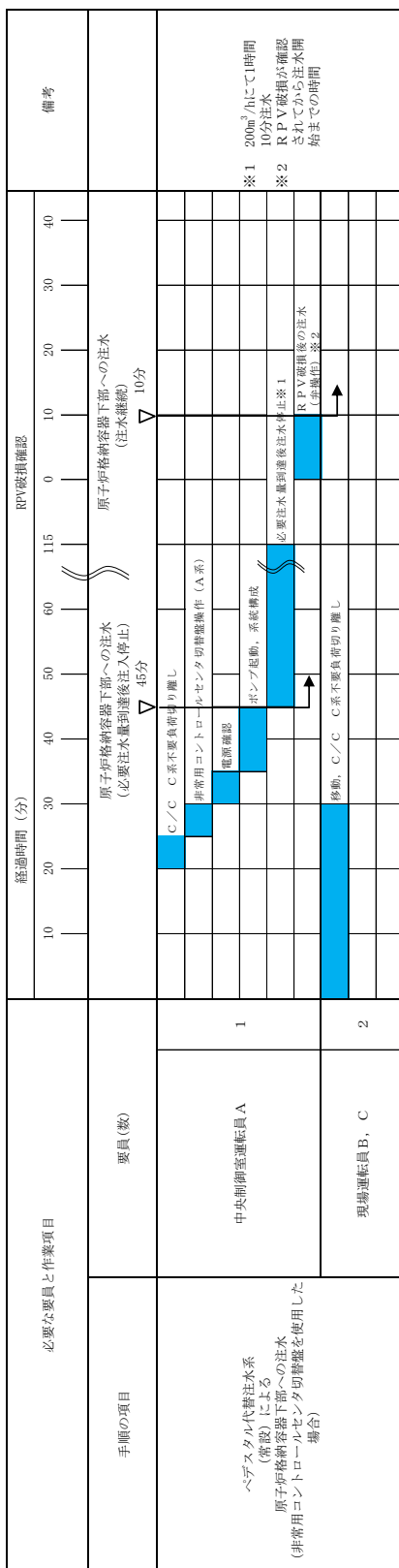
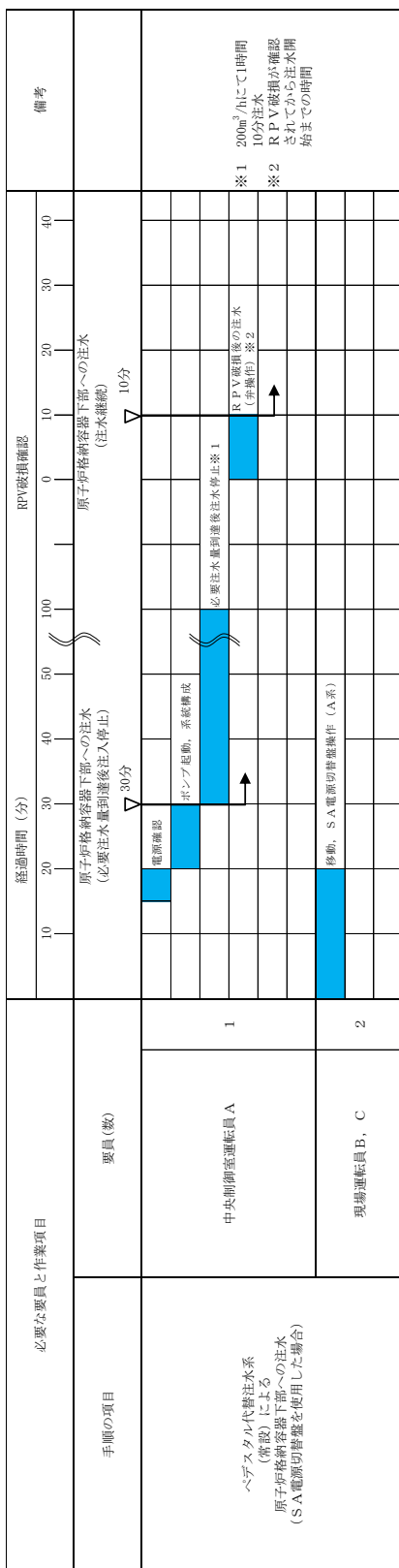
操作手順	弁名称
⑥※1	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁
⑥※2	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑧⑨	FLSR注水隔離弁

記載例

○ : 操作手順番号を示す。

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

第1.8-5 図 ペデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 概要図(2/2)

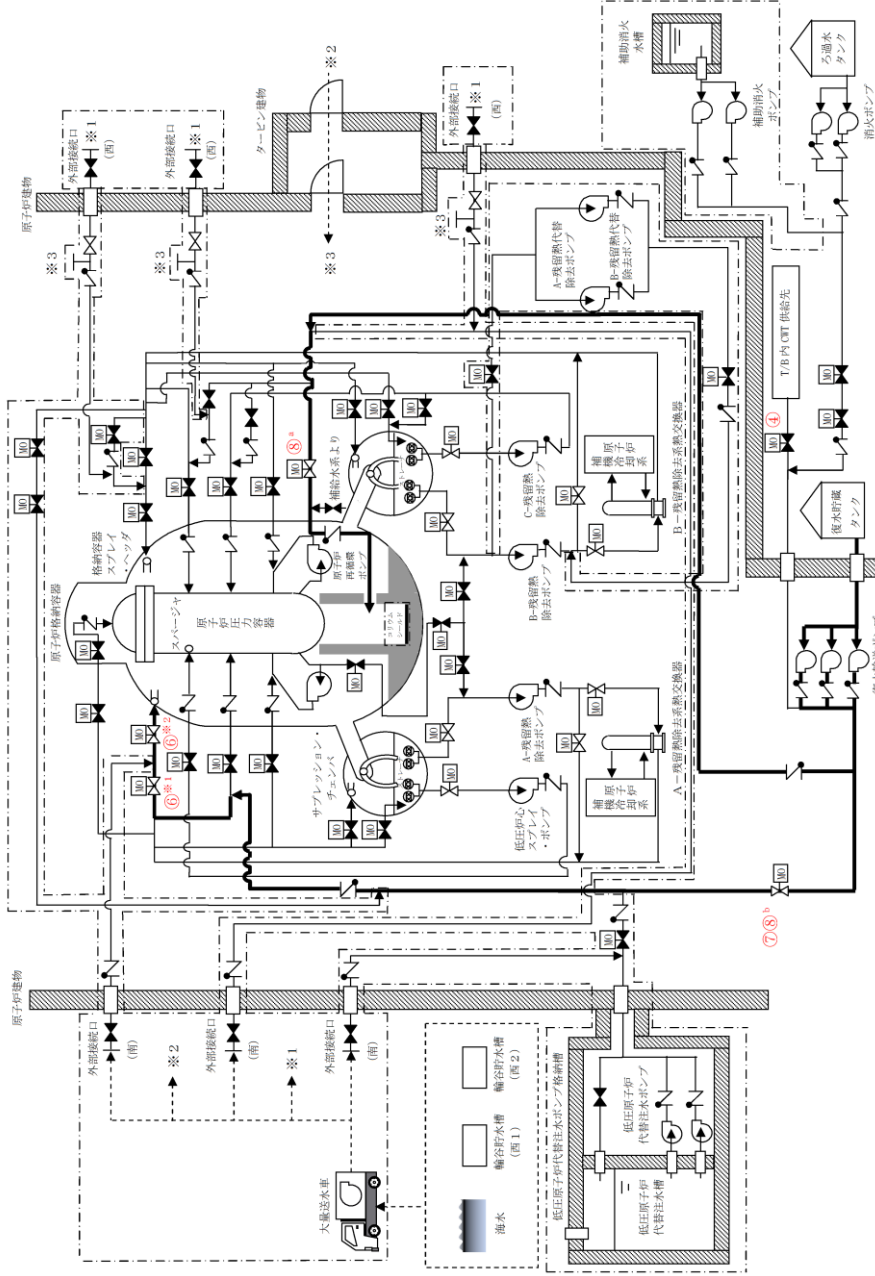


第 1.8-6 図 ペデスタル代替注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

(補足)  
 ・スプレイ管は、「原子炉格納容器下部への初期水張り」及び「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ベデスタル注水配管が使用不可な場合）」において使用する。  
 ・ベデスタル注水配管は、「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ベデスタル注水配管が使用可能な場合）」に使用する。



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○ a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第 1.8-7 図 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 概要図(1 / 4)

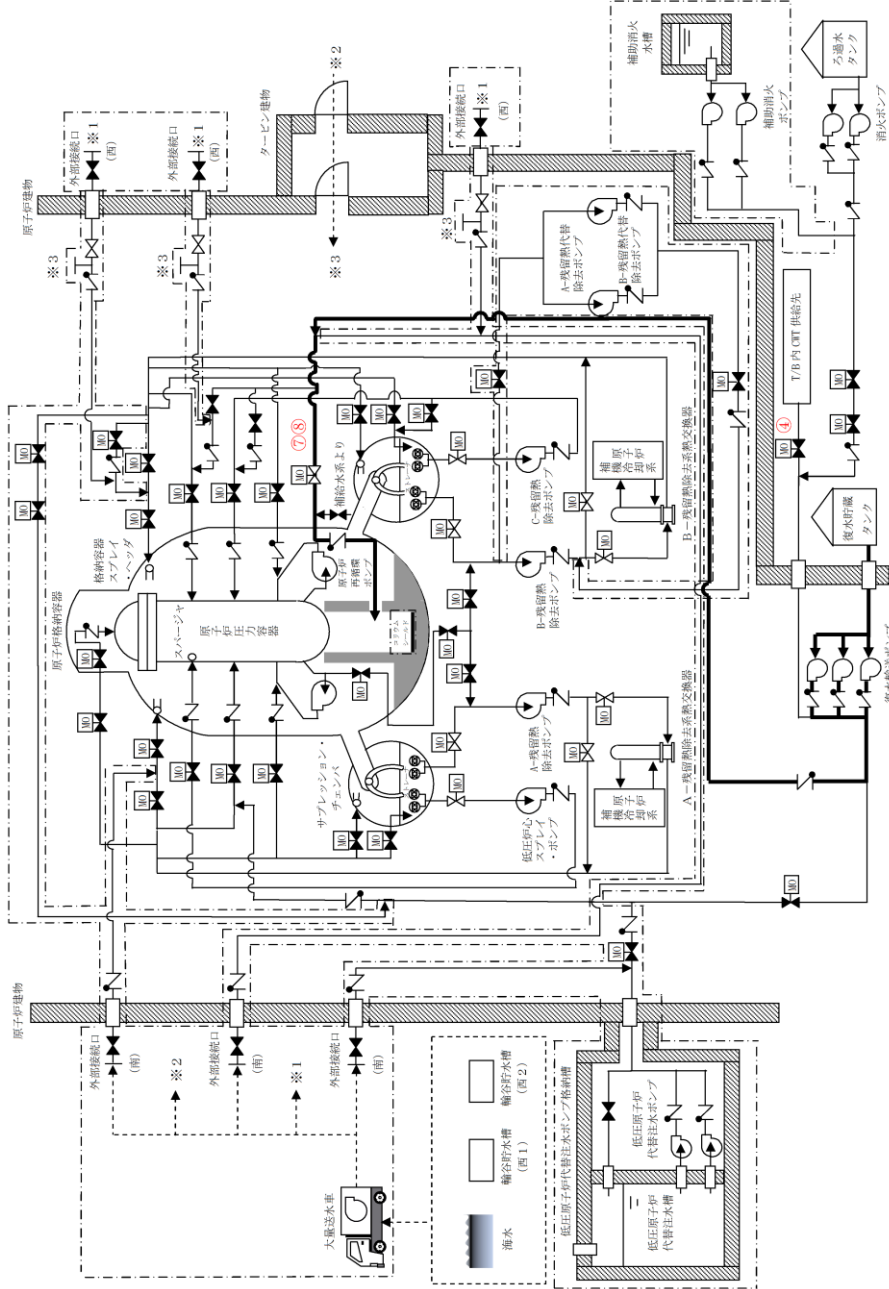
操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑥ <sup>*1</sup>	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁
⑥ <sup>*2</sup>	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁
⑦⑧ <sup>b</sup>	A-RHR RPV代替注水弁
⑧ <sup>a</sup>	MUW PCV代替冷却外側隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a</sup> : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。  
 ○<sup>\*1</sup>~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第1.8-7 図 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 概要図(2/4)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.8-7 図 復水輸送系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（3 / 4）



操作手順	弁名称
④	CWT T / B供給遮断弁
⑦⑧	MUW PCV代替冷却外側隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

第 1.8-7 図 復水輸送系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（4 / 4）

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)										備考		
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100			
手順の項目	原子炉格納容器下部への注水 (必要注水量到達後注水停止) 20分										原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) 10分		
要員(数)	1												
復水輸送系による 原子炉格納容器下部への注水 (スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)	中央制御室運転員 A										※ 1 120m <sup>3</sup> /hにて2時間 以内に注水 R P V 破損が確認 されてから注水開始 までの時間	※ 2 R P V 破損が確認 されてから注水開始 までの時間	
	電源確認	逆流防止	ポンプ起動、系統構成		必要注水量到達後注水停止※ 1					R P V 破損後の注水 (弁操作) ※ 2			

(スプレイ管を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)										備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100		
手順の項目	原子炉格納容器下部への注水 (必要注水量到達後注水停止) 20分										原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) 10分※ 3	
要員(数)	1											
復水輸送系による 原子炉格納容器下部への注水 (ペデスタル注水配管を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)	中央制御室運転員 A										※ 1 120m <sup>3</sup> /hにて40分 以内に注水 R P V 破損が確認 されてから注水開始 までの時間	※ 2 R P V 破損が確認 されてから注水開始 までの時間
	電源確認	逆流防止	ポンプ起動、系統構成		必要注水量到達後注水停止※ 1					R P V 破損後の注水 (弁操作) ※ 2		

※ 3 : 復水輸送系 (スプレイ管使用) による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペデスタル注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を復水輸送系 (スプレイ管使用) から復水輸送系 (ペデスタル注水配管使用) に切り替える場合は、中央制御室運転員 A による弁操作を実施し、10分以内が可能である。

(ペデスタル注水配管を使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

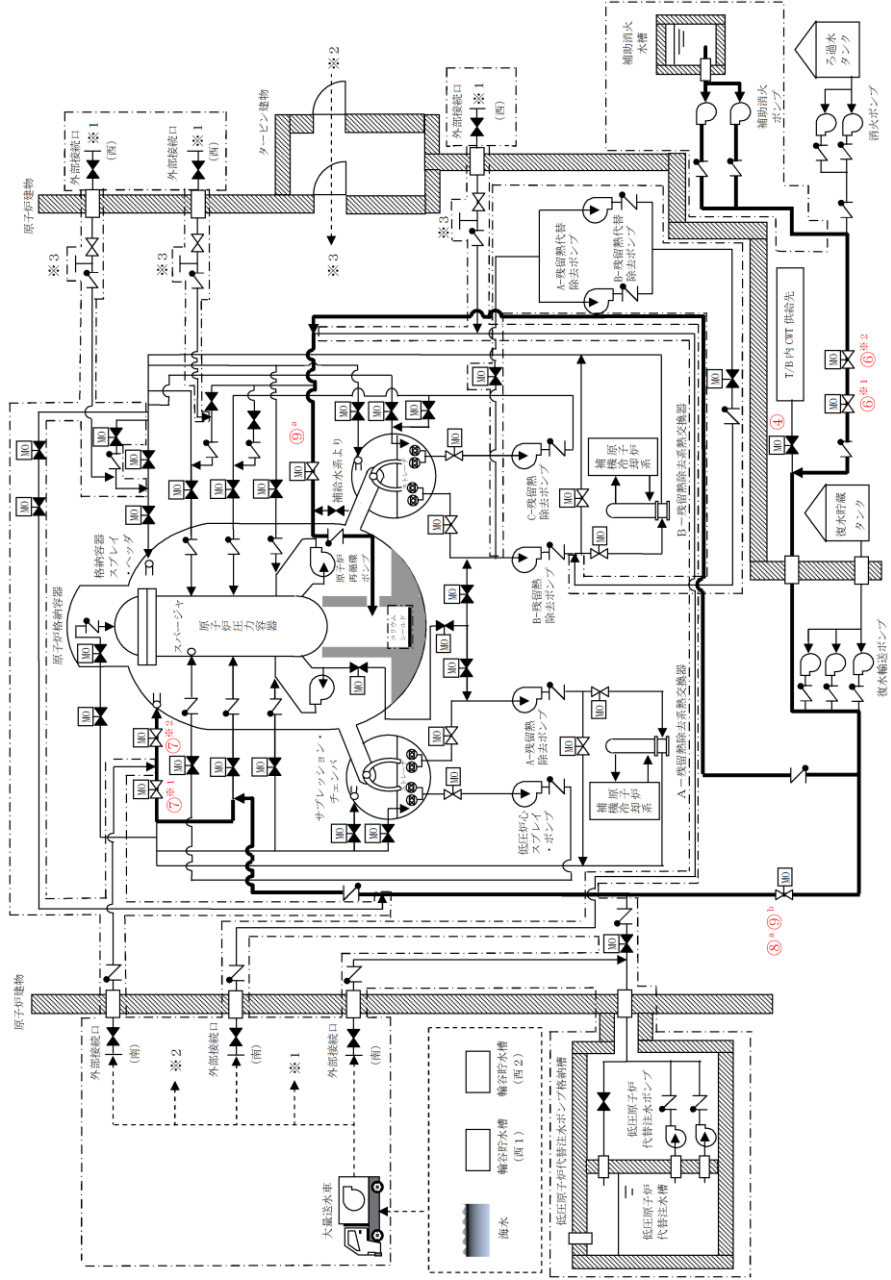
第 1.8-8 図 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

(補足)

スプレイ管は、「原子炉格納容器下部への初期水張り」及び「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ベデスタル注水配管が使用不可な場合）」において使用する。  
 ベデスタル注水配管は、「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ベデスタル注水配管が使用可能な場合）」に使用する。



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup> : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第 1.8-9 図 消火系による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (1 / 8)  
 (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑥※1	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）
⑥※2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑦※1	A-RHRドライウエル第1スプレー弁
⑦※2	A-RHRドライウエル第2スプレー弁
⑧ <sup>a</sup> ⑨ <sup>b</sup>	A-RHR R P V代替注水弁
⑨ <sup>a</sup>	MUW P C V代替冷却側隔離弁

記載例

○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

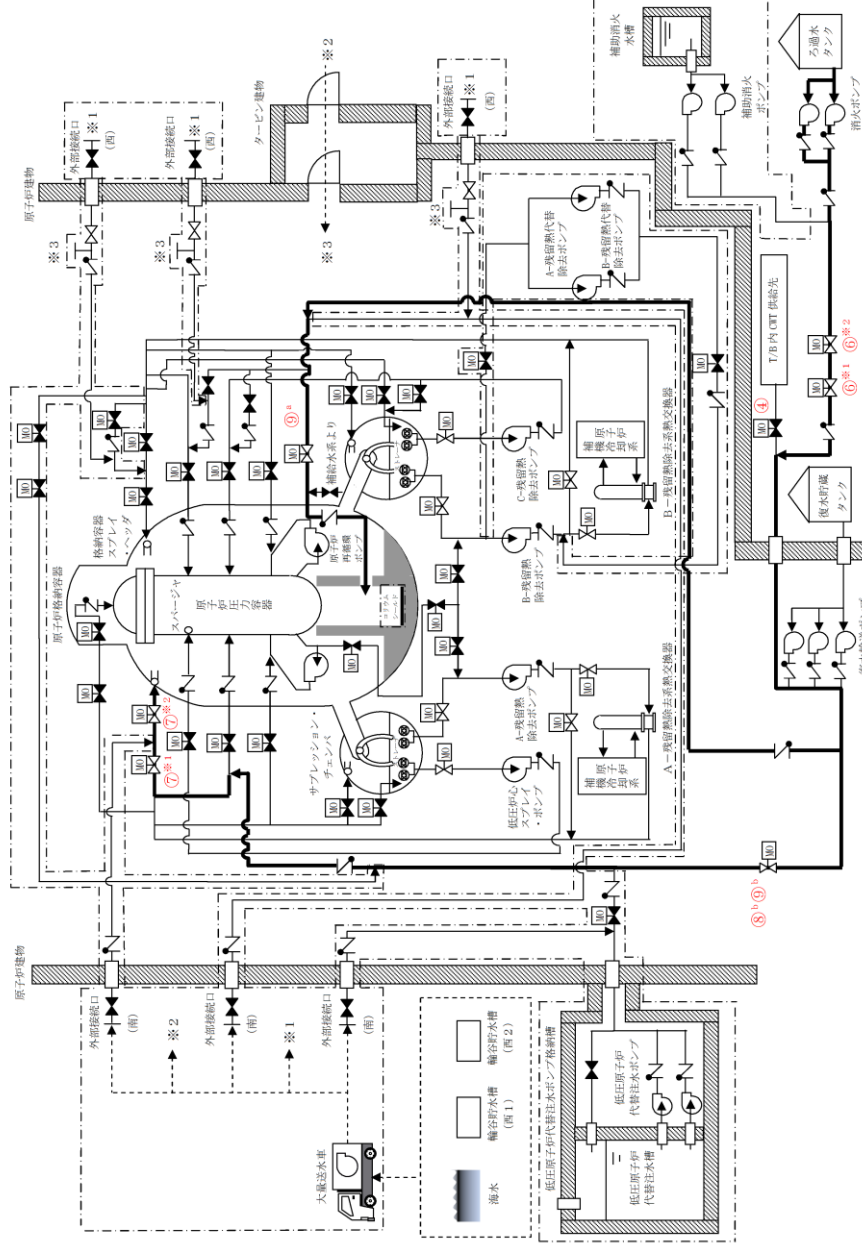
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.8-9 図 消火系による原子炉格納容器下部への注水 概要図(2/8)  
(補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シンダーストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

(補足)  
 ・ スプレイ管は、「原子炉格納容器下部への初期水張り」及び「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ベデスタタル注水配管が使用不可な場合）」において使用する。  
 ・ ベデスタタル注水配管は、「原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水（ベデスタタル注水配管が使用可能な場合）」に使用する。



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>~

○※1~

第 1.8-9 図 消火系による原子炉格納容器下部への注水 概要図(3/8)  
 (消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

操作手順	弁名称
④	CWT T/B供給遮断弁
⑥※1	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）
⑥※2	CWT系・消火系連絡止め弁
⑦※1	A-RHRドライウエル第1スプレー弁
⑦※2	A-RHRドライウエル第2スプレー弁
⑧ <sup>b</sup> ⑨ <sup>b</sup>	A-RHR R P V代替注水弁
⑨ <sup>a</sup>	MUW P C V代替冷却側隔離弁

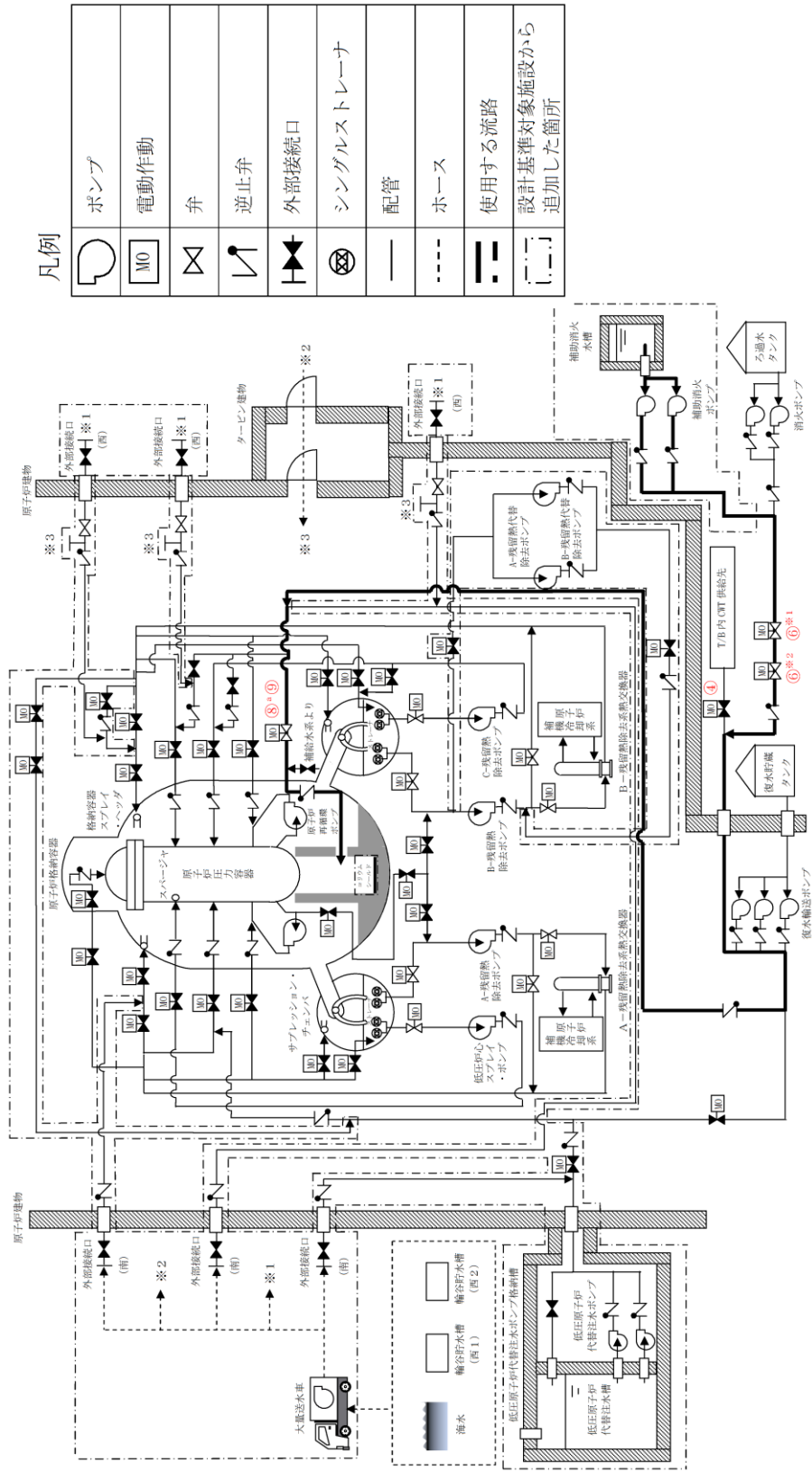
記載例

○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第 1.8-9 図 消火系による原子炉格納容器下部への注水 概要図(4/8)  
(消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)



記載例 ○ ○※1～ : 操作手順番号を示す。  
 ○ ○※2 ⑥※1 ⑥※2 : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.8-9 図 消火系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（5 / 8）  
 （補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合）

操作手順	弁名称
④	CWT T / B 供給遮断弁
⑥ <sup>*1</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)
⑥ <sup>*2</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁
⑧ <sup>a</sup> ⑨	MUW P C V 代替冷却外側隔離弁

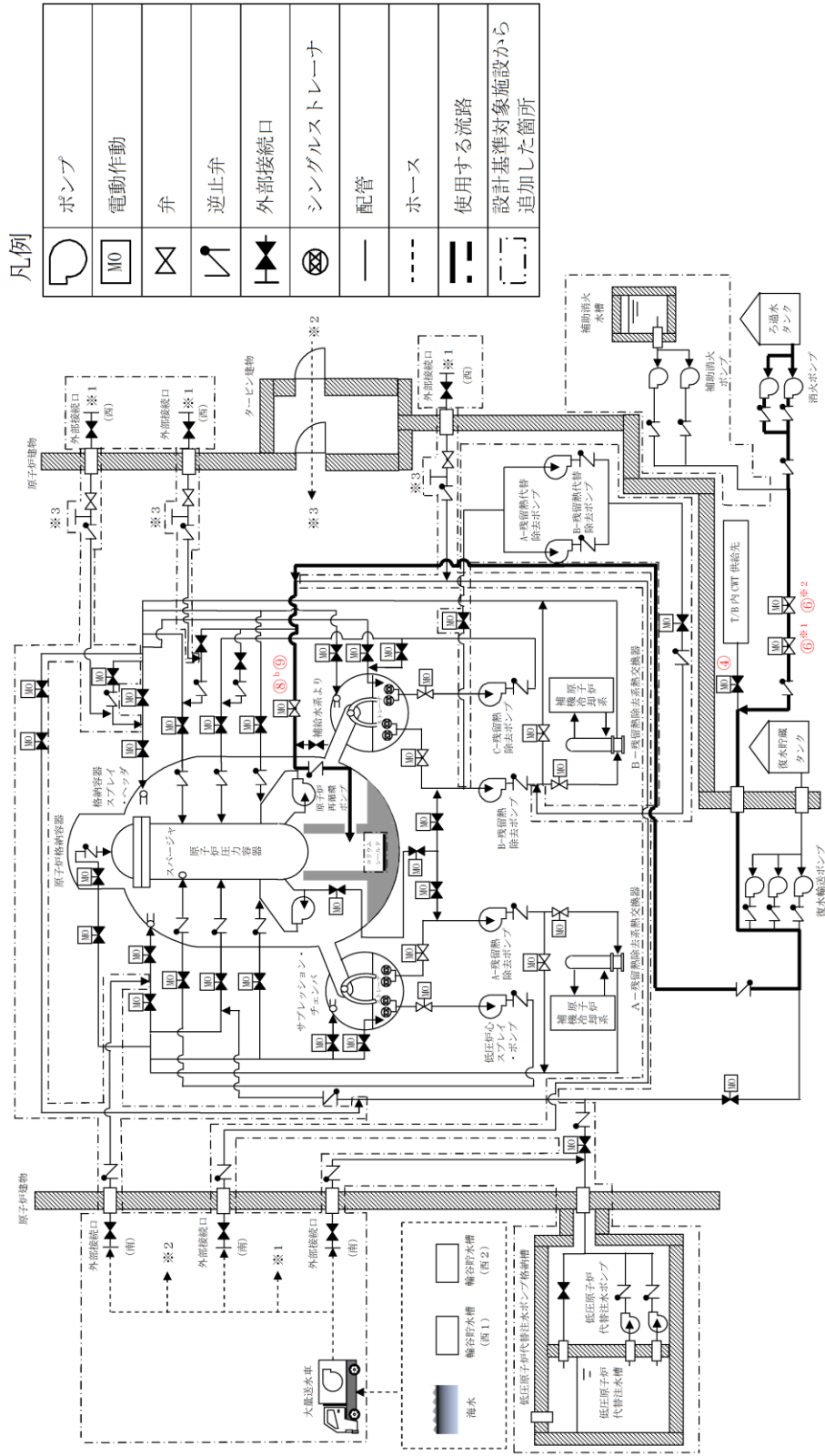
記載例

○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>\*1</sup>~○<sup>\*2</sup> : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.8-9 図 消火系 (ペDESTアル注水配管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (6 / 8)  
 (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)





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

第 1.8-9 図 消火系（ペDESTAL注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概要図（7 / 8）  
 （消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合）

操作手順	弁名称
④	CWT T / B 供給遮断弁
⑥ <sup>*1</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)
⑥ <sup>*2</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁
⑧ <sup>b</sup> ⑨	MUW P C V 代替冷却外側隔離弁

記載例

○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.8-9 図 消火系 (ペデスタル注水配管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概要図 (8 / 8)  
(消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)		備考	
	経過時間 (分)	RPV破損確認		
手順の項目	必要注水量到達後注入停止 (必要注水量到達後注入停止) 25分 電源確認 逆流防止 ポンプ起動, 系統構成 必要注水量到達後注水停止※1 RPV破損後の注水 (非操作) ※2 10分	消火系による原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) 40 150 140 40	必要注水量到達後注入停止 (必要注水量到達後注入停止) 25分 電源確認 逆流防止 ポンプ起動, 系統構成 必要注水量到達後注水停止※1 RPV破損後の注水 (非操作) ※2 10分	120m <sup>3</sup> /hにて2時間 以内に注水 RPV破損が確認 されてから注水開始 までの時間
要員の項目	要員(数)			
必要な要員と作業項目	中央制御室運転員A	1		
手順の項目	消火系による原子炉格納容器下部への注水 (補助消火ポンプ使用) 「スプレイ管使用の場合」			

(補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)		備考	
	経過時間 (分)	RPV破損確認		
手順の項目	必要注水量到達後注入停止 (必要注水量到達後注入停止) 25分 電源確認 逆流防止 ポンプ起動, 系統構成 必要注水量到達後注水停止※1 RPV破損後の注水 (非操作) ※2 10分	消火系による原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) 40 210 200 40	必要注水量到達後注入停止 (必要注水量到達後注入停止) 25分 電源確認 逆流防止 ポンプ起動, 系統構成 必要注水量到達後注水停止※1 RPV破損後の注水 (非操作) ※2 10分	75m <sup>3</sup> /hにて3時間 以内に注水 RPV破損が確認 されてから注水開始 までの時間
要員の項目	要員(数)			
必要な要員と作業項目	中央制御室運転員A	1		
手順の項目	消火系による原子炉格納容器下部への注水 (消火ポンプ使用) 「スプレイ管使用の場合」			

(消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

第 1.8-10 図 消火系 (スプレイ管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート (1/2)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)	RPV破損確認				備考
		10	20	30	40	
手順の項目	25分	消火系による原子炉格納容器下部への注水 (注水継続)				
要員(敬)		消火系による原子炉格納容器下部への注水 (必要注水量到達後注入停止)				
必要な要員と作業項目 消火系による原子炉格納容器下部への注水 (補助消火ポンプ使用) 「ペデスタル注水配管使用の場合」	電源確認					
	逆流防止					
	ポンプ起動, 系統構成					
	必要注水量到達後注水停止※1					
	R P V破損後の注水 (非動作) ※2					
中央制御室運転員 A						
※3: 消火系 (スプレイ管使用) による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペデスタル注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を消火系 (スプレイ管使用) から消火系 (ペデスタル注水配管使用) に切り替える場合は、中央制御室運転員Aによる非操作を実施し、10分以内で可能である。						

### (補助消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

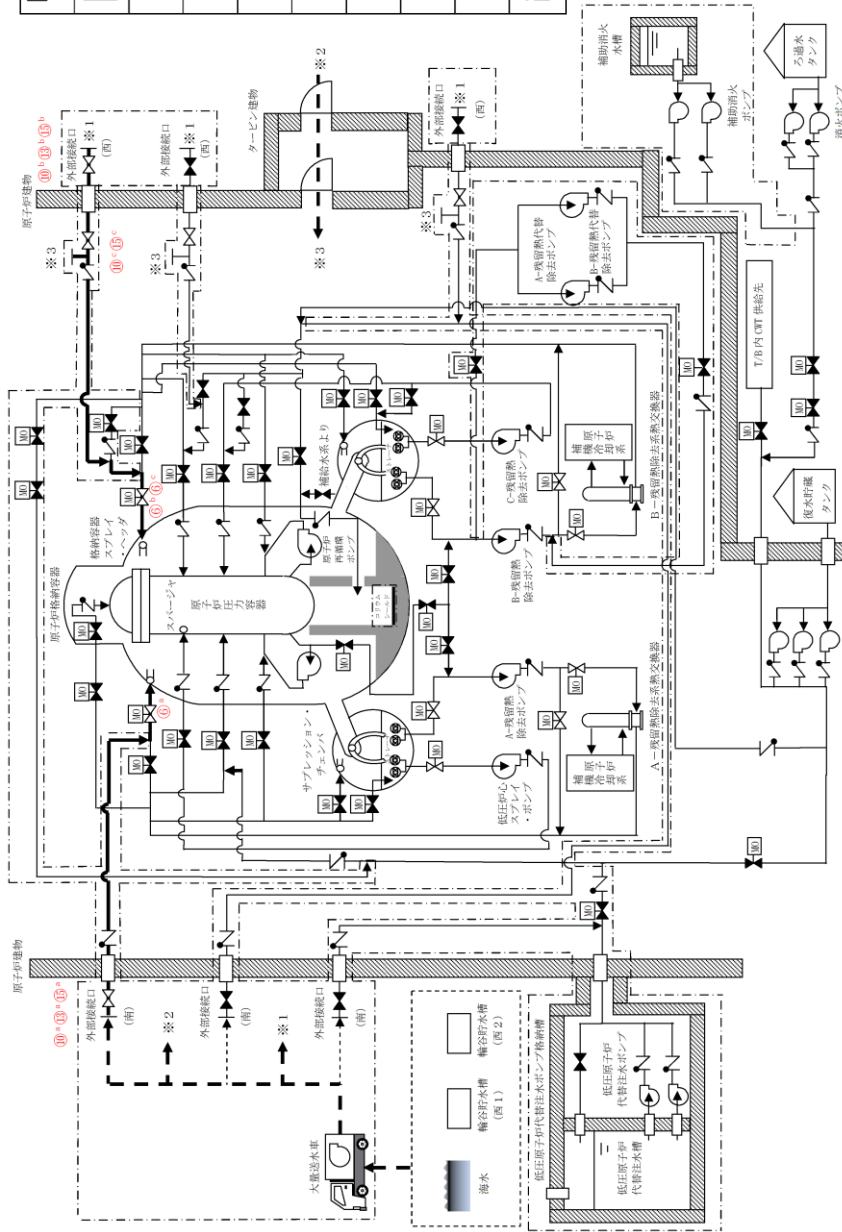
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)	RPV破損確認				備考
		10	20	30	40	
手順の項目	25分	消火系による原子炉格納容器下部への注水 (注水継続)				
要員(敬)		消火系による原子炉格納容器下部への注水 (必要注水量到達後注入停止)				
必要な要員と作業項目 消火系による原子炉格納容器下部への注水 (消火ポンプ使用) 「ペデスタル注水配管使用の場合」	電源確認					
	逆流防止					
	ポンプ起動, 系統構成					
	必要注水量到達後注水停止※1					
	R P V破損後の注水 (非動作) ※2					
中央制御室運転員 A						
※3: 消火系 (スプレイ管使用) による原子炉格納容器下部への初期水張り後に原子炉圧力容器の破損を判断し、ペデスタル注水配管が使用可能であり、原子炉格納容器下部への注水を消火系 (スプレイ管使用) から消火系 (ペデスタル注水配管使用) に切り替える場合は、中央制御室運転員Aによる非操作を実施し、10分以内で可能である。						

### (消火ポンプを使用した原子炉格納容器下部への注水の場合)

第 1.8-10 図 消火系 (ペデスタル注水配管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 タイムチャート (2/2)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シンダグルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ ○<sup>α</sup> : 操作手順番号を示す。  
 ○ ○<sup>α</sup> : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第 1.8-11 図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） 概要図（1 / 2）

操作手順	弁名称
⑥ <sup>a</sup>	A-RHR ドライウエル第2スプレイ弁
⑥ <sup>b</sup> ⑥ <sup>c</sup>	B-RHR ドライウエル第2スプレイ弁
⑩ <sup>a</sup> ⑬ <sup>a</sup> ⑮ <sup>a</sup>	ACSS A-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>b</sup> ⑬ <sup>b</sup> ⑮ <sup>b</sup>	ACSS B-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>c</sup> ⑮ <sup>c</sup>	ACSS B-注水ライン止め弁

記載例

○

○<sup>a</sup>~

: 操作手順番号を示す。

: 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

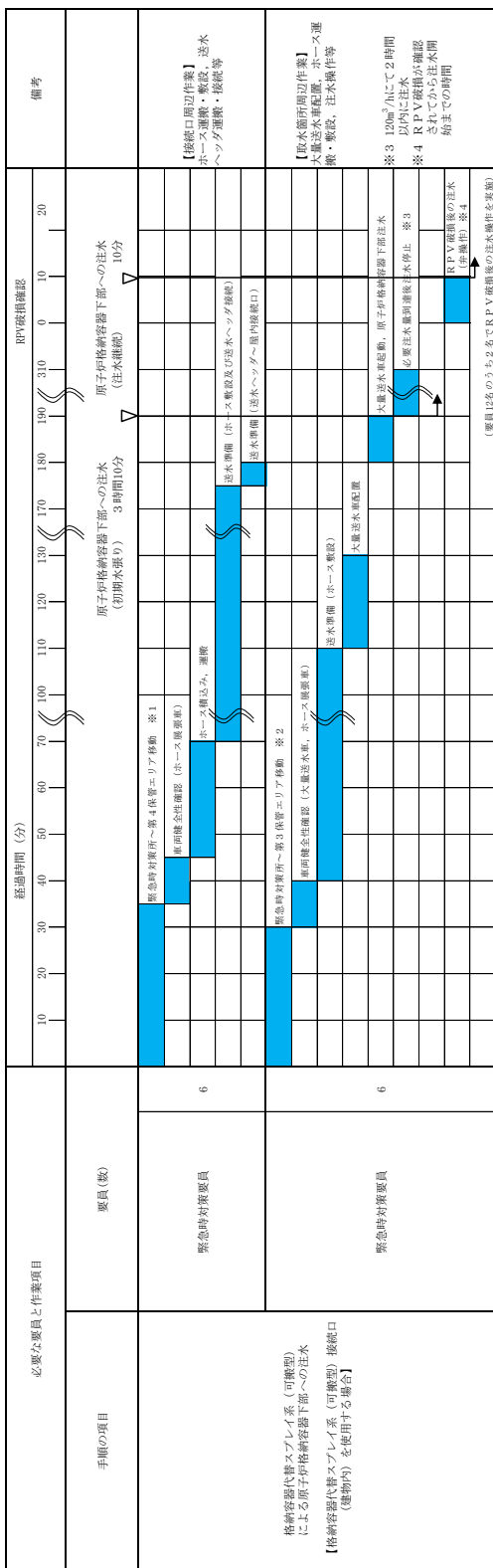
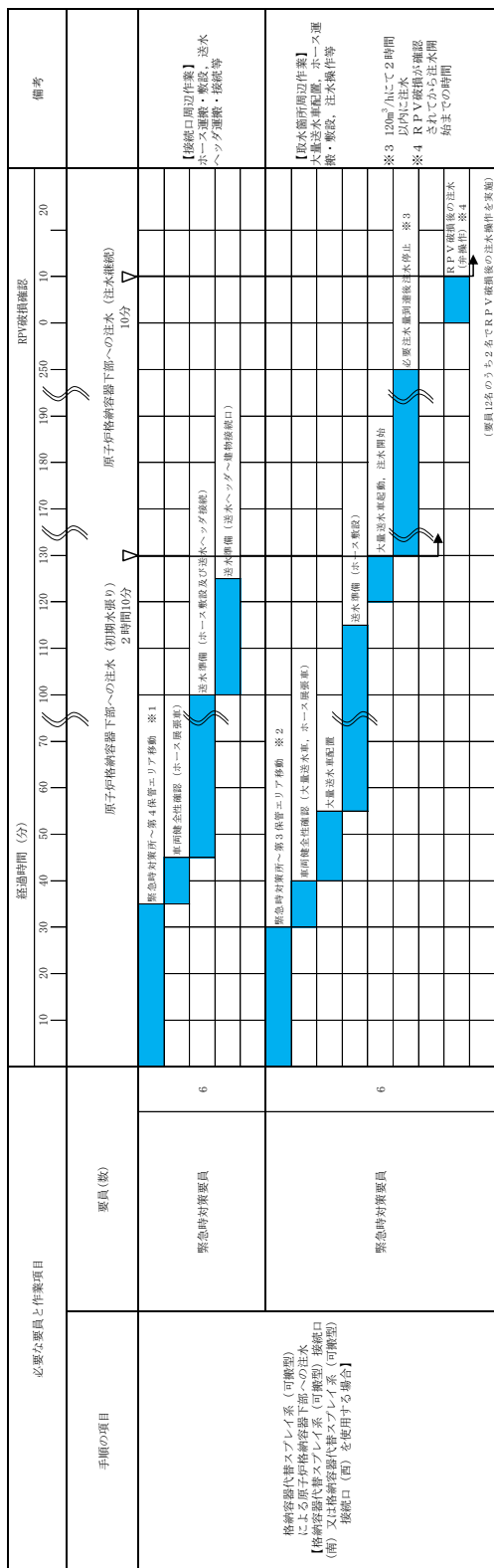
第 1.8-11 図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） 概要図（2／2）

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による 原子炉格納容器下部への注水 (S A電源切替盤を使用した場合)	中央制御室運転員 A		電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	※ 1
	現場運転員 B, C		電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	電源確認	
系統構成完了 25分															

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による 原子炉格納容器下部への注水 (非常用コントロールセンター切替盤を使用した 場合)	中央制御室運転員 A														※ 1
	現場運転員 B, C														
系統構成完了 40分															

※ 1：格納容器代替スプレイ系 B系 の系統構成を示す。また、格納容器代替スプレイ系 A系 による原子炉格納容器下部への注水については、S A電源切替盤を使用した場合は、非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合は系統構成完了まで40分以内で可能である。

第 1.8-12 図 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)  
タイムチャート(1/2) (系統構成)



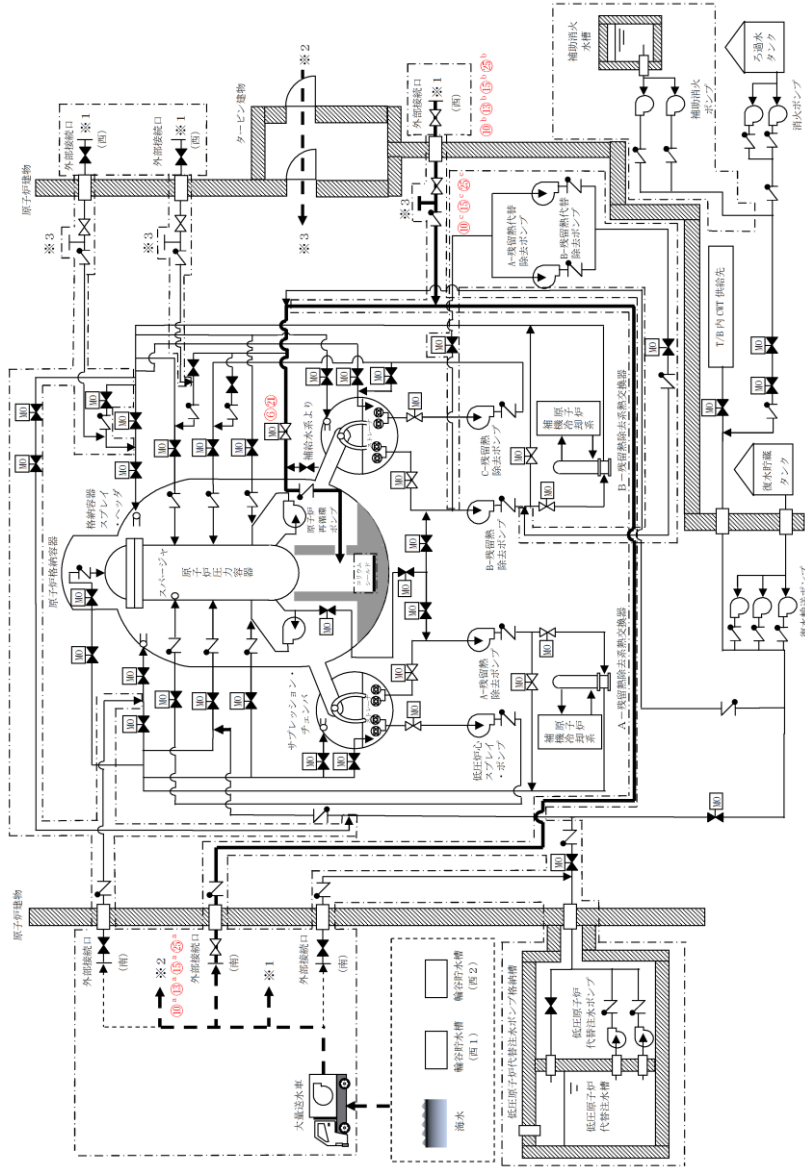
※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、遅やかに対応できる。  
 ※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

第 1.8-12 図 格納容器代替スプレイス系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水/海水）  
 タイムチャート(2/2) (大量送水車による送水)



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ ○ a~ : 操作手順番号を示す。  
 ○ ○ a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第 1.8-13 図 ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） 概要図（1 / 2）

操作手順	弁名称
⑥②①	MUW PCV代替冷却外側隔離弁
⑩ <sup>a</sup> ⑬ <sup>a</sup> ⑮ <sup>a</sup> ⑳ <sup>a</sup>	APFS A-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>b</sup> ⑬ <sup>b</sup> ⑮ <sup>b</sup> ⑳ <sup>b</sup>	APFS B-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>c</sup> ⑬ <sup>c</sup> ⑮ <sup>c</sup> ⑳ <sup>c</sup>	APFS B-注水ライン止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

第 1.8-13 図 ペDESTアル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水／海水） 概要図（2／2）

必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考			
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
手順の項目 ベデスタル代替注水系 (可搬型)による 原子炉格納容器下部への注水 (SA電源切替盤を使用した場合)	系統構成完了 25分※1													※2		
	要員(数)															
	中央制御室運転員A	1														
	現場運転員B, C	2														

必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考			
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
手順の項目 ベデスタル代替注水系 (可搬型)による 原子炉格納容器下部への注水 (非常用コントロールセンター切替盤を使用した 場合)	系統構成完了 40分※1													※2		
	要員(数)															
	中央制御室運転員A	1														
	現場運転員B, C	2														

※1：ベデスタル代替注水系B系の系統構成を示す。また、ベデスタル代替注水系A系による原子炉格納容器下部への注水については、SA電源切替盤を使用した場合系統構成完了まで5分以内、非常用コントロールセンター切替盤を使用した場合系統構成完了まで40分以内で可能である。

※2：格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水をベデスタル代替注水系(可搬型)に切り替える場合は、中央制御室運転員Aによる電源確認、系統構成を実施し、10分以内で可能である。なお、緊急時対策要員が実施する屋外でのベデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水操作と並行して実施し、作業開始を判断してから10分以内で可能である。

第 1.8-14 図 ベデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)  
タイムチャート(1/2)(系統構成)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)																			備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	
ベデスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 【ベデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (備) 又はベデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (備) を使用する場合】	緊急時対策要員	原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			【接続口切り作業】 ホース運搬・敷設、送水 ヘンダ運搬・接続等
		原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			
ベデスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 【ベデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (備) 又はベデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (備) を使用する場合】	緊急時対策要員	原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			【接続口切り作業】 ホース運搬・敷設、送水 ヘンダ運搬・接続等
		原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)																			備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	160	170	180	190	
ベデスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 【ベデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (備) を使用する場合】	緊急時対策要員	原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			【接続口切り作業】 ホース運搬・敷設、送水 ヘンダ運搬・接続等
		原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			
ベデスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 【ベデスタル代替注水系 (可搬型) 接続口 (備) を使用する場合】	緊急時対策要員	原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			【接続口切り作業】 ホース運搬・敷設、送水 ヘンダ運搬・接続等
		原子炉格納容器下部への注水 (注水継続) ※5																			

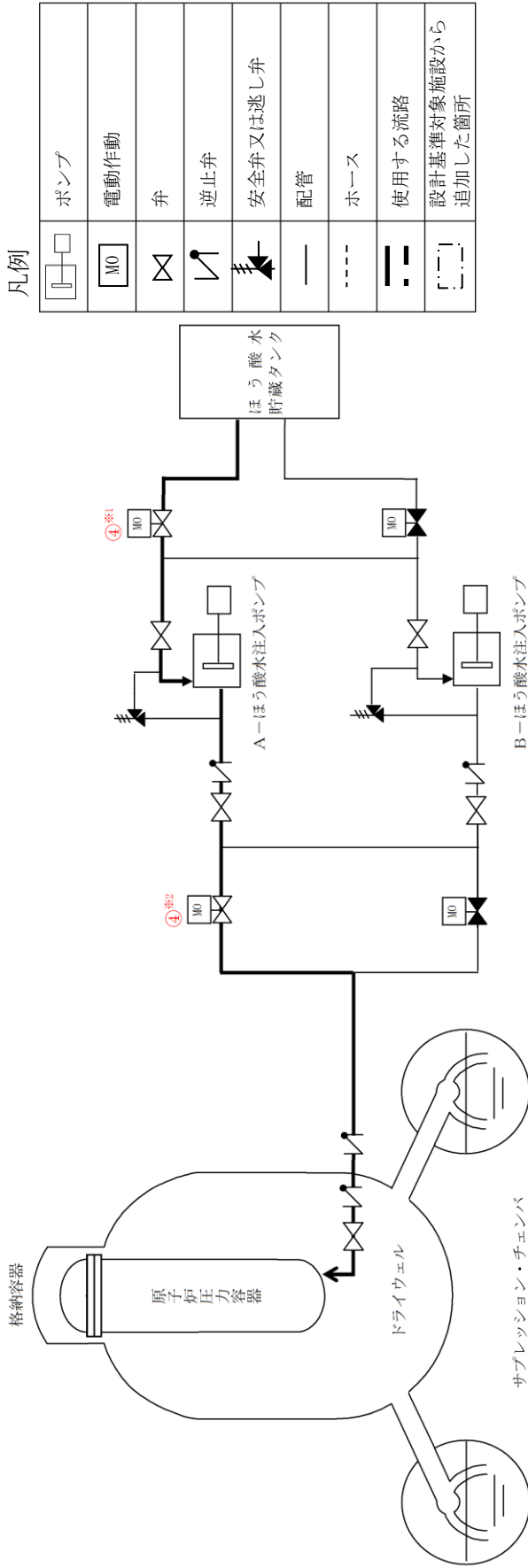
※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合、送水に対応できる。

※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で可能である。

※3：格納容器代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水車 (可搬型) に切り替える場合は、ベデスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉

格納容器下部への注水運転のうち運転員が実施する原子炉建物の系統構成と並行して実施し、作業開始を判断してから10分以内で可能である。

第1.8-14 図 ベデスタル代替注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水 (淡水/海水)  
タイムチャート(2/2) (大量送水車による送水)



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	安全弁又は逃し弁
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
④*1	A (B) - S L C タンク 出口 弁
④*2	A (B) - S L C 注入 弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.8-15 図 ほう酸水注入系による原子炉压力容器へのほう酸水注入 概要図

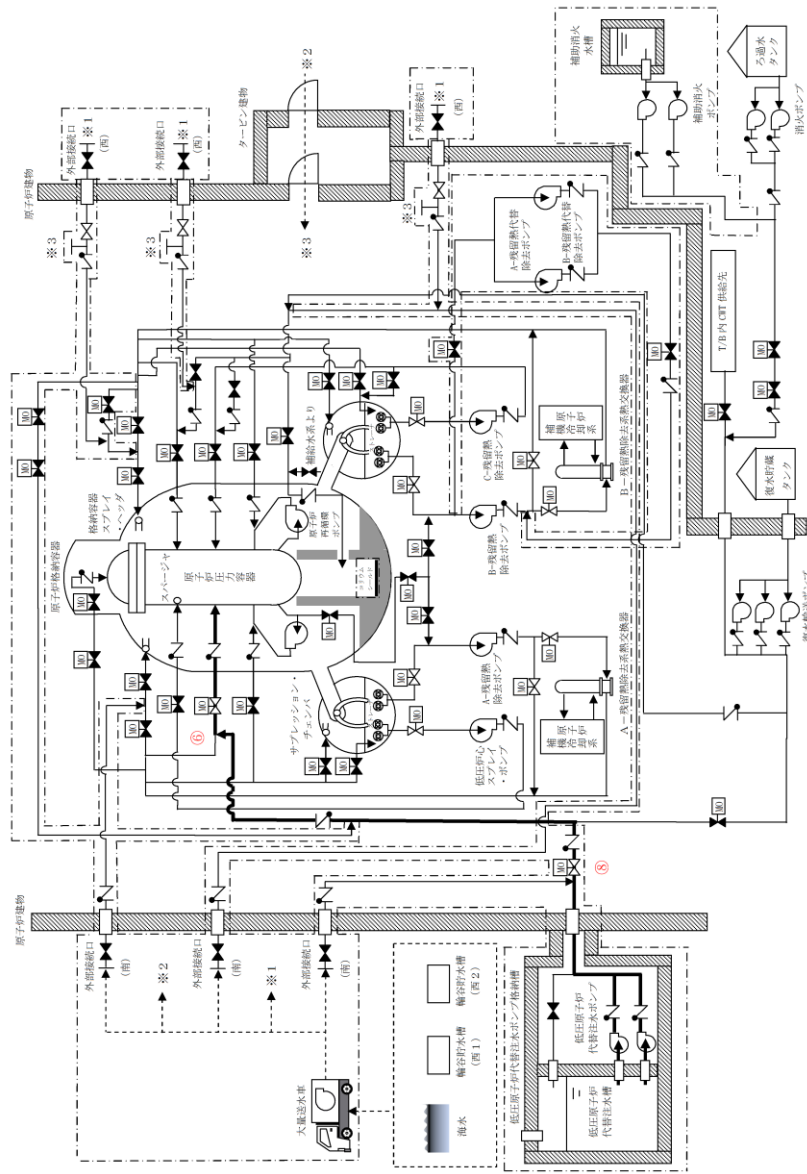
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考		
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55		60	
手順の項目	要員(数)	10分 ほう酸水注入系による注水開始 ▽													
ほう酸水注入系による原子炉注水	中央制御室運転員A	1													
															※1

※1：ほう酸水注入系A系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入を示す。また、ほう酸水注入系B系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入については、注入開始まで10分以内で可能である。

### 第 1.8-16 図 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.8-17 図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水 概要図（1 / 2）

操作手順	弁名称
⑥	A-RHR注水弁
⑧	FLSR注水隔離弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

第1.8-17 図 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 概要図(2/2)



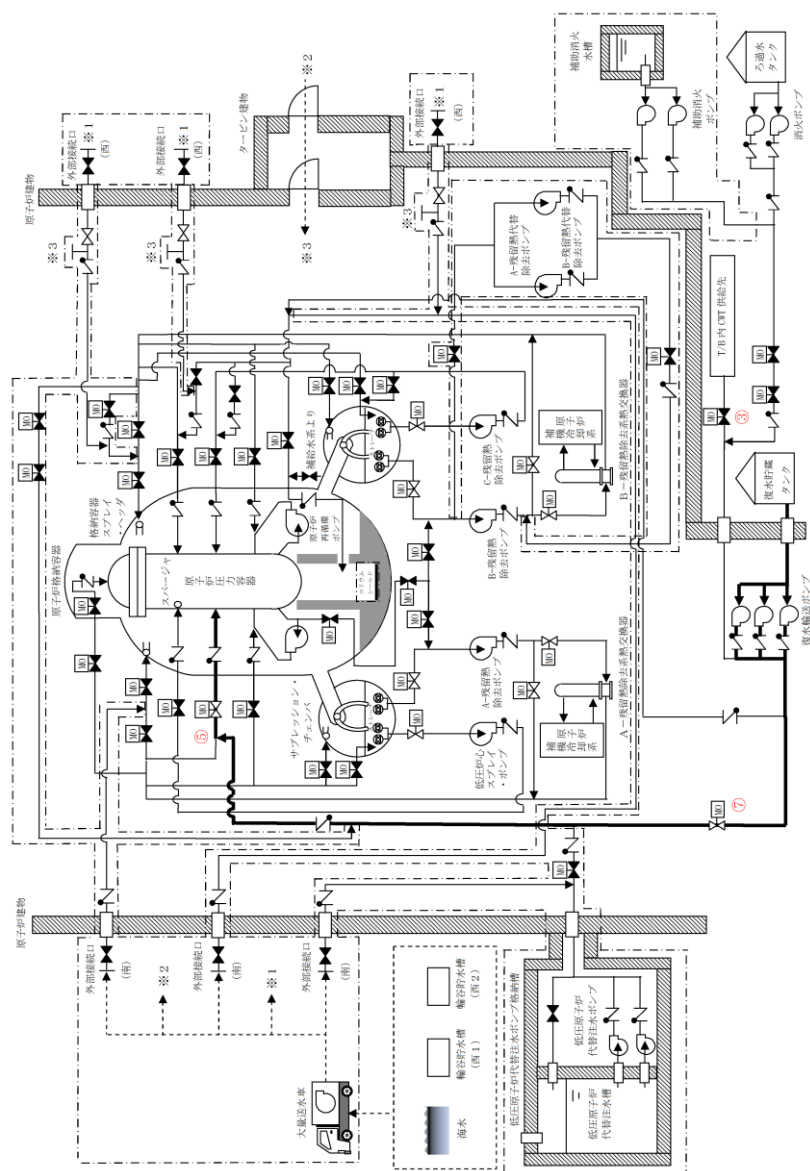
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
	10	20	30	40	
手順の項目	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 20分				
要員(数)					
低圧原子炉代替注水系 (常設) による 原子炉圧力容器への注水 (SA電源切替盤を使用した場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認, 系統構成, 注水操作		
	現場運転員B, C	2	移動, SA電源切替盤操作 (A系)		

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
	10	20	30	40	
手順の項目	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 35分				
要員(数)					
低圧原子炉代替注水系 (常設) による 原子炉圧力容器への注水 (非常用コントロール盤を使用した 場合)	中央制御室運転員A	1	C/C 系不要員番切り確し 非常用コントロールセンタ切替盤 操作 (A系)		
	現場運転員B, C	2	電源確認, 系統構成, 注水操作		
			移動, C/C 系不要員番切り 確し		

第 1.8-18 図 低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○：操作手順番号を示す。

第 1.8-19 図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 概要図(1 / 2)

操作手順	弁名称
③	CWT T/B供給遮断弁
⑤	A-RHR注水弁
⑦	A-RHR R P V代替注水弁

記載例 ○：操作手順番号を示す。

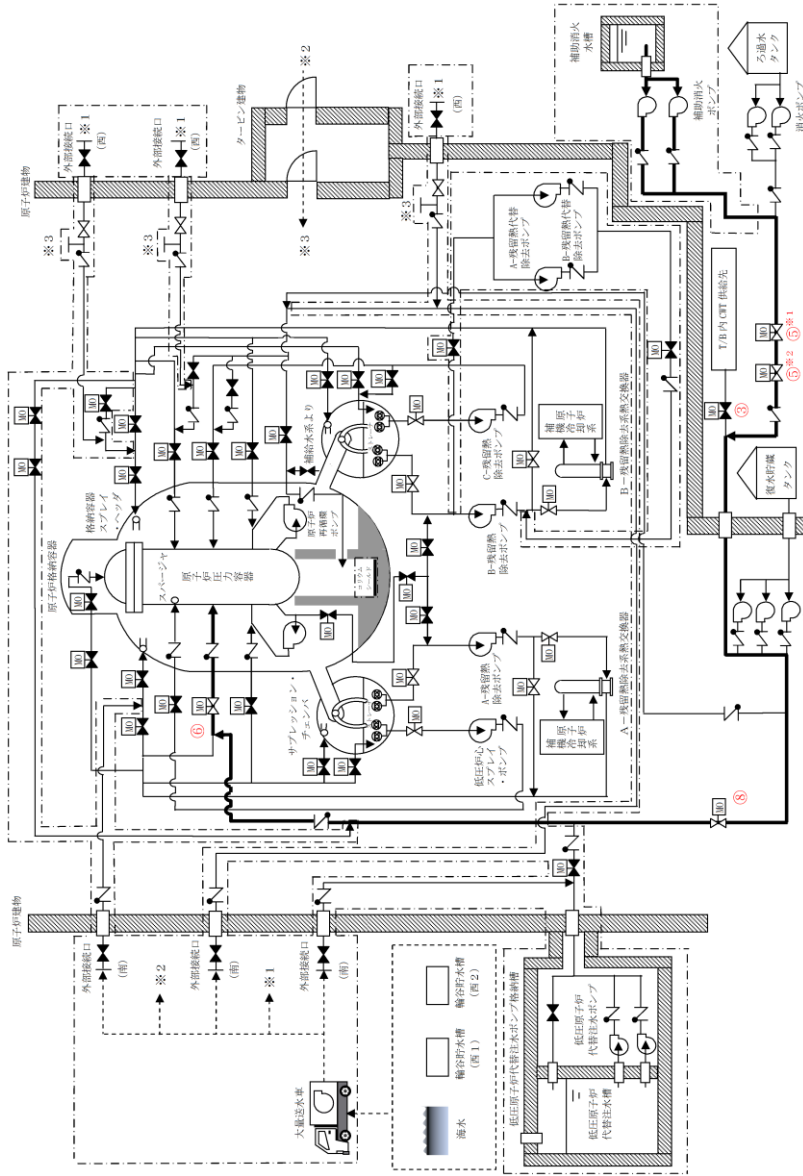
第 1.8-19 図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 概要図(2/2)

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
	10	20	30	40	
手順の項目	復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 20分				
復水輸送系による 原子炉圧力容器への注水	電源確認				
	逆流防止				
			ポンプ起動, 系統構成		

第 1.8-20 図 復水輸送系による原子炉圧力容器への注水 タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.8-21 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図 (1 / 4)  
(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

操作手順	弁名称
③	CWT T / B供給遮断弁
⑤ <sup>*1</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）
⑤ <sup>*2</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁
⑥	A-RHR注水弁
⑧	A-RHR R P V代替注水弁

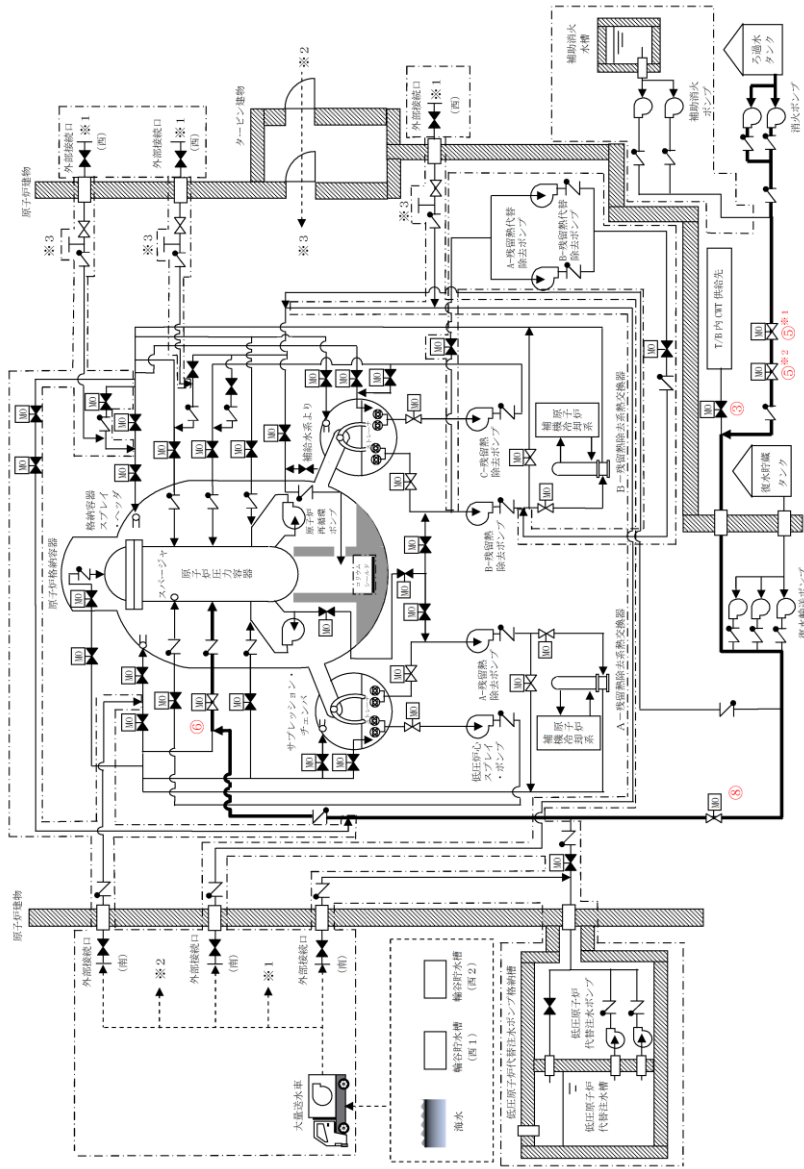
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>\*1</sup>~○<sup>\*2</sup> : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.8-21 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(2 / 4)  
(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

第 1.8-21 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(3 / 4)  
(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

操作手順	弁名称
③	CWT T / B供給遮断弁
⑤ <sup>*1</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）
⑤ <sup>*2</sup>	CWT系・消火系連絡止め弁
⑥	A-RHR注水弁
⑧	A-RHR R P V代替注水弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>\*1</sup>~○<sup>\*2</sup> : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.8-21 図 消火系による原子炉圧力容器への注水 概要図(4 / 4)  
 (消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)



必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
	10	20	30	40	
手順の項目	消火系による原子炉圧力容器への注水 25分				
消火系による 原子炉圧力容器への注水 (補助消火ポンプ使用)	要員(数)				
	中央制御室運転転員A	1			
	電源確認		逆流防止	ポンプ起動, 系統構成	

(補助消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

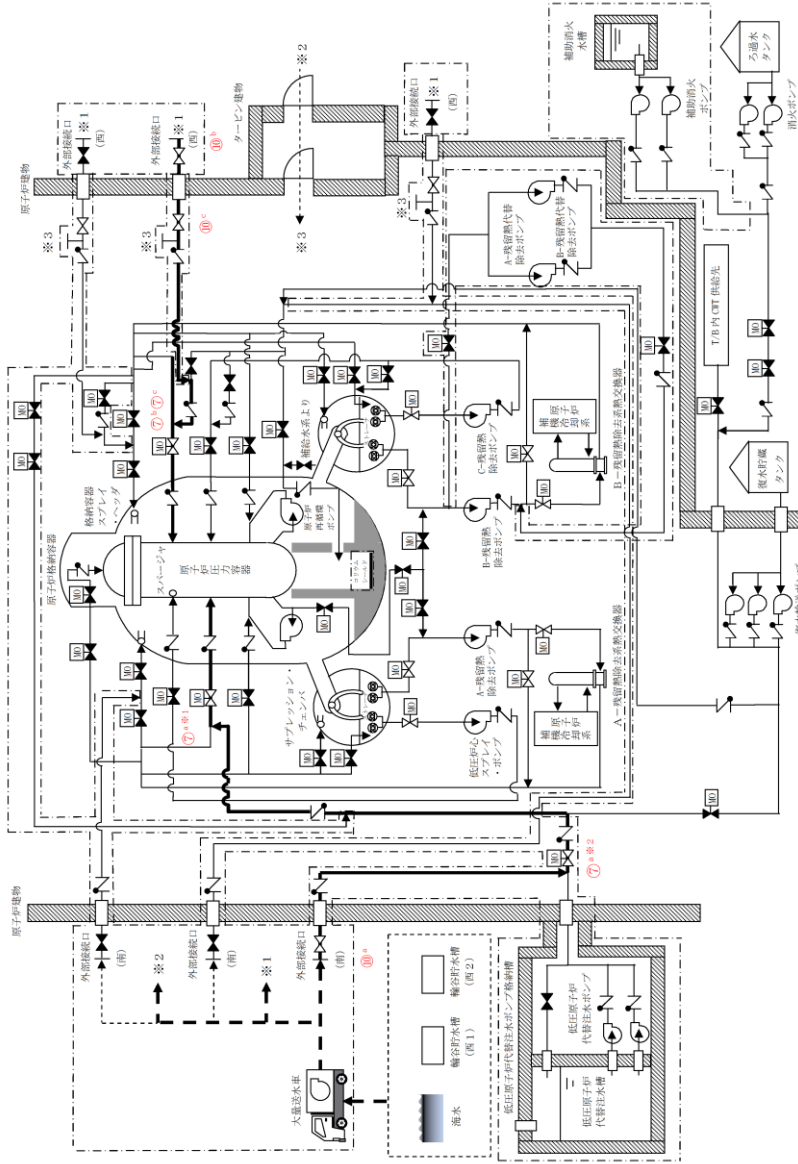
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
	10	20	30	40	
手順の項目	消火系による原子炉圧力容器への注水 25分				
消火系による 原子炉圧力容器への注水 (消火ポンプ使用)	要員(数)				
	中央制御室運転転員A	1			
	電源確認		逆流防止	ポンプ起動, 系統構成	

(消火ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水の場合)

第 1.8-22 図 消火系による原子炉圧力容器への注水タイムチャート

凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>~

○<sup>※1</sup>~

○ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。  
 ○<sup>※1</sup>~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合, その実施順を示す。

第 1.8-23 図 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水 (淡水/海水) 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑦ <sup>a※1</sup>	A-RHR注水弁
⑦ <sup>b⑦c</sup>	B-RHR注水弁
⑦ <sup>a※2</sup>	FLSR注水隔離弁
⑩ <sup>a</sup>	FLSR可搬式設備 A-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>b</sup>	FLSR可搬式設備 B-注水ライン流量調整弁
⑩ <sup>c</sup>	FLSR可搬式設備 B-注水ライン止め弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第 1.8-23 図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図（2 / 2）

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
	10	20	30	40	
手順の項目	<p style="text-align: center;">系統構成完了 25分</p>				
必要な要員と作業項目 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（S A電源切替機を使用した場合）	要員(数)				
	中央制御室運転員 A	1	電源確認 系統構成		
	現場運転員 B, C	2	移動, S A電源切替機操作 (B系)		※1

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)				備考
	10	20	30	40	
手順の項目	<p style="text-align: center;">系統構成完了 40分</p>				
必要な要員と作業項目 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（非常用コントロールセンター切替機を使用した場合）	要員(数)				
	中央制御室運転員 A	1	C/C, D系不要負荷切り離し 非常用コントロールセンター切替機操作 (B系)	電源確認 系統構成	
	現場運転員 B, C	2	移動, C/C, D系不要負荷切り離し		※1

※1：低圧原子炉代替注水系B系の系統構成を示す。また、低圧原子炉代替注水系A系による原子炉圧力容器への注水については、S A電源切替機を使用した場合系統構成完了まで25分以内、非常用コントロールセンター切替機を使用した場合系統構成完了まで40分以内で可能である。

第 1.8-24 図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）  
タイムチャート(1/2)（系統構成）

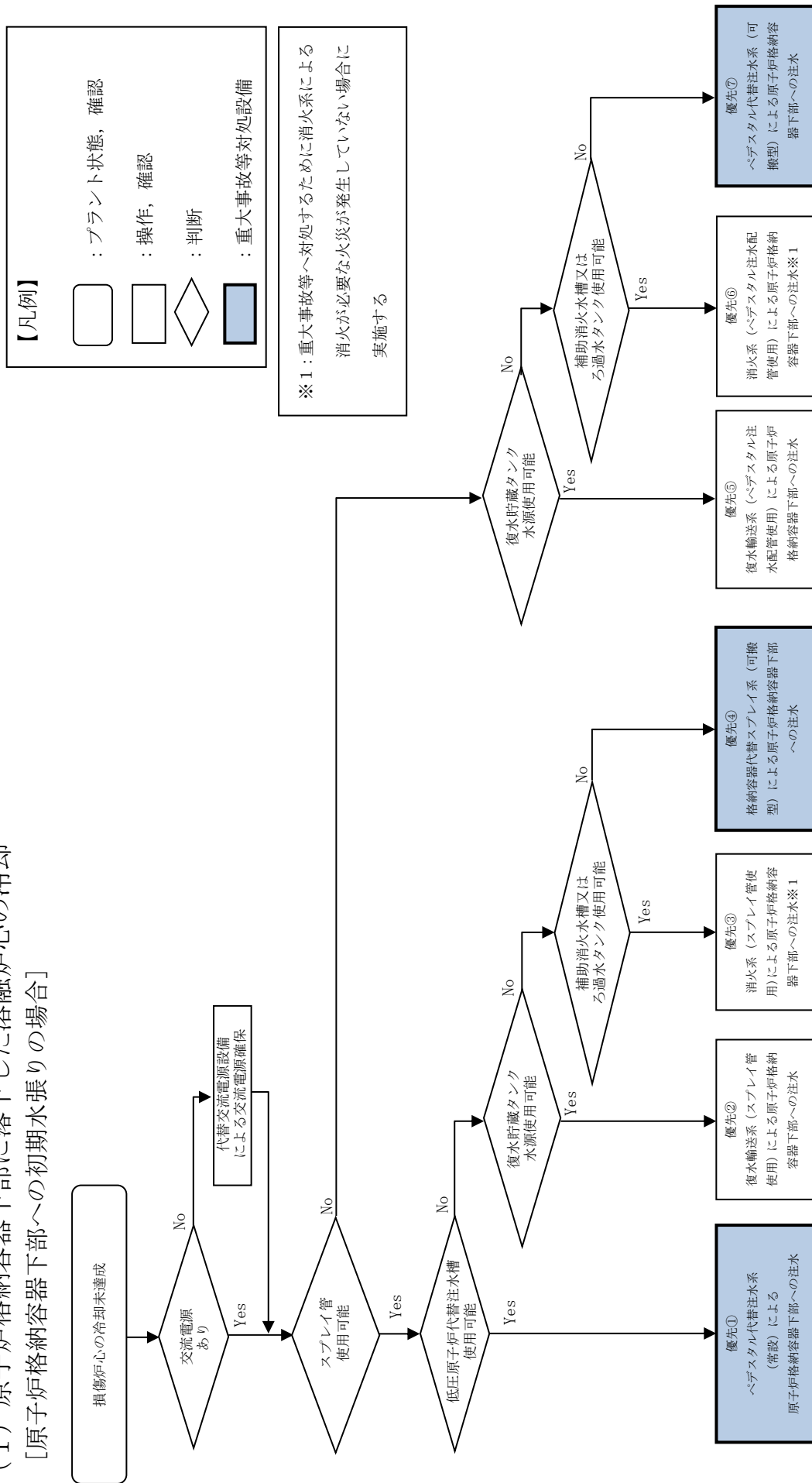
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考														
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190	200	210					
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) 【低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(簡)又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】	要員(数) 緊急時対策要員 6	緊急時対策所～第4保管エリア移動 ※1																								【接続口周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水 ヘッド運搬・接続等		
		車庫側倉庫確認(ホース取組車)																										
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) 【低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(簡)又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】	要員(数) 緊急時対策要員 6	緊急時対策所～第3保管エリア移動 ※2																									【配水箇所周辺作業】 大量送水取組、送水 源・敷設、注水操作等	
		車庫側倉庫確認(大量送水車、ホース取組車)																										
		大量送水車取組																										
		送水準備(ホース敷設)																										
		大量送水車取組、原子炉注水開始																										

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)												備考															
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140	150	160	170	180	190	200	210						
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) 【低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(簡)又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】	要員(数) 緊急時対策要員 6	緊急時対策所～第4保管エリア移動 ※1																										【接続口周辺作業】 ホース運搬・敷設、送水 ヘッド運搬・接続等	
		車庫側倉庫確認(ホース取組車)																											
低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水) 【低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(簡)又は低圧原子炉代替注水系(可搬型)接続口(西)を使用する場合】	要員(数) 緊急時対策要員 6	緊急時対策所～第3保管エリア移動 ※2																										【配水箇所周辺作業】 大量送水取組、送水 源・敷設、注水操作等	
		車庫側倉庫確認(大量送水車、ホース取組車)																											
		大量送水車取組																											
		送水準備(ホース敷設)																											
		大量送水車取組、原子炉注水開始																											

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

第 1.8-24 図 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)  
 タイムチャート(2/2) (大量送水車による送水)

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却  
 [原子炉格納容器下部への初期水張りの場合]

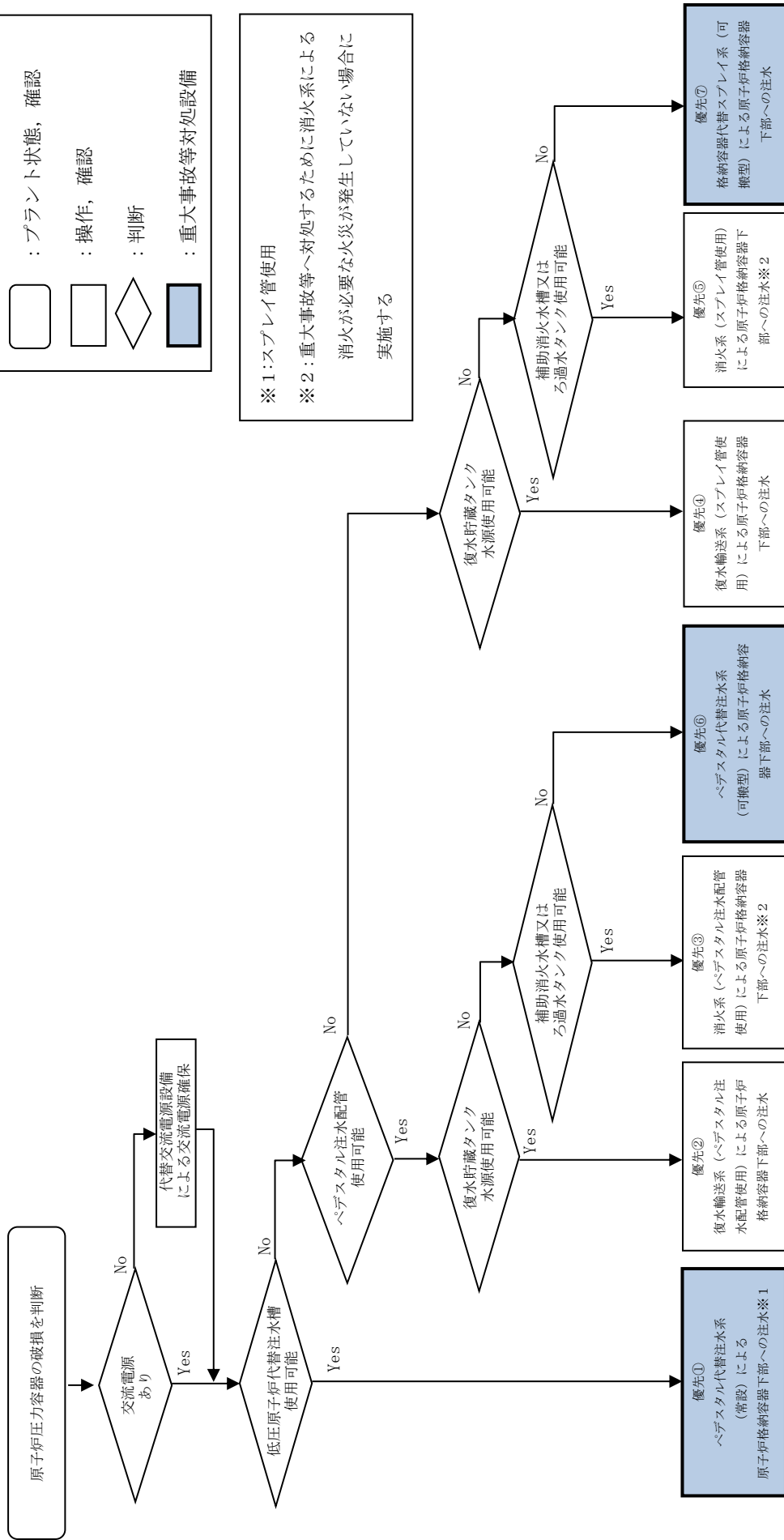


【凡例】  
 □ : プラント状態, 確認  
 □ : 操作, 確認  
 ◇ : 判断  
 ■ : 重大事故等対処設備

※1: 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  
 実施する

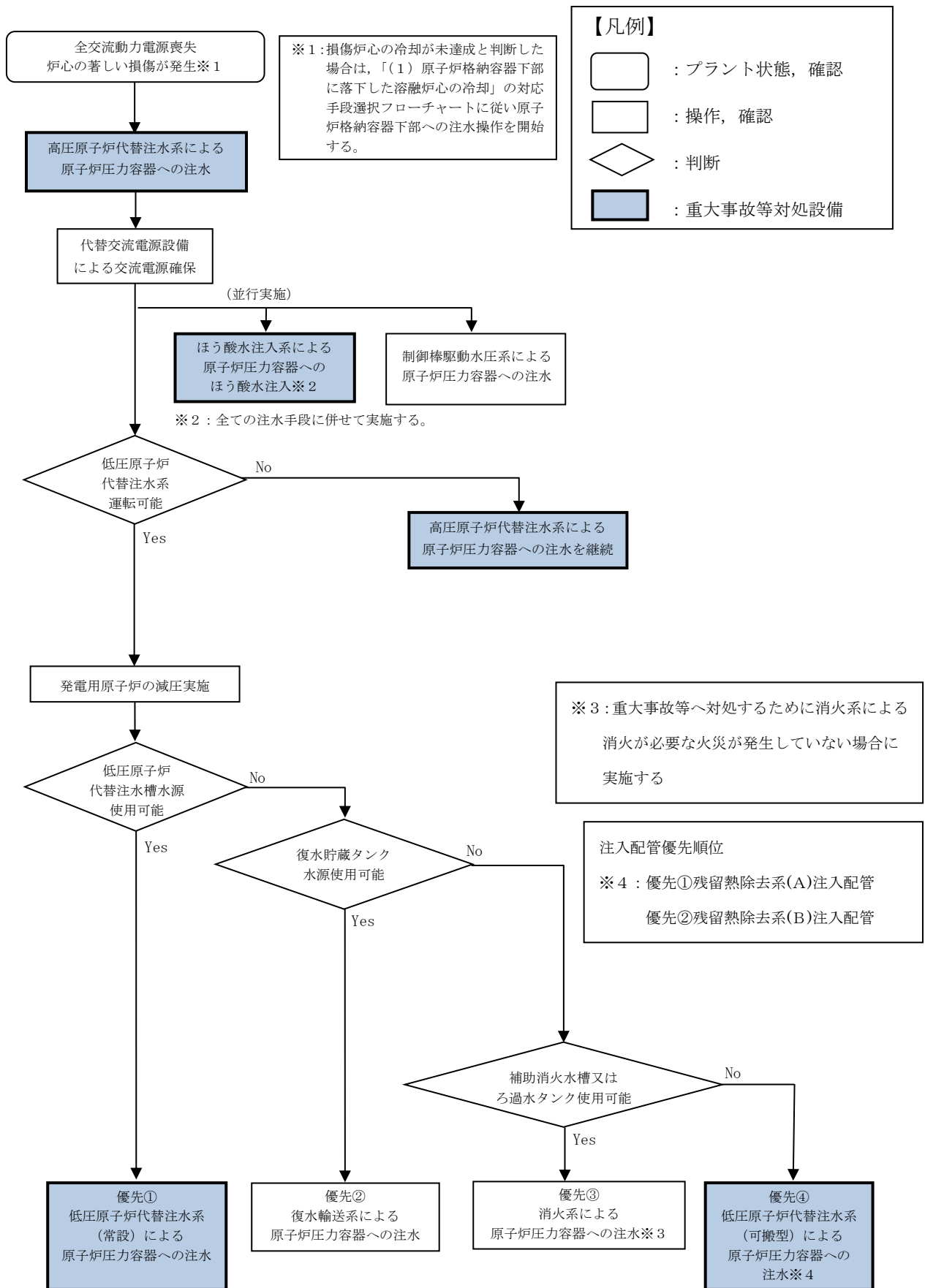
第 1.8-25 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(1/3)

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却  
 [原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部への注水の場合]



第 1.8-25 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(2/3)

## (2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止



第 1.8-25 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート(3 / 3)



審査基準，基準規則と対処設備との対応表(1 / 5)

技術的能力審査基準 (1.8)	番号	設置許可基準規則 (五十一条)	技術基準規則 (六十六条)	番号
<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。</p>	①	<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。</p>	④
<p><b>【解釈】</b>                      1 「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	—	<p><b>【解釈】</b>                      1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	<p><b>【解釈】</b>                      1 第66条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	—
<p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却                      a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、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。                      i) 原子炉格納容器下部注水設備(ポンプ車及び耐圧ホース等)を整備すること。(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)</p>	<p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、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。                      i) 原子炉格納容器下部注水設備(ポンプ車及び耐圧ホース等)を整備すること。(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)</p>	⑤
<p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止                      a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉压力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	③	<p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥ ⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2/5)

: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
ベデスタル代替注水系(常設) による原子炉格納容器下部への注水	低压原子炉代替注水ポンプ	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	原子炉格納容器下部への注水 復水輸送系による	復水輸送ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	低压原子炉代替注水槽※1	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	低压原子炉代替注水系配管・弁	新設			復水輸送系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系 配管・弁	既設			残留熱除去系 配管・弁	常設			
	格納容器スプレイ・ヘッダ	既設			格納容器スプレイ・ヘッダ	常設			
	原子炉格納容器	既設			原子炉格納容器	常設			
	常設代替交流電源設備※2	新設			常設代替交流電源設備※2	常設			
	代替所内電気設備※2	新設 既設			可搬型代替交流電源設備※2	可搬			
	コリウムシールド	新設			代替所内電気設備※2	常設			
						コリウムシールド			
格納容器代替スプレイ系(可搬型) による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	原子炉格納容器下部への注水 消火系による	補助消火ポンプ	常設	25分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	ホース・接続口	新設			消火ポンプ	常設			
	可搬型ストレーナ	新設			補助消火水槽	常設			
	格納容器代替スプレイ系配管・弁	新設			ろ過水タンク	常設			
	残留熱除去系配管・弁	既設			消火系 配管・弁	常設			
	格納容器スプレイ・ヘッダ	既設			復水輸送系 配管・弁	常設			
	原子炉格納容器	既設			残留熱除去系 配管・弁	常設			
	コリウムシールド	新設			格納容器スプレイ・ヘッダ	常設			
	常設代替交流電源設備※2	新設			原子炉格納容器	常設			
	燃料補給設備※2	新設			常設代替交流電源設備※2	常設			
	可搬型代替交流電源設備※2	新設			可搬型代替交流電源設備※2	可搬			
	代替所内電気設備※2	新設 既設			代替所内電気設備※2	常設			
	輪谷貯水槽(西1)※1, ※3	既設			コリウムシールド	常設			
	輪谷貯水槽(西2)※1, ※3	既設							
ベデスタル代替注水系(可搬型) による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車	新設	① ② ④ ⑤ ⑥ ⑦	-	-	-	-	-	-
	ホース・接続口	新設							
	ベデスタル代替注水系 配管・弁	新設							
	復水輸送系 配管・弁	既設							
	原子炉格納容器	既設							
	常設代替交流電源設備※2	新設							
	燃料補給設備※2	新設							
	可搬型代替交流電源設備※2	新設							
	代替所内電気設備※2	新設 既設							
	コリウムシールド	新設							
	輪谷貯水槽(西1)※1, ※3	既設							
輪谷貯水槽(西2)※1, ※3	既設								

※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：「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)。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3/5)

：重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
による原子炉圧力容器への注水 低圧原子炉代替注水系(常設)	低圧原子炉代替注水ポンプ	新設	① ③	原子炉圧力容器への注水 復水輸送系による	復水輸送ポンプ	常設	20分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	低圧原子炉代替注水槽※1	新設			復水貯蔵タンク	常設			
	低圧原子炉代替注水系 配管・弁	新設			復水輸送系 配管・弁	常設			
	残留熱除去系 配管・弁	既設			残留熱除去系 配管・弁	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	常設代替交流電源設備※2	新設			常設代替交流電源設備※2	常設			
	代替所内電気設備※2	新設 既設			可搬型代替交流電源設備※2	可搬			
による原子炉圧力容器への注水 低圧原子炉代替注水系(可搬型)	大量送水車	新設	① ③	原子炉圧力容器への注水 消火系による	補助消火ポンプ	常設	25分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	ホース・接続口	新設			消火ポンプ	常設			
	低圧原子炉代替注水系 配管・弁	新設			補助消火水槽	常設			
	残留熱除去系 配管・弁	既設			ろ過水タンク	常設			
	原子炉圧力容器	既設			消火系 配管・弁	常設			
	常設代替交流電源設備※2	新設			復水輸送系 配管・弁	常設			
	燃料補給設備※2	新設			残留熱除去系 配管・弁	常設			
	代替所内電気設備※2	新設 既設			原子炉圧力容器	常設			
	輪谷貯水槽(西1)※1, ※3	既設			常設代替交流電源設備※2	常設			
	輪谷貯水槽(西2)※1, ※3	既設			可搬型代替交流電源設備※2	可搬			
による原子炉圧力容器への注水 高圧原子炉代替注水系による	高圧原子炉代替注水ポンプ	新設	① ③	原子炉圧力容器への注水 制御棒駆動水圧系による	制御棒駆動水圧ポンプ	常設	15分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	サブプレッション・チェンバ	既設			復水貯蔵タンク	常設			
	高圧原子炉代替注水系(蒸気系) 配管・弁	新設			制御棒駆動水圧系 配管・弁	常設			
	高圧原子炉代替注水系(注水系) 配管・弁	新設			原子炉圧力容器	常設			
	原子炉浄化系 配管	既設			原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。)	常設			
	原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁	既設			常設代替交流電源設備※2	常設			
	原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁	既設			代替所内電気設備※2	常設			
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設							
	主蒸気系 配管	既設							
	給水系 配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替直流電源設備※2	新設							
	所内常設直流電源設備(3系統目)※2	新設							
	常設代替交流電源設備※2	新設							
	可搬型代替交流電源設備※2	新設							
可搬型直流電源設備※2	新設								
圧力容器へのほう酸水注入による原子炉	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ③	-	-	-	-	-	-
	ほう酸水貯蔵タンク	既設							
	ほう酸水注入系配管・弁	既設							
	差圧検出・ほう酸水注入系 配管(原子炉圧力容器内部)	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	代替所内電気設備※2	新設 既設							

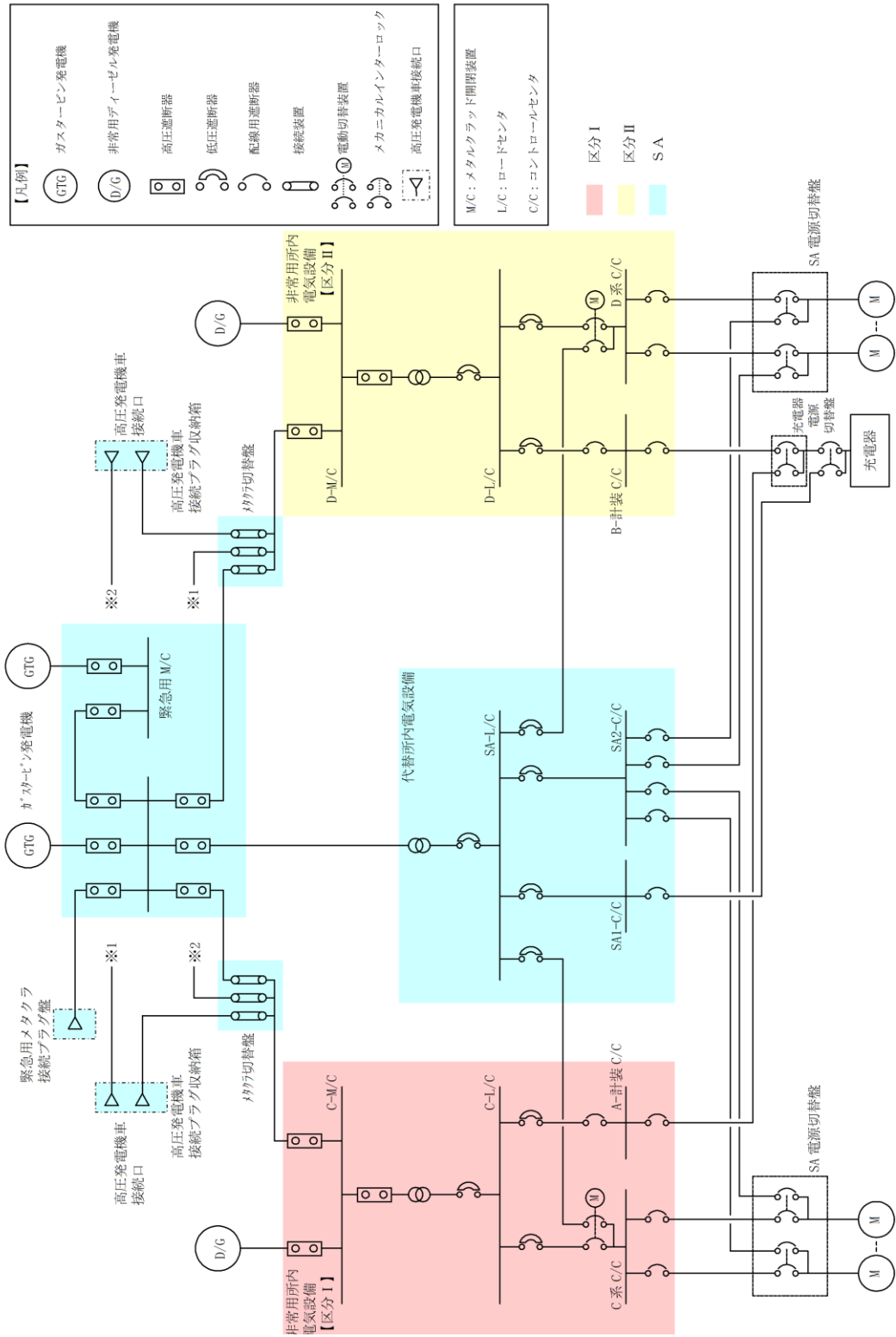
※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ※3：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源(措置)。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4 / 5)

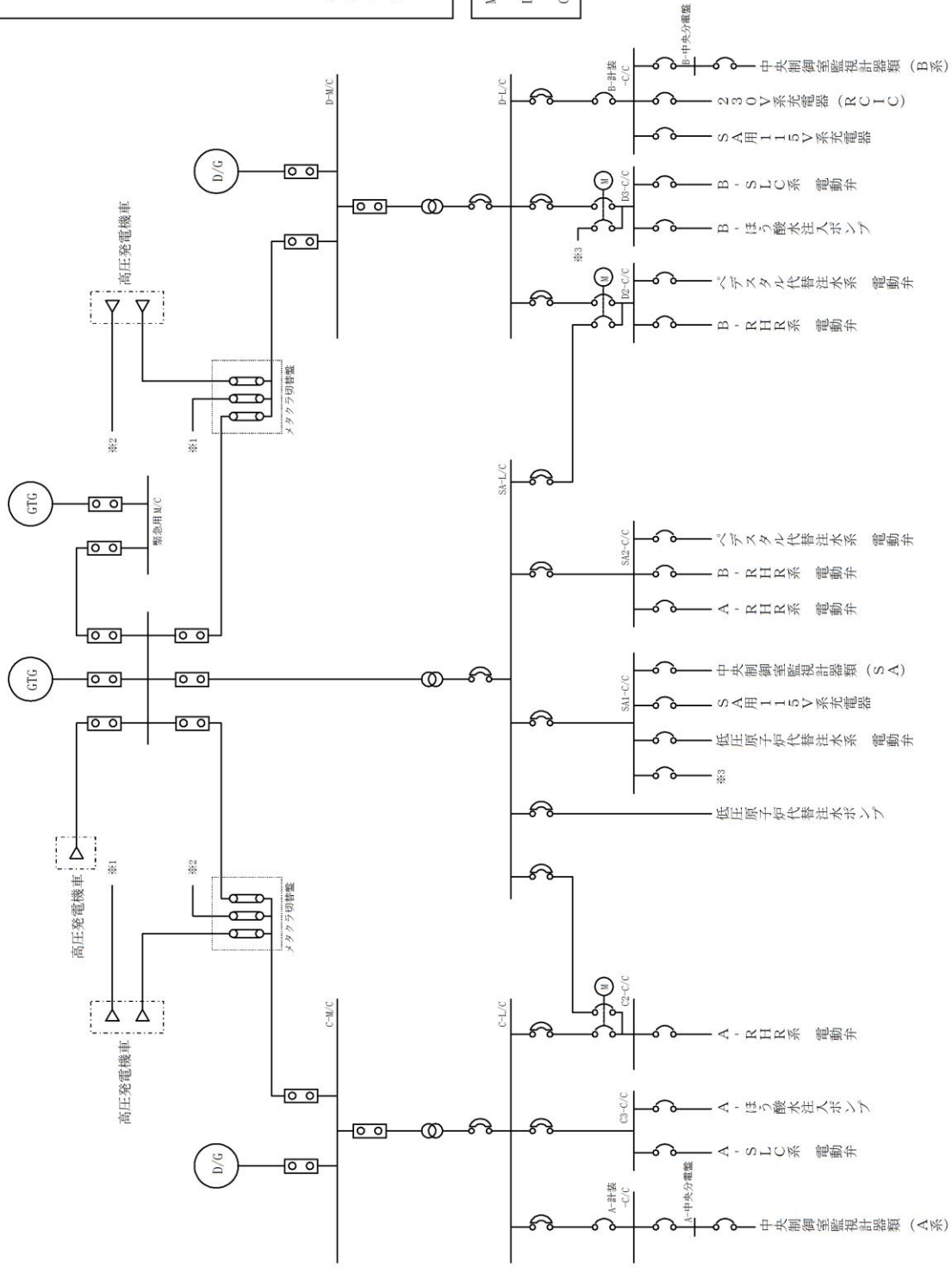
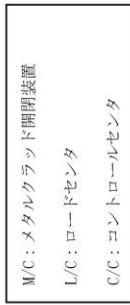
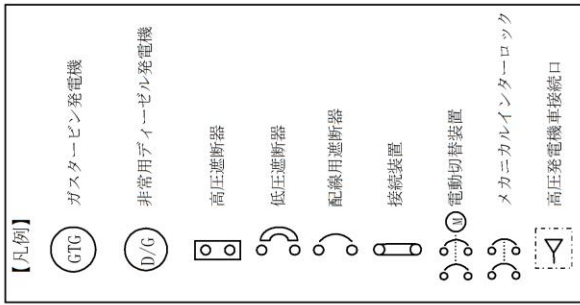
技術的能力審査基準 (1.8)	適合方針
<p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する手段として、ペDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p><b>【解釈】</b></p> <p>1 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。</p> <p>なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p>	<p>—</p>
<p>(1) 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却</p> <p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止する手段として、原子炉格納容器下部注水設備であるペDESTAL代替注水系（常設）、格納容器代替スプレイ系（可搬型）及びペDESTAL代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(5 / 5)

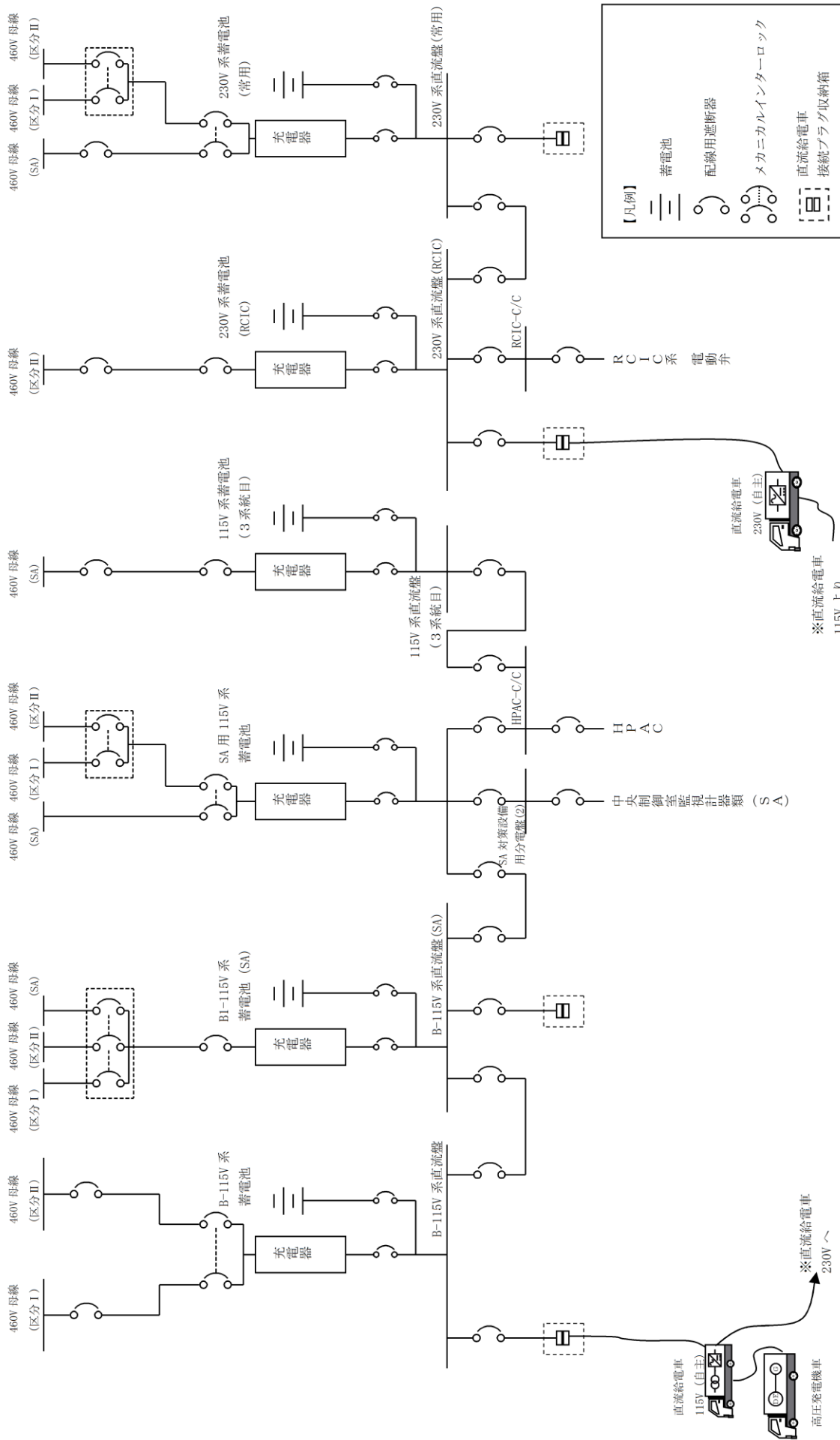
技術的能力審査基準 (1.8)	適合方針
<p>(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</p> <p>a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段として、低圧原子炉代替注水（常設）、低圧原子炉代替注水（可搬型）、残留熱代替除去系、高圧原子炉代替注水系及びほう酸水注入系による原子炉圧力容器へ注水するために必要な手順等を整備する。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)



## 手順のリンク先について

原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.8.2.2(1) d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
  - ・逃がし安全弁により減圧を実施する手順
  - <リンク先> 1.3.2.1(1) a. 手動操作による減圧
  - 1.3.2.2(1) a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放
  - 1.3.2.2(1) b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放
  
2. 1.8.2.3 その他の手順項目について考慮する手順
  - ・逃がし安全弁による減圧手順
  - <リンク先> 1.3.2.1(1) a. 手動操作による減圧
  - 1.3.2.2(1) a. 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放
  - 1.3.2.2(1) b. 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放
  - ・低圧原子炉代替注水槽，輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への水の補給手順，水源から接続口までの大量送水車による送水手順及び外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への水源切替手順
  - <リンク先> 1.13.2.1(6) a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水
  - 1.13.2.2(1) a. 大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給（淡水／海水）
  - 1.13.2.2(2) a. 輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
  - 1.13.2.2(2) b. 海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給
  - 1.13.2.3(4) b. 外部水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））から内部水源（サブプレッション・チェンバ）への切替え
  - ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池，所内常設直流電源設備（3系統目）として使用する115V系蓄電池（3系統目），可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系蓄電池による低圧原子炉代替注水ポンプ，高圧原子炉代替注水ポ

ンプ、ほう酸水注入ポンプ、制御棒駆動水圧ポンプ、復水輸送ポンプ、補助消火ポンプ、消火ポンプ、電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び大量送水車への燃料補給手順

- <リンク先> 1.14.2.1(1) 代替交流電源設備による給電
- 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるS Aロードセンタ及びS Aコントロールセンタ受電
- 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
- 1.14.2.2(1) b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電
- 1.14.2.2(1) c. 可搬型直流電源設備による給電
- 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給
- 1.14.2.5(2) タンクローリから各機器等への給油
- ・操作の判断, 確認に係る計装設備に関する手順
- <リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失
- 1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

## 1.9 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

### <目次>

#### 1.9.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

##### (a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

##### (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

##### (c) 水素濃度及び酸素濃度の監視

##### (d) 代替電源による必要な設備への給電

##### (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. 手順等

#### 1.9.2 重大事故等時の手順

##### 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

##### (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

##### a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

##### b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

##### (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

##### a. 可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化

##### b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

##### c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

##### (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

##### a. 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

##### b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

##### 1.9.2.2 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設備の電源を代替電源設備から給電する手順

##### 1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

##### 1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

添付資料 1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.9.2 自主対策設備仕様

添付資料 1.9.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.9.4 重大事故対策の成立性

1. 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止
2. 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止
3. 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

添付資料 1.9.5 炉心損傷，原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

添付資料 1.9.6 解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧
2. 弁番号及び弁名称一覧

添付資料 1.9.7 手順のリンク先について

下線は，今回の提出資料を示す。

## 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

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために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 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」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) BWR

a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

#### (2) PWRのうち必要な原子炉

a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

#### (3) BWR及びPWR共通

a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う対処設備を整備する。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。

### 1.9.1 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解及び金属腐食（以下「ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等」という。）により発生する水素ガス及び酸素ガスの水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手順と自主対策設備<sup>\*1</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第五十二条及び「技術基準規則」第六十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.9-1表に整理する。

##### a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

###### (a) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

###### i 窒素ガス制御系による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素ガス）置換により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態になっており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等にて発生する水素ガス及び酸素ガスにより原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止する。なお、格納容器ベントを開始するまでは、原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素ガス）が封入された状態となっている。

原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

・窒素ガス制御系

###### ii 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合に原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減させるため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する手段がある。

この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「原子炉格納容器負圧破損の防止」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬式窒素供給装置

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

i 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器外に排出することにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

これらの対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

なお、格納容器フィルタベント系を可搬式窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素ガス）にて、発電用原子炉起動前に不活性化した状態としておくことで、格納容器ベント実施時における水素爆発を防止する。

(i) 可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化

可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬式窒素供給装置
- ・格納容器フィルタベント系

(ii) 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器フィルタベント系
- ・第1ベントフィルタ出口水素濃度
- ・第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

ii 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを可燃性ガス濃度制御系により低減し、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御で使用する設備は以下のとおり。

- ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロー
- ・可燃性ガス濃度制御系再結合装置
- ・可燃性ガス濃度制御系 配管・弁
- ・残留熱除去系
- ・残留熱代替除去系

(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を測定し、監視する手段がある。

i 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内において変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・格納容器水素濃度（S A）※1
- ・格納容器酸素濃度（S A）※1

※1：新設

ii 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性を把握するのに十分な計測範囲で水素濃度及び酸素濃度を測定する設備は以下のとおり。

- ・格納容器水素濃度（A系）※2
- ・格納容器水素濃度（B系）※2
- ・格納容器酸素濃度（A系）※2
- ・格納容器酸素濃度（B系）※2

※2：既設CAMS

(d) 代替電源による必要な設備への給電

上記「(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止」や「(c) 水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。



代替電源設備による必要な設備への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
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・ 可搬型直流電源設備
- ・ 代替所内電気設備

また、上記常設代替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

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備のうち、可搬式窒素供給装置は重大事故等対処設備として位置付ける。

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出で使用する設備のうち、格納容器フィルタベント系、第1ベントフィルタ出口水素濃度及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は重大事故等対処設備として位置付ける。

水素濃度及び酸素濃度の監視で使用する設備のうち、格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による必要な設備への給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.9.1）

以上の重大事故等対処設備により、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

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

- ・ 可燃性ガス濃度制御系

炉心損傷による大量の水素ガスが発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素ガスが発生することから、可燃性ガス濃度制御系による水素ガスの処理には期待できず、また原子炉格納容器圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが、

格納容器ベント又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力まで低下し、かつ電源復旧等により設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系を運転することが可能であれば、中長期的な格納容器内水素対策として有効である。

- ・ 格納容器水素濃度（A系）
- ・ 格納容器酸素濃度（A系）

原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇に伴い格納容器水素濃度（A系）及び格納容器酸素濃度（A系）は使用できない場合があるが、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、残留熱代替除去系、格納容器代替スプレイ又は格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下し、かつ電源等が復旧し、格納容器水素濃度（A系）及び格納容器酸素濃度（A系）の使用が可能となれば、水素濃度及び酸素濃度監視の手段として有効である。

なお、原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止として使用する設備である窒素ガス制御系は、発電用原子炉運転中に原子炉格納容器内を常時不活性化する手段として使用する設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

（添付資料 1.9.2）

#### b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として「事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）」、「AM設備別操作要領書」及び「原子力災害対策手順書」に定める（第 1.9-1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する（第 1.9-2 表，第 1.9-3 表）。

（添付資料 1.9.3）

## 1.9.2 重大事故等時の手順

### 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

#### (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止

##### a. 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等で発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素ガス）により置換し、発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性化した状態を維持する。

これらの操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

概要図を第 1.9-4 図に示す。

##### b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。

#### (a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器内の除熱を開始した場合<sup>※2</sup>に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができない場合。

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

※2：残留熱代替除去系又は残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱を開始した場合。

#### (b) 操作手順

可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.9-2 図及び第 1.9-3 図に、概要図を第 1.9-5 図に、タイムチャートを第 1.9-6 図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、原子炉格納容器への窒素ガス供給のための可搬式窒素供給装置の準備を緊急時対策本部に依頼する。

②緊急時対策本部は、緊急時対策要員に可搬式窒素供給装置の準備を指示する。

③<sup>a</sup> 窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合

緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。

③<sup>b</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合

緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。

③<sup>c</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）

緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）に可搬式窒素供給装置を配備した後、窒素ガス代替注入系配管に可搬式窒素供給装置を接続する。

④ 緊急時対策要員は、可搬式窒素供給装置を起動する。

⑤ 緊急時対策要員は、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給の準備が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑥ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器酸素濃度（S/A）又は格納容器酸素濃度を確認し、ドライウェル及びサプレッション・チェンバのうち酸素濃度が高い方への窒素ガス供給開始を緊急時対策要員に指示する。

⑦<sup>a</sup> 窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合

緊急時対策要員は、原子炉建物南側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、AN I 代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はAN I 代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、当直長に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。また、当直副長は中央制御室運転員に格納容器内の酸素濃度の監視を指示する。

⑦<sup>b</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合

緊急時対策要員は、原子炉建物西側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、AN I 建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はAN I 建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、当直長に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。また、当直副長は中

中央制御室運転員に格納容器内の酸素濃度の監視を指示する。

- ⑦<sup>°</sup> 窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）  
緊急時対策要員は、タービン建物北側（屋外）にて、可搬式窒素供給装置を起動した後、ANI建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）又はANI建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）の全開操作を実施し、窒素ガスの供給を開始するとともに、当直長に原子炉格納容器への窒素ガス供給を開始したことを報告する。また、当直副長は中央制御室運転員に格納容器内の酸素濃度の監視を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器への窒素ガス供給が開始されたことを格納容器酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値の低下により確認し、当直副長へ報告する。
- ⑨<sup>a</sup> ドライウェルへ窒素ガス供給を実施している場合  
中央制御室運転員Aは、格納容器酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値により、サプレッション・チェンバ内の酸素濃度が4.0%以上に到達したことを確認し、当直副長へ報告する。
- ⑩<sup>a</sup> 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策要員へ窒素ガスの供給先を切り替えるように指示する。
- ⑪<sup>a</sup> 窒素供給ライン接続口を使用して原子炉格納容器へ窒素ガスを供給している場合、緊急時対策要員は、ANI代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全開した後、ANI代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全閉し、サプレッション・チェンバへの窒素ガス供給を開始したことを当直長へ報告する。窒素供給ライン接続口（建物内）を使用して窒素ガスを供給している場合、ANI建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全開した後、ANI建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全閉する。なお、サプレッション・チェンバ圧力（SA）指示値が427kPa [gage]（1Pd）に到達するまで可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）への窒素ガス供給を継続する。その後、中央制御室運転員Aは中央制御室にて、サプレッション・チェンバ圧力（SA）指示値が427kPa [gage]（1Pd）に到達したことを確認し、当直副長に報告する。
- ⑨<sup>b</sup> サプレッション・チェンバへ窒素ガス供給を実施している場合  
中央制御室運転員Aは、格納容器酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値により、ドライウェル内の酸素濃度が4.0%以上に到達したことを確認し、当直副長へ報告する。
- ⑩<sup>b</sup> 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策要員へ窒素ガスの供給先を切り替えるように指示する。
- ⑪<sup>b</sup> 窒素供給ライン接続口を使用して原子炉格納容器へ窒素ガスを供給

している場合、緊急時対策要員は、ANI代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全開した後、ANI代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全閉し、ドライウエルへの窒素ガス供給を開始したことを当直長へ報告する。窒素供給ライン接続口（建物内）を使用して窒素ガスを供給している場合、ANI建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全開した後、ANI建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全閉する。なお、ドライウエル圧力（SA）指示値が427kPa [gage]（1Pd）に到達するまで可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器（D/W側）への窒素ガス供給を継続する。その後、中央制御室運転員Aは中央制御室にて、ドライウエル圧力（SA）指示値が427kPa [gage]（1Pd）に到達したことを確認し、当直副長に報告する。

- ⑫当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に原子炉格納容器内の圧力が427kPa [gage]（1Pd）に到達したことを報告し、原子炉格納容器への窒素ガス供給停止を依頼する。
- ⑬緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉格納容器への窒素ガス供給停止を指示する。
- ⑭緊急時対策要員は、原子炉格納容器への窒素ガス供給を停止するため、⑪<sup>a</sup>により窒素供給ライン接続口を使用して原子炉格納容器（S/C側）へ窒素ガス供給をしていた場合は、ANI代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全閉とする。窒素供給ライン接続口（建物内）を使用して（S/C側）へ窒素ガス供給をしていた場合は、ANI建物内代替窒素供給ライン元弁（S/C側）を全閉とする。また、⑪<sup>b</sup>により窒素供給ライン接続口を使用して原子炉格納容器（D/W側）への窒素ガス供給を継続した場合は、ANI代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全閉とする。窒素供給ライン接続口（建物内）を使用して原子炉格納容器（D/W側）への窒素ガス供給を継続した場合は、ANI建物内代替窒素供給ライン元弁（D/W側）を全閉とする。なお、緊急時対策要員は、原子炉格納容器（S/C側）又は原子炉格納容器（D/W側）への窒素ガス供給を停止した後、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑮当直副長は、中央制御室運転員に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。
- ⑯中央制御室運転員Aは、格納容器ベント判断基準である原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.4vol%及びウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達したことを確認し、当直副長に報告する。
- ⑰当直副長は、中央制御室運転員にサプレッション・プール水温度の確認を指示する。
- ⑱サプレッション・プール水温度（SA）指示値が100℃以上の場合

当直副長は、中央制御室運転員に格納容器ベント開始前に外部水源である低圧原子炉代替注水系（常設）の起動及び内部水源である残留熱除去系又は残留熱代替除去系の停止を指示する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始までの想定時間は以下のとおり。

- ・窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合、2 時間以内で可能である。
- ・窒素供給ライン接続口（建物内）（原子炉建物附属棟西側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合、2 時間以内で可能である。
- ・窒素供給ライン接続口（建物内）（タービン建物北側扉）を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合（故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合）、6 時間 40 分以内で可能である。

なお、本操作は、格納容器ベント前又は格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、車両のヘッドライトのほか、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

（添付資料 1.9.4-1）

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化

格納容器フィルタベント系は、可搬式窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素ガス）にて、発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系を不活性化した状態としておくことで、格納容器ベント実施時における系統内での水素爆発を防止する。この操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、格納容器フィルタベント系を使用した格納容器ベント操作により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することで原子炉格納容器の水素爆発による破損を防止する。

なお、格納容器フィルタベント系を使用する場合は、プルームの影響による被ばくを低減させるため、運転員は中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。

格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa[gage] (1 Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合はNGC N2 トーラス出口隔離弁又はNGC N2 ドライウエル出口隔離弁（以下「第1弁」という。）を全閉とし、格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。

なお、NGC非常用ガス処理入口隔離弁（以下「第2弁」という。）又はNGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁（以下「第2弁バイパス弁」という。）は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度及び酸素濃度の制御ができず、原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が 4.0vol%に到達及びウェット条件の酸素濃度が 1.5vol%に到達した場合<sup>\*2</sup>



- ※1：格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合又は格納容器雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。
- ※2：炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合又は原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、発電用原子炉の冷却ができない場合又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

(b) 操作手順

格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガス排出手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.9-1図に、概要図を第1.9-7図に、タイムチャートを第1.9-8図及び第1.9-9図に示す。

なお、格納容器フィルタベント系補機類の操作手順は「1.7.2.1(1)b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

ウェットウェルベント（以下「W/Wベント」という。）の場合（ドライウェルベント（以下「D/Wベント」という。）の場合、手順⑩以外は同様）

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器フィルタベント系によるウェットウェル（以下「W/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう運転員に指示する（W/W側からの格納容器ベントができない場合は、ドライウェル（以下「D/W」という。）側からの格納容器ベントの準備を開始するよう指示する）。
- ②当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの準備のため、FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を依頼する。
- ③<sup>a</sup> SA電源切替盤を使用する場合  
現場運転員B及びCは、SA電源切替盤にて、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な第2弁、第2弁バイパス弁及び第1弁の電源切替え操作を実施する。
- ③<sup>b</sup> 非常用コントロールセンタ切替盤を使用する場合  
中央制御室運転員Aは、不要な負荷の操作スイッチを「停止引ロック」

又は「停止」とする。

現場運転員B及びCは、C/Cの不要な負荷の切り離しを行う。不要な負荷の切り離し後、中央制御室運転員Aは、非常用コントロールセンタ切替盤の切替え操作を行い、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントに必要な第2弁、第2弁バイパス弁及び第1弁の電源切替えを実施する。④中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント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は、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。

⑥中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の確認として、格納容器隔離信号が発生している場合は、格納容器隔離信号の除外操作を実施する。

⑦緊急時対策要員は、FCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を実施し、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。

⑧中央制御室運転員Aは、格納容器ベント前の系統構成として、SGT NGC連絡ライン隔離弁、SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁、SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁、NGC常用空調換気入口隔離弁、NGC常用空調換気入口隔離弁後弁の全閉及びSGT FCVS第1ベントフィルタ入口弁（以下「第3弁」という。）の全開を確認後、第2弁を全開し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。第2弁の開操作ができない場合は、第2弁バイパス弁を全開し格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を当直副長に報告する。

⑨当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベント準備完了を緊急時対策本部に報告する。

⑩当直長は、当直副長からの依頼に基づき、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を適宜確認し、緊急時対策本部に報告する。

⑪当直副長は、原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.4vol%に到達したこと及びウェット条件の酸素濃度が1.5vol%に到達したことを確認し、運転員に格納容器フィルタベント系による格納容器ベント開始を指示する。

⑫<sup>a</sup>W/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、第1弁(W/W)の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作機構による操作にて第1弁(W/W)を全開する手段がある。

⑫<sup>b</sup> D/Wベントの場合

中央制御室運転員Aは、第1弁（D/W）の全開操作により、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを開始する。また、中央制御室からの操作以外の手段として、遠隔手動弁操作機構による操作にて第1弁（D/W）を全開する手段がある。

⑬中央制御室運転員Aは、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値の低下、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

⑭中央制御室運転員Aは、格納容器ベント開始後、可搬型設備（車両）である第1ベントフィルタ出口水素濃度による水素濃度の監視及び第1ベントフィルタ出口放射線モニタによる放射線量率の監視を行う。また、緊急時対策要員は、第1ベントフィルタ出口放射線モニタから得た放射線量率及び事前にフィルタ装置出口配管表面の放射線量率と配管内部の放射性物質濃度から算出した換算係数を用いて放射性物質濃度を推定する。

⑮中央制御室運転員Aは、重大事故操作盤にて第1ベントフィルタスクラバ容器水位指示値を確認し、水位調整が必要な場合は当直副長に報告する。また、当直長は、当直副長からの依頼に基づき、第1ベントフィルタスクラバ容器の水位調整を実施するよう緊急時対策本部に依頼する。

⑯中央制御室運転員Aは、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能で、かつ可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能な場合、並びに原子炉格納容器内の圧力 427kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度 171℃未満及び原子炉格納容器内の水素・酸素濃度が可燃限界未満であることを確認することにより、第1弁の全閉操作を実施し、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを停止する。

⑰当直副長は、第1弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、第2弁又は第2弁バイパス弁を全閉するよう運転員に指示する。

⑱中央制御室運転員Aは、第2弁又は第2弁バイパス弁の全閉操作を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち格納容器ベント準備については、作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までの必要な要員数及び想定時間は以下のとおり。

【SA電源切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合，45 分以内で可能である。

【非常用コントロールセンタ切替盤を使用した場合】

- ・中央制御室運転員 1 名，現場運転員 2 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合，70 分以内で可能である。

格納容器ベント開始については、格納容器ベント判断基準到達から格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出開始まで 10 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.9.4-2(1))

c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を監視し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度の抑制を行う。

なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、原子炉格納容器圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（177kPa[gage]）以下に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器内の水素濃度が4 vol%以下で、可燃性ガス濃度制御系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：原子炉格納容器内の圧力が177kPa[gage]（可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力）以下であり、設備に異常がなく、電源、残留熱除去系又は残留熱代替除去系から供給される冷却水（サプレッション・プール水）が確保されている場合。

(b) 操作手順

可燃性ガス濃度制御系（A）による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり（可燃性ガス濃度制御系（B）による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順も同様）。

手順の対応フローを第1.9-1図に、概要図を第1.9-10図に、タイムチャートを第1.9-11図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に可燃性ガス濃度制御系（A）による原子炉格納容器内の水素濃度制御の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、可燃性ガス濃度制御系（A）による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、ヒータ、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、緊急時対策本部へガスタービン発電機の負荷容量確認を依頼し、可燃性ガス濃度制御系が使用可能か確認する。
- ④中央制御室運転員Aは、残留熱除去系（A）（サプレッション・プール水冷却モード）又は残留熱代替除去が運転中であり、可燃性ガス濃度制御系（A）冷却器への冷却水供給が可能であることを確認する。

- ⑤中央制御室運転員Aは、可燃性ガス濃度制御系（A）起動準備として、可燃性ガス濃度制御系（A）隔離信号の除外操作を実施する。
- ⑥当直副長は、原子炉格納容器内の圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（177kPa[gage]）以下であることを確認し、中央制御室運転員に可燃性ガス濃度制御系の起動操作を指示する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、A-FCS入口隔離弁及びA-FCS出口隔離弁を全開した後、可燃性ガス濃度制御系（A）の起動操作を実施し、A-FCS系統入口流量指示値、A-FCSブロウ入口流量指示値、A-ブロウ入口圧力指示値の上昇後、系統が安定に運転していることを確認する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に動作していることをA-FCS加熱器ガス温度指示値、A-FCS加熱器出口温度指示値、A-FCS加熱器壁温度指示値、A-再結合器ガス温度指示値及びA-FCS再結合器壁温度指示値の上昇により確認し、予熱運転が開始したことを確認する。
- ⑨中央制御室運転員Aは、可燃性ガス濃度制御系起動後3時間以内に可燃性ガス濃度制御系の予熱運転が完了することを確認し、その後再結合器内ガス温度指示値が規定値で安定し温度制御されることを確認する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値から可燃性ガス濃度制御系の吸引流量と再循環流量の調整を実施する。
- ⑪中央制御室運転員Aは、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御が行われていることを格納容器内水素濃度指示値及び格納容器内酸素濃度指示値が低下することにより確認し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施し、作業開始判断から可燃性ガス濃度制御系起動までは20分以内で可能である。また、可燃性ガス濃度制御系起動後、再結合運転開始までの予熱時間は3時間以内で可能である。

(添付資料 1.9.4-2(2))

(3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

a. 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）により監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）が使用可能な場合<sup>※2</sup>

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

※2：設備に異常がなく、電源が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

手順の対応フロー図を第1.9-1図に、概要図を第1.9-12図に、タイムチャートを第1.9-13図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を指示する。

②中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度計測に必要なサンプリングポンプ、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格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置の暖気を開始<sup>※1</sup>又は完了していることを状態表示等にて確認する。

③中央制御室運転員Aは、中央制御室にて、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置の暖気完了を確認した後、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置の起動操作を行い、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のサンプリング装置により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定<sup>※2</sup>が開始されたことを確認し、当直副長に報告する。

※1：通常時からS Aコントロールセンタは外部電源系にて受電され

暖気しており，全交流動力電源の喪失時は常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車により S A コントロールセンタを受電した後，暖気が自動的に開始される。

※2：格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）のドライウエル側，サプレッション・チェンバ側の雰囲気ガスのサンプリングは自動で切り替わる。

④中央制御室運転員 A は，格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を強化する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は，中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合，作業開始を判断してから格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の計測開始まで暖機時間を含め 45 分以内で可能である。なお，全交流動力電源喪失時には常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車により S A コントロールセンタを受電した後，暖機が自動的に開始され，最長 45 分で計測が可能である。

(添付資料 1.9.4-3(1))

b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウム-水反応，水の放射線分解等で原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度により監視する。

なお，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は通常時から常時監視している。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において，格納容器内雰囲気計装が使用可能な場合<sup>※2</sup>。

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

※2：設備に異常がなく，電源及び補機冷却水が確保されている場合。



(b) 操作手順

格納容器内雰囲気計装のうち格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり（格納容器水素濃度（A系）及び格納容器酸素濃度（A系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視手順も同様）。手順の対応フロー図を第 1.9-1 図に、概要図を第 1.9-14 図に、タイムチャートを第 1.9-15 図に示す。

なお、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、重大事故等時には代替交流電源設備からの給電により電源を確保し、原子炉補機冷却系又は原子炉補機代替冷却系により冷却水を確保した後、計測を開始する。

代替交流電源設備からの電源供給手順については、「1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電」手順及び「1.14.2.1(1) c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電」手順にて対応する。

原子炉補機代替冷却系による冷却水確保手順については、「1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱」手順にて対応する。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を強化する。また、全交流動力電源が喪失した場合は、代替交流電源設備から給電されていることを確認後、格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度を起動し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を強化する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応は、中央制御室運転員 1 名により監視を実施する。運転員による準備や起動操作はない。

なお、全交流動力電源が喪失した場合の電源復旧後の起動操作は、中央制御室運転員 1 名にて作業を実施した場合、作業を開始してから格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の計測開始まで 10 分以内で可能である。

(添付資料 1.9.4-3(2))

#### 1.9.2.2 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設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

#### 1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

原子炉補機代替冷却系による冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

格納容器フィルタベント系補機類の操作手順<sup>\*</sup>については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※：第1ベントフィルタスクラバ容器水位調整（水張り，水抜き）操作，可搬式窒素供給装置及び第1ベントフィルタ出口水素濃度操作，第1ベントフィルタスクラバ容器スクラビング水pH調整操作

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池，**所内常設直流電源設備（3系統目）として使用する115V系蓄電池（3系統目）**，可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器による可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ，可燃性ガス濃度制御系再結合器，電動弁及び監視計器への電源供給手順並びに可搬式窒素供給装置，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備若しくは可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

#### 1.9.2.4 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.9-16図に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合は，格納容器内雰囲気計装，格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の上昇が確認された場合において，原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下に維持可能で，原子炉格納容器内の水素濃度が規定値以下の場合は，可燃性ガス濃度制御系を起動し，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合させるこ

とで、原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度が可燃限界へ到達することを防止する。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度の抑制ができない場合、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスの反応による水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器へ注入する準備を行い、準備完了後、不活性ガス（窒素ガス）を原子炉格納容器へ注入する。原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出することで、水素爆発の発生を防止する。

なお、格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるW/Wを経由する経路を第一優先とする。W/Wベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、D/Wを経由して第1ベントフィルタスクラバ容器を通る経路を第二優先とする。

発電用原子炉起動時には、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスにより置換し、発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気の不活性化状態を維持することで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。

(添付資料 1.9.5)

第 1.9-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対処設備, 手順一覧(1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	原子炉格納容器内不活性化による 原子炉格納容器水素爆発防止	窒素ガス制御系 <sup>※1</sup>  可搬式窒素供給装置	— <sup>※1</sup>  — <sup>※4</sup>  重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
	-	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器フィルタベント系 <sup>※2</sup> 第1ベントフィルタ出口水素濃度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ) 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系システム構成」
	-	可搬式窒素供給装置による格納容器 フィルタベント系の不活性化	可搬式窒素供給装置 格納容器フィルタベント系	— <sup>※5</sup>  — <sup>※6</sup>

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。  
 ※2：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。  
 ※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ※4：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。  
 ※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。  
 ※6：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は、発電用原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

対応手段, 対処設備, 手順一覧(2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロフ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系 配管・弁 残留熱除去系 残留熱代替除去系	自主対策設備  事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「FCSによる格納容器水素・酸素濃度制御」
	-	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度 (SA) 格納容器酸素濃度 (SA) 格納容器水素濃度 (B系) 格納容器酸素濃度 (B系)	重大事故等対処設備  事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「MCAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」 「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」
	-		格納容器水素濃度 (A系) 格納容器酸素濃度 (A系)	
-	-	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※3</sup> 常設代替直流電源設備 <sup>※3</sup> 所内常設直流電源設備 (3系統目) <sup>※3</sup> 可搬型直流電源設備 <sup>※3</sup> 代替所内電気設備 <sup>※3</sup>	- <sup>※3</sup>

- ※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。  
 ※2：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。  
 ※3：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ※4：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。  
 ※5：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。  
 ※6：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は、発電用原子炉起動前に使用するものであり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

第 1.9-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 b. 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」	判断基準	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器への注水量 代替注水流量 (常設) 格納容器代替スプレイ流量 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
		水源の確保 低圧原子炉代替注水槽水位 輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2) サプレッション・プール水位 (SA)
	補機監視機能 A-残留熱除去ポンプ出口圧力 B-残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	

監視計器一覧(2/4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」  原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
最終ヒートシンクの確保		スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 スクラバ容器温度 第1ベントフィルタ出口水素濃度 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	

監視計器一覧(3 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止 c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御		
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「FCSによる格納容器水素・酸素濃度制御」	判断基準	原子炉格納容器内の水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の放射線量率 A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度 原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 サプレッション・プール水温度 (SA)
		最終ヒートシンクの確保 A-残留熱除去系熱交換器入口温度 B-残留熱除去系熱交換器入口温度 A-残留熱除去系熱交換器出口温度 B-残留熱除去系熱交換器出口温度 A-残留熱除去ポンプ出口流量 B-残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去ポンプ出口流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 A-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 B-残留熱除去系熱交換器冷却水流量 I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度
		電源 C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度 A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度 A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力 ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		原子炉格納容器内の温度 ドライウエル温度 (SA) サプレッション・チェンバ温度 (SA) サプレッション・プール水温度 (SA)
		補機監視機能 A, B-FCS系統入口流量 A, B-FCSブロウ入口流量 A, B-ブロウ入口圧力 A, B-FCS加熱器ガス温度 A, B-FCS加熱器出口温度 A, B-FCS加熱器壁温度 A, B-再結合器ガス温度 A, B-FCS再結合器壁温度

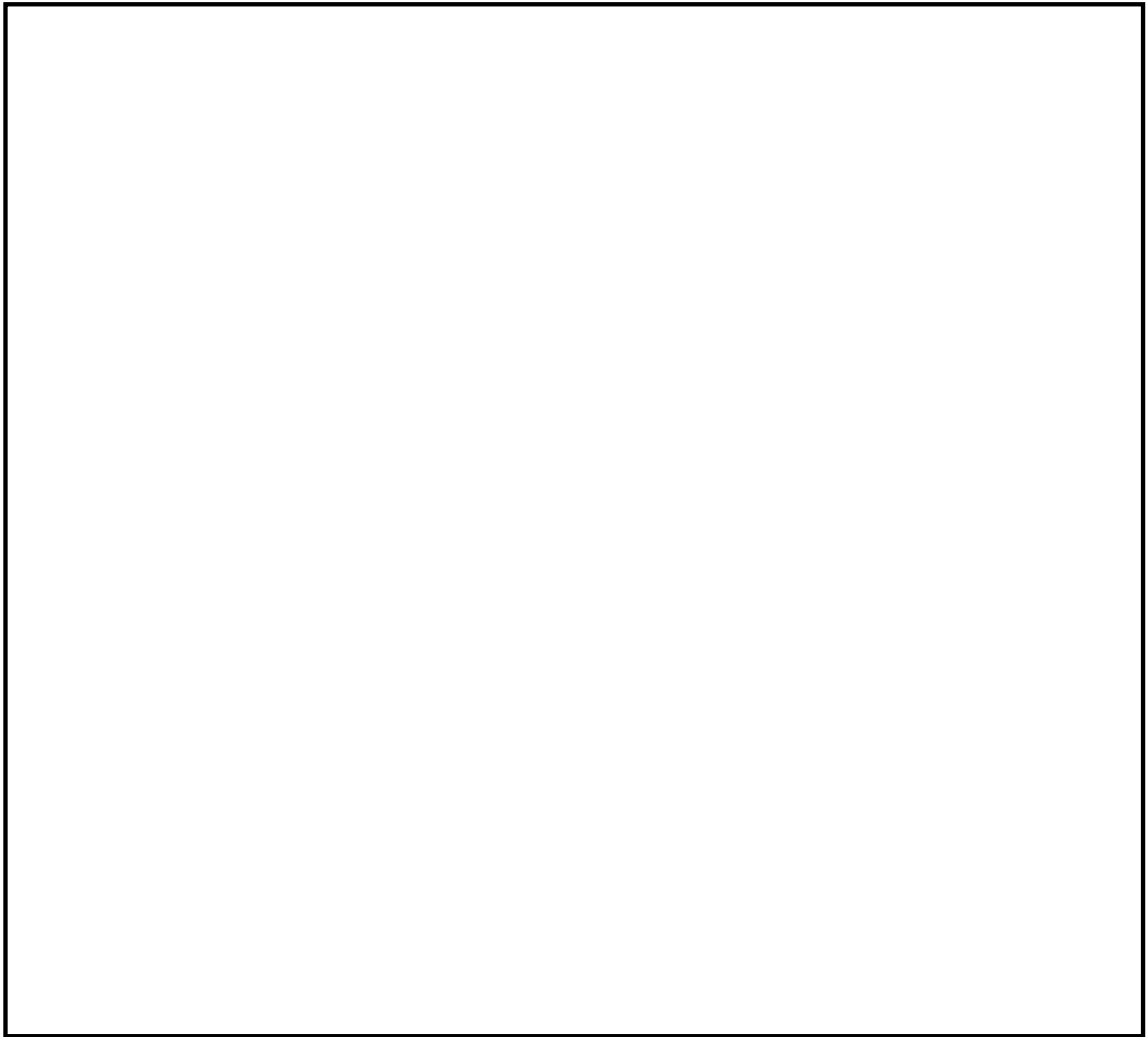


監視計器一覧(4 / 4)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 a. 格納容器水素濃度 (SA) 及び格納容器酸素濃度 (SA) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「MCAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (SA)
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3)原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「放出」  AM設備別操作要領書 「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の水素濃度	B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	A-格納容器水素濃度 B-格納容器水素濃度 格納容器水素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の酸素濃度	A-格納容器酸素濃度 B-格納容器酸素濃度 格納容器酸素濃度 (SA)
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力 (SA)
		最終ヒートシンクの確保	I-RCW熱交換器出口温度 II-RCW熱交換器出口温度

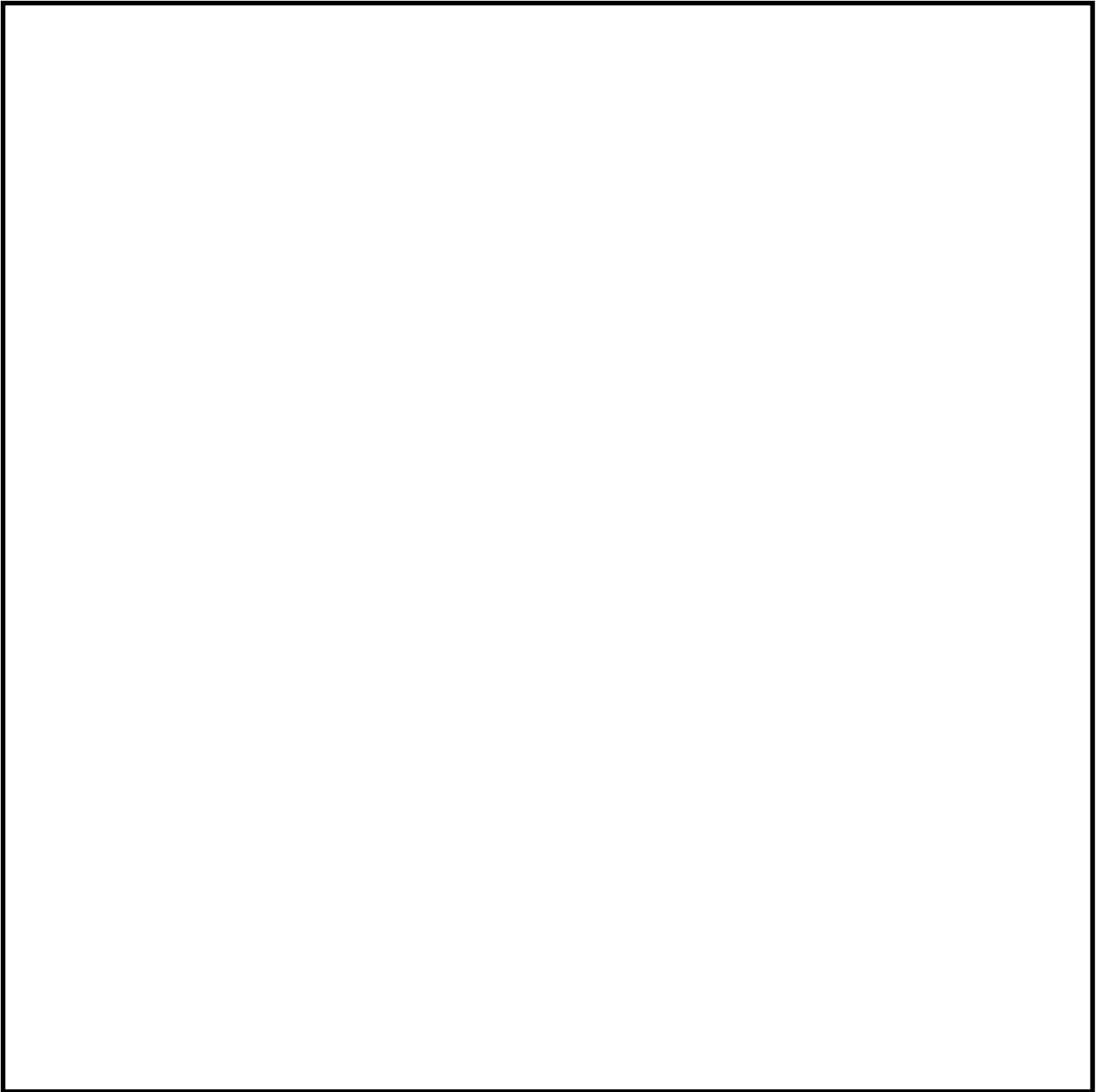
第 1.9-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.9】 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</p>	格納容器フィルタベント系	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  SA-C/C
	窒素ガス制御系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	非常用ガス処理系弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  C/C C系 C/C D系 SA-C/C
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  SA-C/C
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目） 可搬型直流電源設備  SA用115V系
	格納容器水素濃度（SA） 格納容器酸素濃度（SA）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  SA-C/C
	格納容器水素濃度（B系） 格納容器酸素濃度（B系）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計装C/C D系
	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  計装C/C C系 計装C/C D系



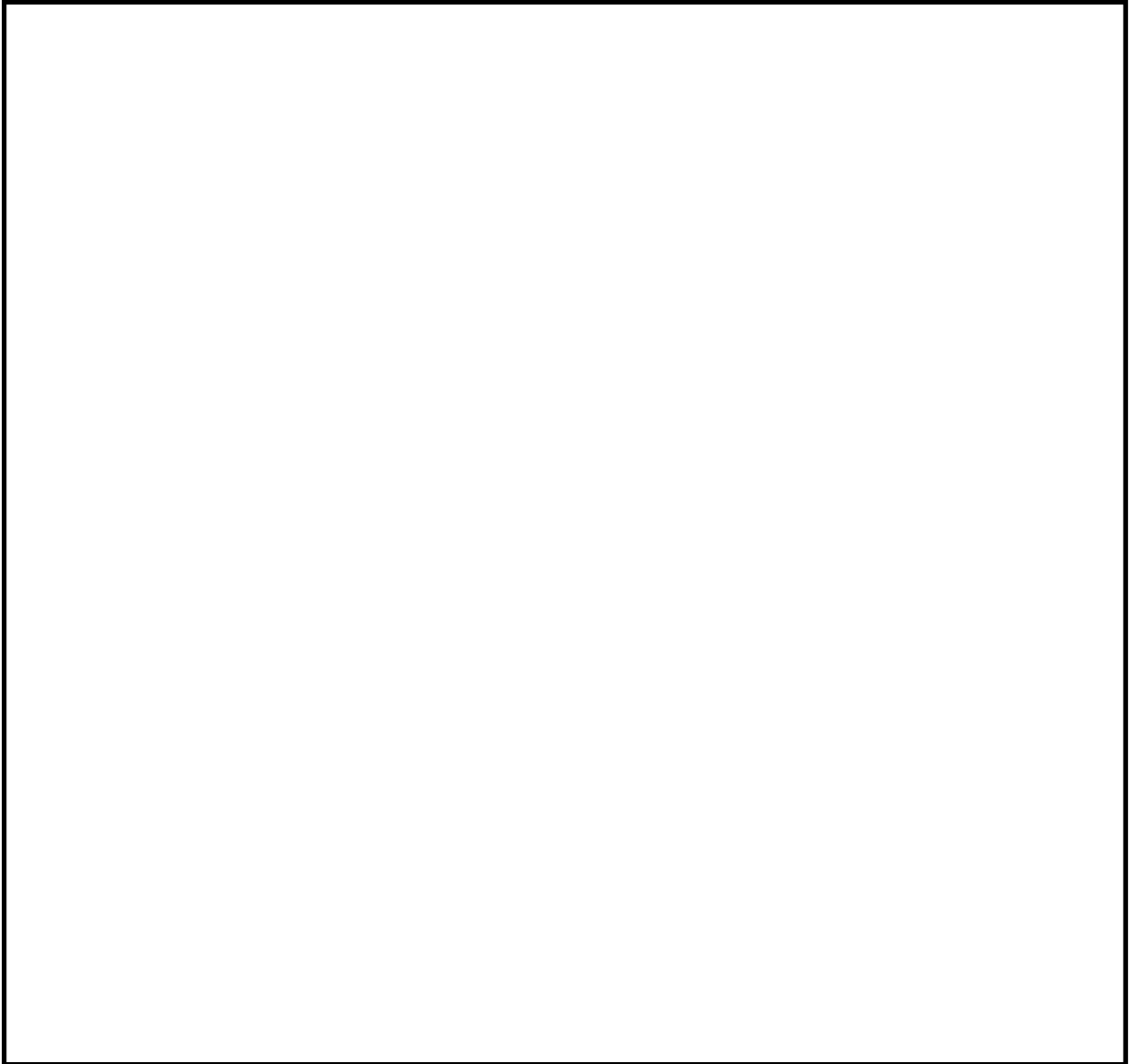
第 1.9-1 図 SOP 「放出」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.9-2 図 SOP 「除熱-1」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

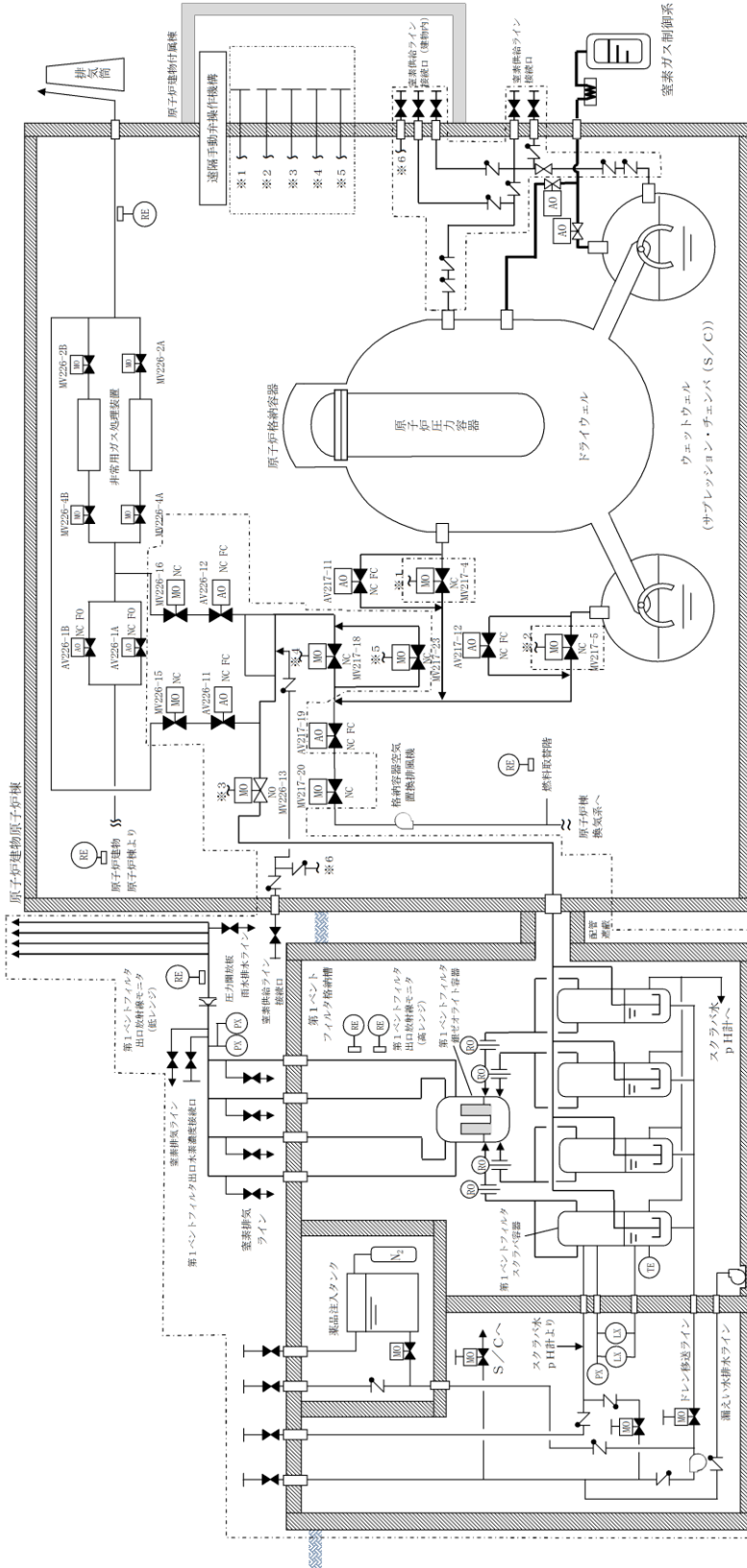


第 1.9-3 図 SOP 「除熱-2」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

凡例

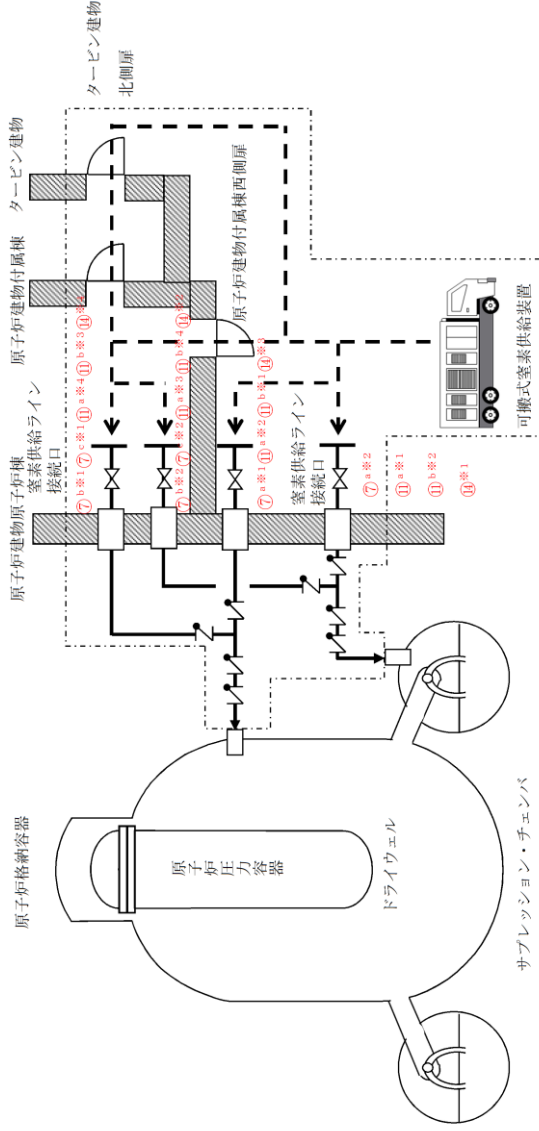
	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフイス



第 1.9-4 図 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化 概要図

凡例

	弁
	逆止弁
	使用する流路
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
⑦a※1 ⑩a※2 ⑩b※1 ⑭※3	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
⑦a※2 ⑩a※1 ⑩b※2 ⑭※1	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)
⑦b※1 ⑦c※1 ⑩a※4 ⑩b※3 ⑭※4	ANI 建物内代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
⑦b※2 ⑦c※2 ⑩a※3 ⑩b※4 ⑭※2	ANI 建物内代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。

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

第 1.9-5 図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)							備考					
		20	40	60	80	100	120	140		160	180	200	220	240
可搬式窒素供給装置による 原子炉格納容器への窒素ガス供給 (窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納 容器への窒素ガス供給の場合)	要員(数)  2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 2時間												
		緊急時対策所～第4 保管エリア移動												
		車両健全性確認 (可搬式窒素供給装置)												
		可搬式窒素供給装置の移動												
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、膨気運転 井筒操作												

第 1.9-6 図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート(1/3)  
(窒素供給ライン接続口を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合)



手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		
可搬式窒素供給装置による 原子炉格納容器への窒素ガス供給 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建 物付属棟西側扉) を使用した原子炉格納容器へ の窒素ガス供給の場合)	要員(数)  緊急時対策要員  2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 2時間													
		緊急時対策所～第4保管エリア移動													
		車両健全性確認 (可搬式窒素供給装置)													
		可搬式窒素供給装置の移動													
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転													
		弁開操作													

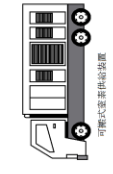
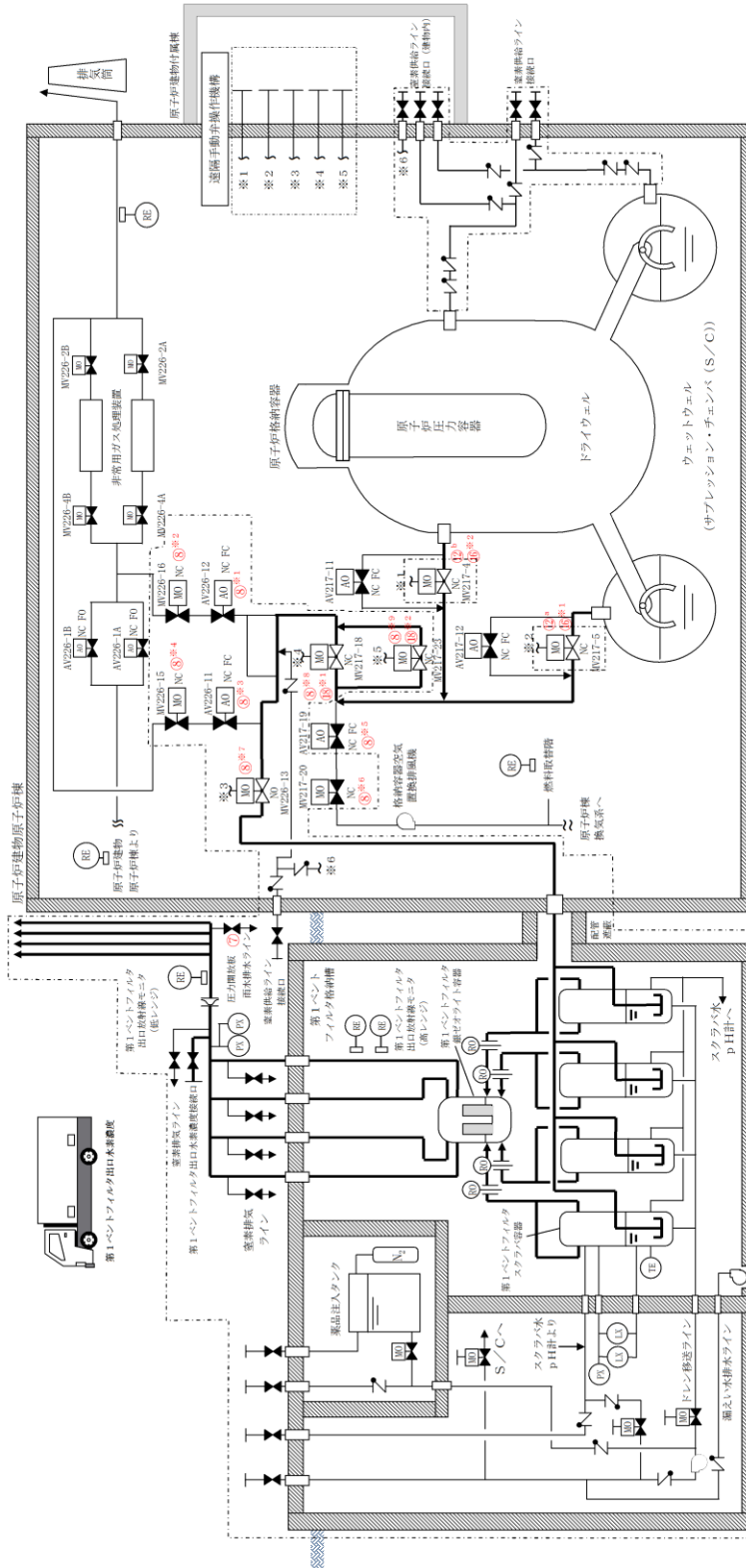
第 1.9-6 図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート(2/3)  
(窒素供給ライン接続口 (建物内) (原子炉建物付属棟西側扉) を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合)

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)							備考		
		60	120	180	240	300	360	420		480	
可搬式窒素供給装置による 原子炉格納容器への窒素ガス供給 (窒素供給ライン接続口 (タービン 建物北側扉) を使用した原子炉格納容器への窒 素ガス供給の場合 (故意による大型航空機の衝 突その他のテロリズムによる影響がある場 合) )	要員 (数)  緊急時対策要員  2	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 6時間40分									
		緊急時対策所へ第4保管エリア移動									
		車両健全性確認 (可搬式窒素供給装置)									
		可搬式窒素供給装置の移動									
		可搬式窒素供給装置のホース敷設・接続、暖気運転 弁開操作									

第 1.9-6 図 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 タイムチャート (3 / 3)  
 (窒素供給ライン接続口 (建物内) (タービン建物北側扉) を使用した原子炉格納容器への窒素ガス供給の場合 (故意による大  
 型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響がある場合))

凡例

	ポンプ
	電動作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
	温度検出要素
	圧力発信器
	液面発信器
	放射線検出要素
	流量制限オリフィス



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

第 1.9-7 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図(1/2)

操作手順	弁名称
⑦	FCVS排気ラインドレン排出弁
⑧ <sup>*1</sup>	SGT NGC連絡ライン隔離弁
⑧ <sup>*2</sup>	SGT NGC連絡ライン隔離弁後弁
⑧ <sup>*3</sup>	SGT耐圧強化ベントライン止め弁
⑧ <sup>*4</sup>	SGT耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑧ <sup>*5</sup>	NGC常用空調換気入口隔離弁
⑧ <sup>*6</sup>	NGC常用空調換気入口隔離弁後弁
⑧ <sup>*7</sup>	SGT FCVS第1ベントライン入口弁 (第3弁)
⑧ <sup>*8</sup> ⑩ <sup>*1</sup>	NGC非常用ガス処理入口隔離弁 (第2弁)
⑧ <sup>*9</sup> ⑩ <sup>*2</sup>	NGC非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 (第2弁バイパス弁)
⑫ <sup>a</sup> ⑬ <sup>*1</sup>	NGC N2トーラス出口隔離弁 (第1弁 (W/W))
⑫ <sup>b</sup> ⑬ <sup>*2</sup>	NGC N2ドライウエル出口隔離弁 (第1弁 (D/W))

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○<sup>a</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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

第1.9-7 図 格納容器フィルターベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 概要図(2/2)

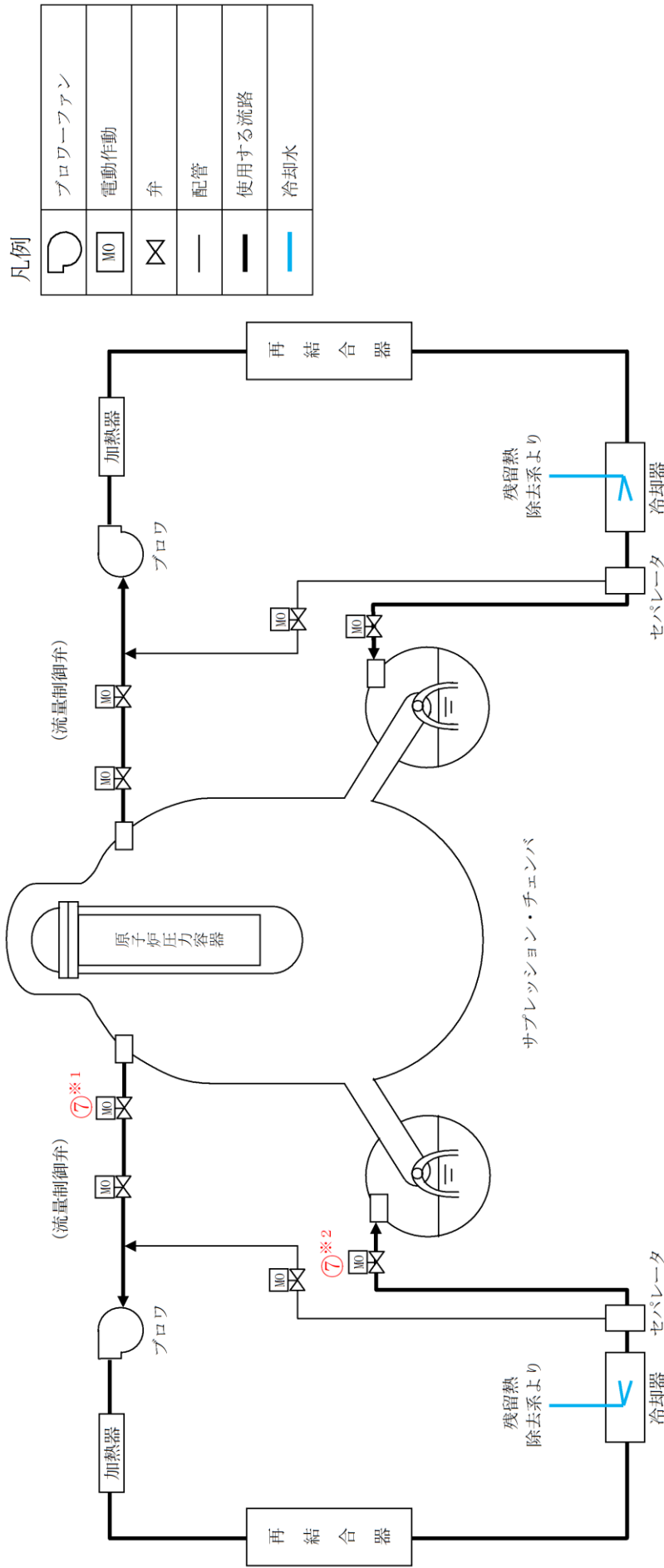
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 55分												
要員(数)													
1	電源確認 系統構成(第2弁全開操作) ベント実施操作(第1弁(W/W)全開操作)												※1
2	移動, SA電源切替監視操作(A系:第1弁) 移動, SA電源切替監視操作(B系:第2弁)												
2	緊急時対策所へ原子炉建物屋側移動 FCV S排気ラインドレン排出弁の開操作												

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	原子炉格納容器ベント開始 80分												
要員(数)													
1	C/C C系不要負荷切り離し 非常用コントロールセンター切替監視操作(A系) C/C D系不要負荷切り離し 非常用コントロールセンター切替監視操作(B系) 電源確認 系統構成(第2弁全開操作) ベント実施操作(第1弁(W/W)全開操作)												※1
2	移動, C/C C系不要負荷切り離し 移動, C/C D系不要負荷切り離し												
2	緊急時対策所へ原子炉建物屋側移動 FCV S排気ラインドレン排出弁の開操作												

※1: 第2弁の開操作ができない場合は, 第2弁バイパス弁を全開とする。

第1.9-8 図 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(W/W) タイムチャート





操作手順	弁名称
⑦※1	A-FCS入口隔離弁
⑦※2	A-FCS出口隔離弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

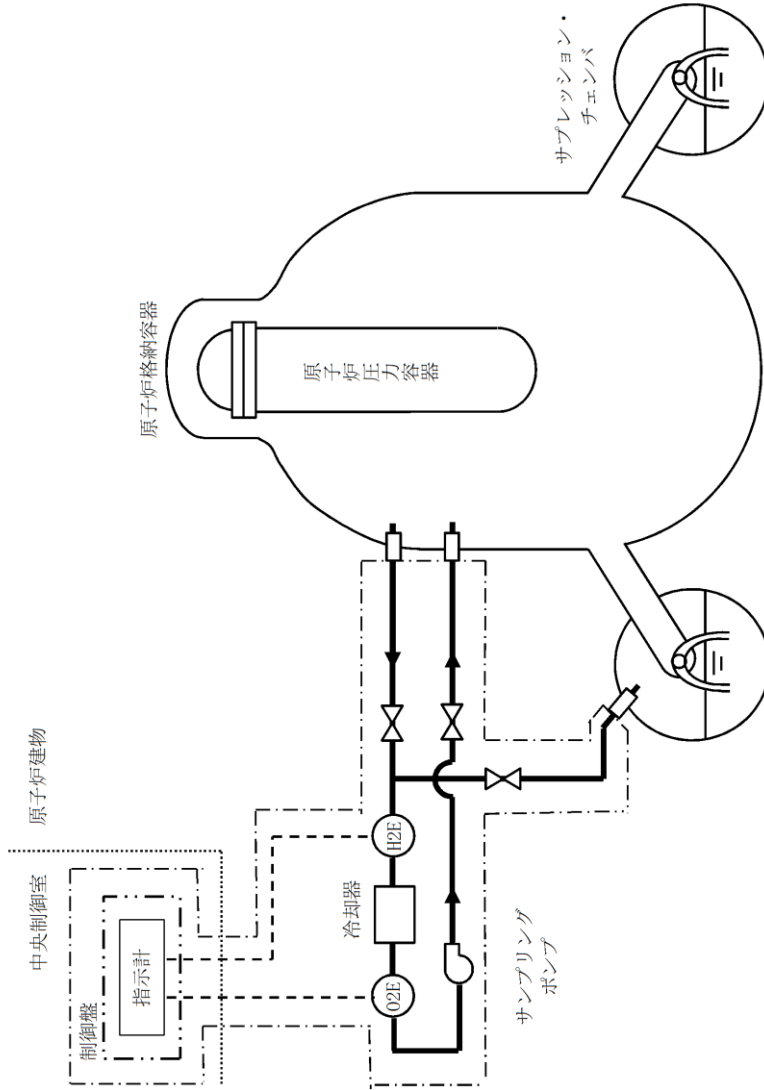
第 1.9-10 図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 概要図





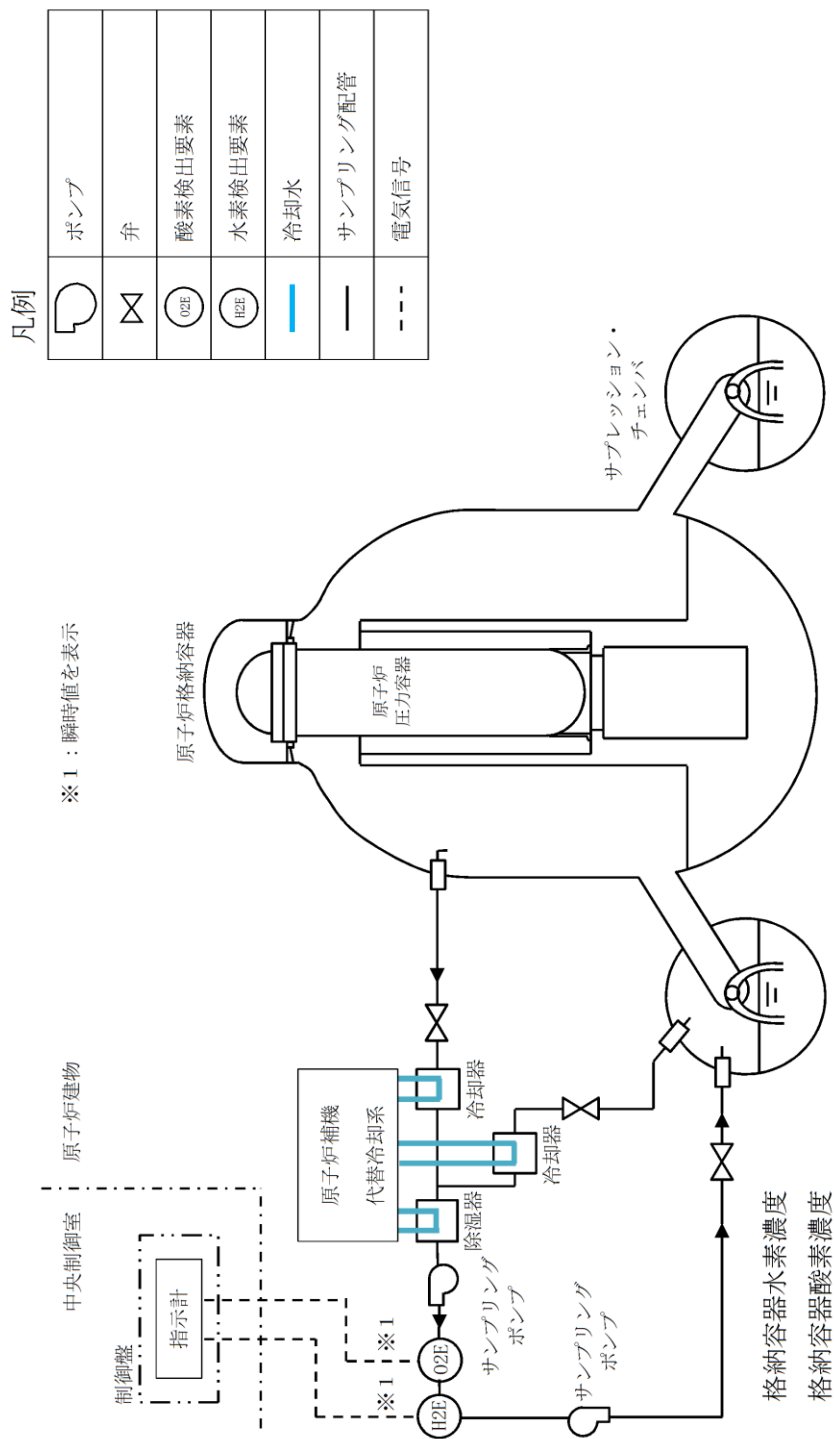
凡例

	ポンプ
	弁
	設計基準対象施設から追加した箇所
	酸素検出要素
	水素検出要素
	サンプリング配管
	電気信号



第 1.9-12 図 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) による  
原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図



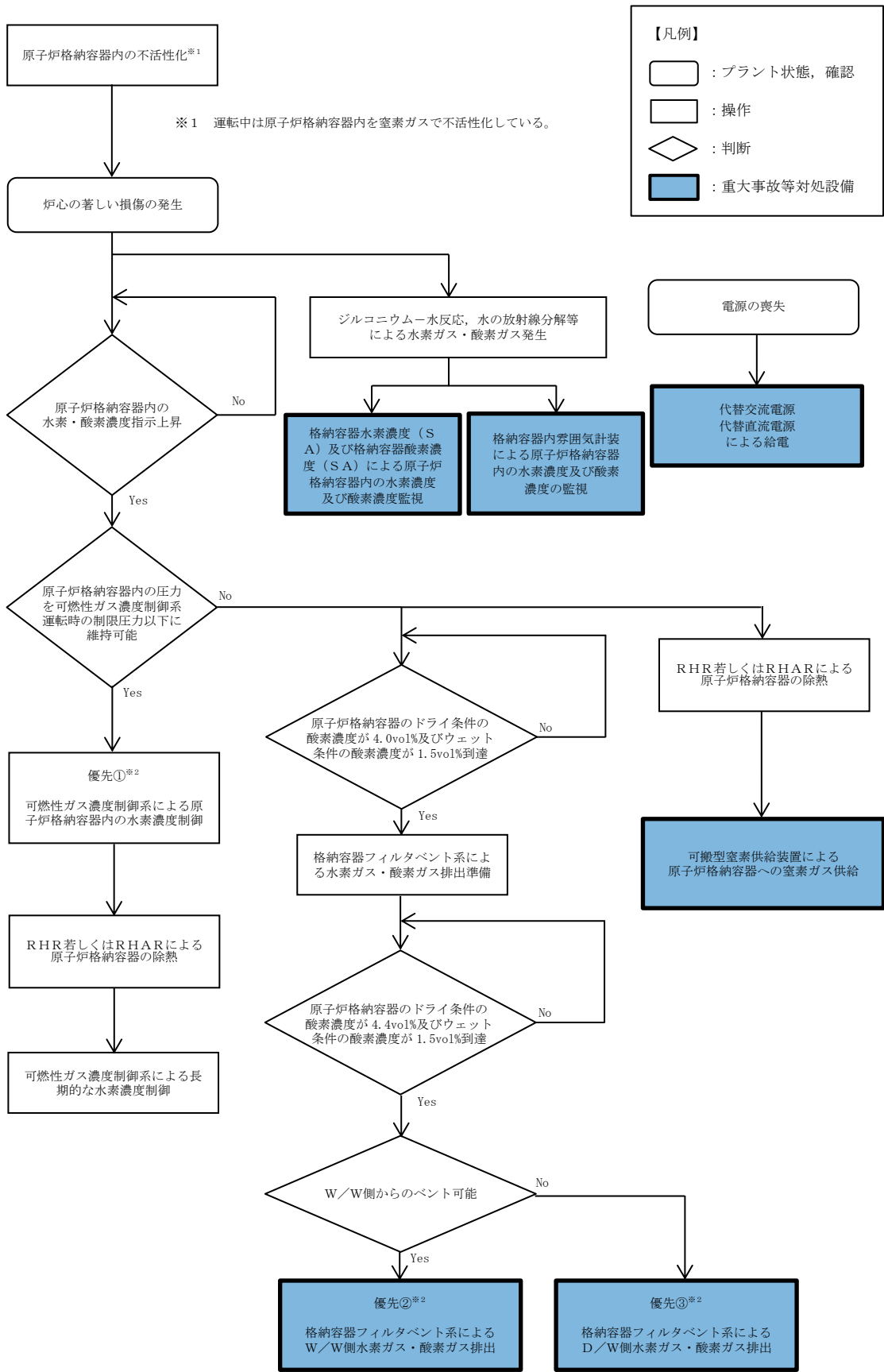


※2系列のうちB系を示す。

第1.9-14図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 概要図

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)										備考	
		10	20	30	40	50	60						
手順の項目	要員(数)	測定開始 10分 ▽											
格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	中央制御室運転員A	起動操作 ↑											
	1												

第 1.9-15 図 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視 タイムチャート



※2 優先順位は、①→②→③の順とする。

第 1.9-16 図 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 / 4)

技術的能力審査基準 (1.9)	番号	設置許可基準規則 (五十二条)	技術基準規則 (六十七条)	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止するために必要な手順等がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために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、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止するために必要な場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために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、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止するために必要な場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】</p> <p>1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」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52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」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67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」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) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>&lt;BWR&gt;</p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	<p>&lt;BWR&gt;</p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	⑥
<p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	—	<p>&lt;PWR のうち必要な原子炉&gt;</p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	<p>&lt;PWR のうち必要な原子炉&gt;</p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p>	—
<p>(3) BWR 及びPWR 共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	③	<p>&lt;BWR 及びPWR 共通&gt;</p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	<p>&lt;BWR 及びPWR 共通&gt;</p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p>	⑦
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水—ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	<p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p>	⑧
		<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑨

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。  
窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(2 / 4)

重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	窒素ガス制御系※1	既設 新設	① ② ⑤ ⑥	-	-	-	-	-	-
	可搬式窒素供給装置	新設			-	-	-	-	-
原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器フィルタベント系	新設	① ④ ⑤ ⑦	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロウ	常設	20分	1人	自主対策設備とする理由は本文参照
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	新設			可燃性ガス濃度制御系再結合装置				
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	新設			可燃性ガス濃度制御系配管・弁				
					残留熱除去系				
水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度(SA)	新設	① ⑤ ⑧	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器酸素濃度(A系)	常設	10分	1人	自主対策設備とする理由は本文参照
	格納容器水素濃度(B系)	既設			格納容器酸素濃度(A系)	常設			
	格納容器酸素濃度(SA)	新設							
	格納容器酸素濃度(B系)	既設							
代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ⑤ ⑨	-	-	-	-	-	-
	可搬型代替交流電源設備	新設			-	-	-	-	-
	常設代替直流電源設備	新設			-	-	-	-	-
	所内常設直流電源設備(3系統目)	新設			-	-	-	-	-
	可搬型直流電源設備	新設			-	-	-	-	-
	代替所内電気設備	既設 新設			-	-	-	-	-

※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。  
窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3 / 4)

技術的能力審査基準 (1.9)	適合方針
<p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために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>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器水素濃度（S A），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器水素爆発防止に必要な手順等を整備する。また、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素排出を実施するために必要な手順等を整備する。</p>
<p><b>【解釈】</b></p> <p>1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」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>(1) BWR</p> <p>a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内雰囲気を窒素ガス制御系により不活性化し、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として可搬式窒素供給装置により原子炉格納容器を不活性化し、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。</p>

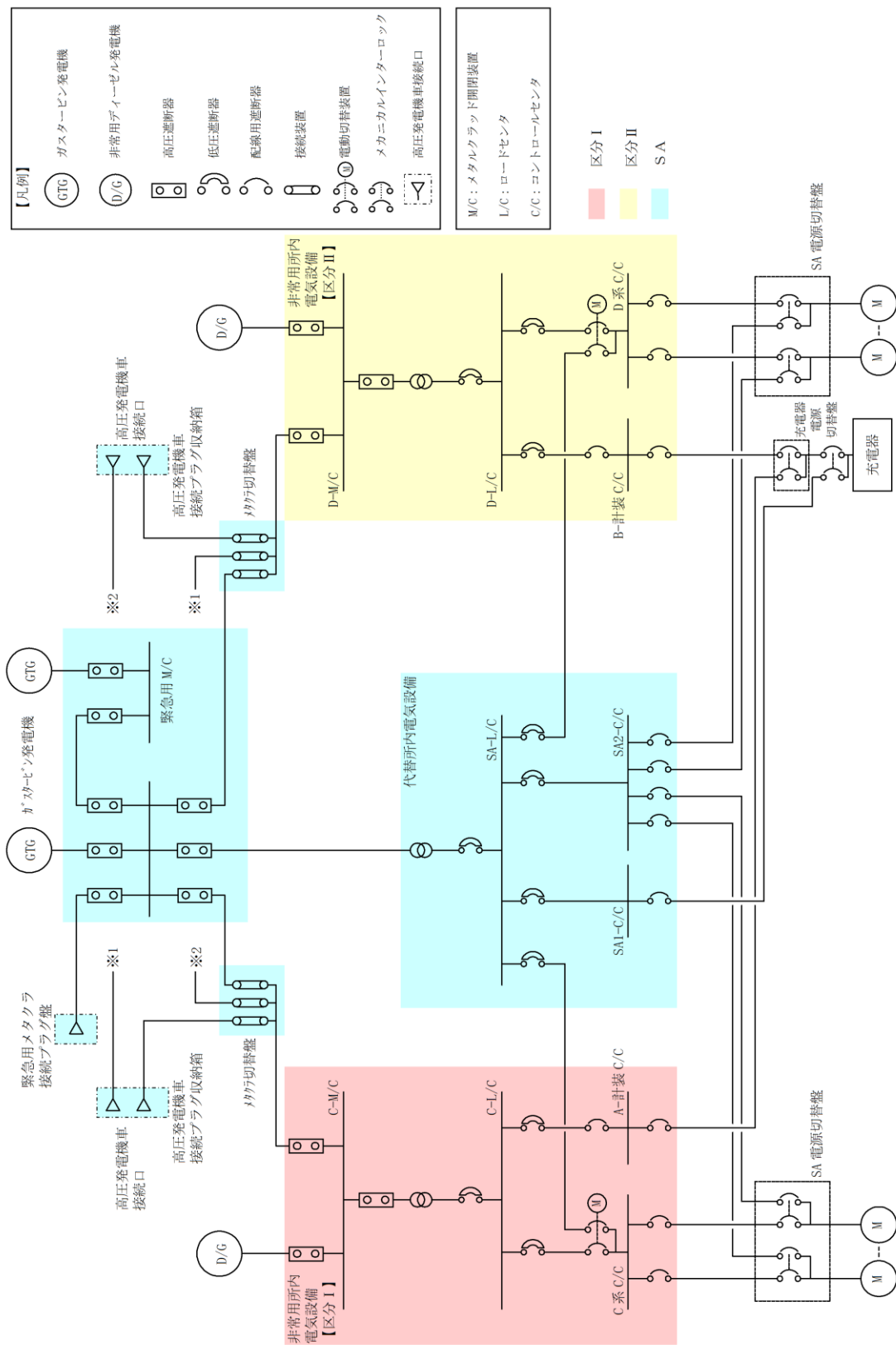
※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。



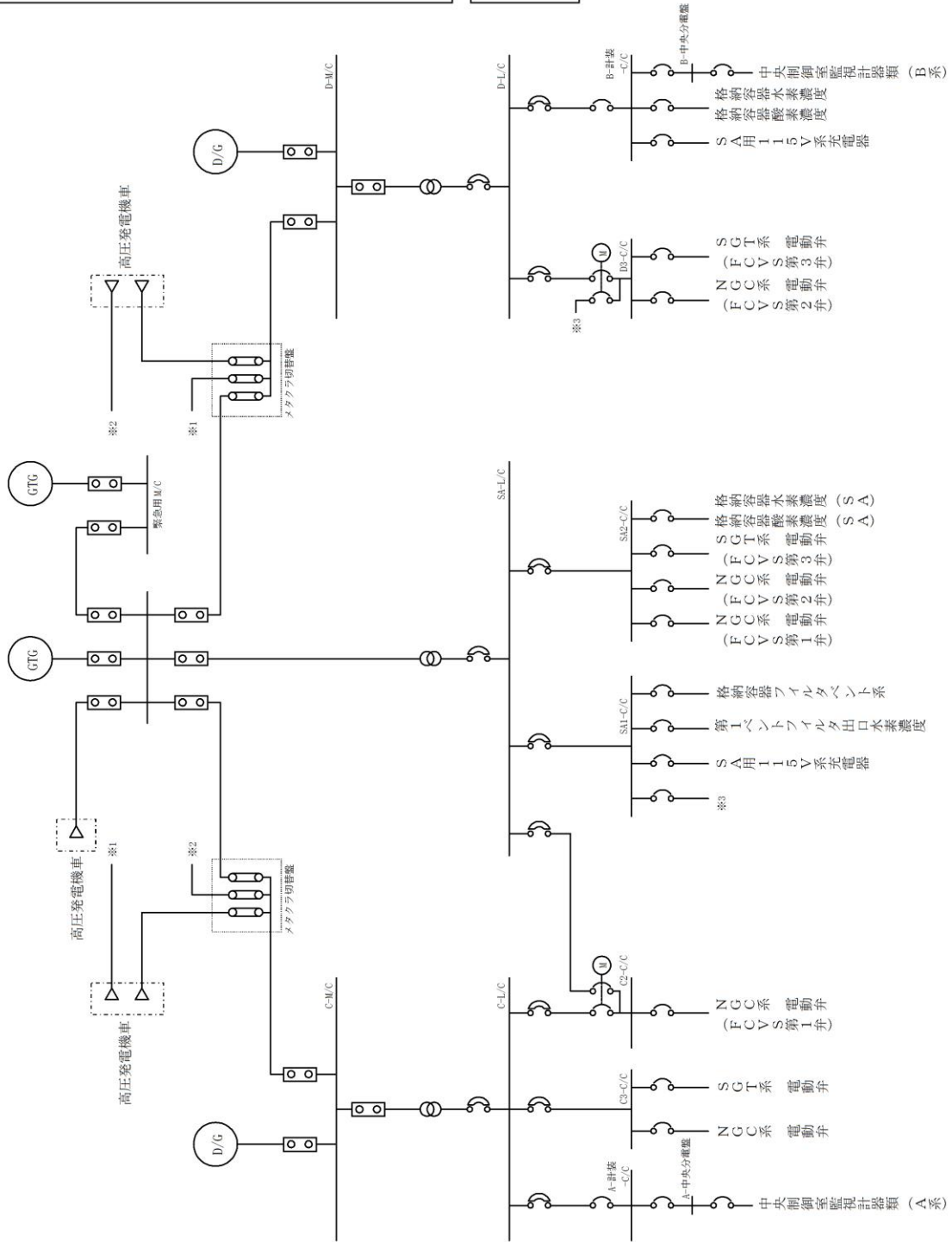
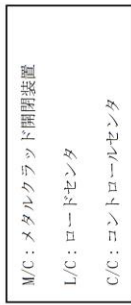
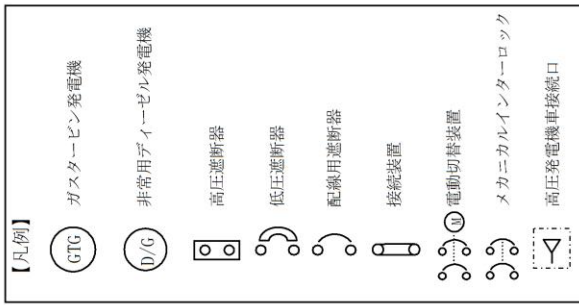
審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4 / 4)

技術的能力審査基準 (1.9)	適合方針
<p>(2) PWR のうち必要な原子炉</p> <p>a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>対象外</p>
<p>(3) BWR 及び PWR 共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合においても、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備（格納容器フィルタベント系，格納容器水素濃度（S A），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系））へ代替電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備）により給電する手順を整備する。</p> <p>なお，電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水—ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器水素濃度（S A），格納容器水素濃度（B系），格納容器酸素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（B系）により水素濃度及び酸素濃度の変動する可能性のある範囲を監視し、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素排出を実施するために必要な手順等を整備する。</p>

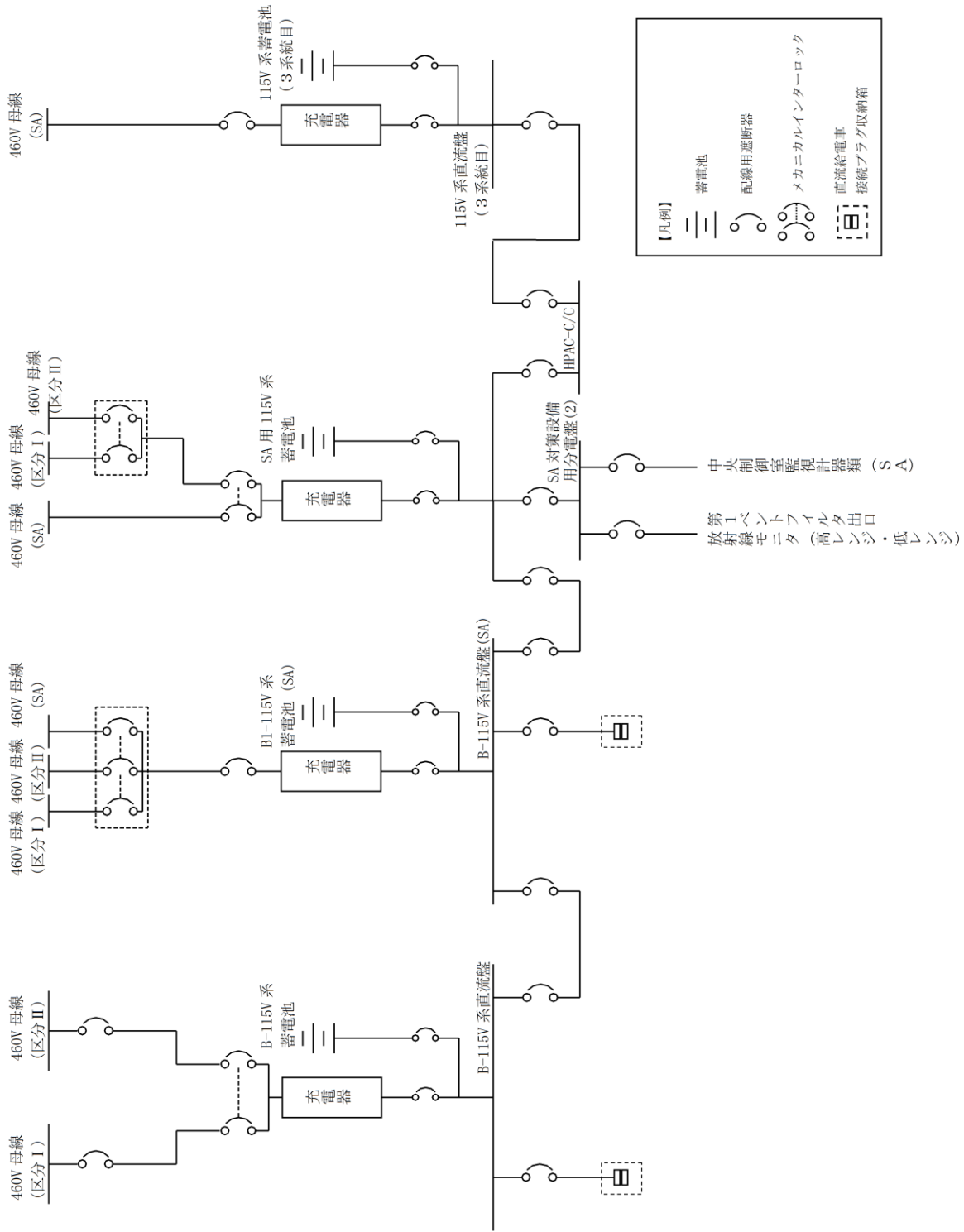
※1：発電用原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

## 手順のリンク先について

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ついて、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.9.2.1(2) b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出
  - ・格納容器フィルタベント系補機類の操作手順
  - <リンク先> 1.7.2.1(1) b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
2. 1.9.2.1(3) b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
  - ・代替交流電源設備からの電源供給手順
  - <リンク先> 1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
  - 1.14.2.1(1) c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
  - ・原子炉補機代替冷却系による冷却水確保手順
  - <リンク先> 1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱
3. 1.9.2.2 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設備の電源を代替電源設備から給電する手順
  - ・代替電源設備により給電する手順
  - <リンク先> 1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
  - 1.14.2.1(1) c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
  - 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
  - 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
  - 1.14.2.2(1) b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電
  - 1.14.2.2(1) c. 可搬型直流電源設備による給電
4. 1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順
  - ・原子炉補機代替冷却系による冷却水確保手順
  - <リンク先> 1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱
  - 1.5.2.2(1) b. 大型送水ポンプ車による除熱
  - ・格納容器フィルタベント系補機類の操作手順

<リンク先> 1.7.2.1(1) b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

- ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池，所内常設直流電源設備（3系統目）として使用する115V系蓄電池（3系統目），可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，SA用115V系充電器による可燃性ガス濃度制御系再結合器ブロー，可燃性ガス濃度制御系再結合器，電動弁及び監視計器への電源供給手段並びに可搬式窒素供給装置，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車への燃料給油手順

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

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

1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電

1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

1.14.2.2(1) b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電

1.14.2.2(1) c. 可搬型直流電源設備による給電

1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給

1.14.2.5(2) タンクローリから各機器等への給油

1.14.2.6(1) 非常用交流電源設備による給電

- ・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

## 1.10 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

### <目次>

#### 1.10.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

##### a. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手段及び設備

##### (a) 水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止

##### (b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制

##### (c) 水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止

##### (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. 手順等

#### 1.10.2 重大事故等時の手順

##### 1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順

##### (1) 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

##### 1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手順

##### (1) 原子炉建物内の水素濃度監視

##### (2) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出

##### a. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放

##### b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放

##### 1.10.2.3 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

##### 1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

##### 1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

#### 添付資料 1.10.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

#### 添付資料 1.10.2 自主対策設備仕様

#### 添付資料 1.10.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

#### 添付資料 1.10.4 重大事故対策の成立性

##### 1. 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）

##### 2. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出

##### (1) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放操作

(2) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放操作

添付資料 1.10.5 解釈一覧

1. 操作手順の解釈一覧
2. 操作の成立性の解釈一覧
3. 弁番号及び弁名称一覧

添付資料 1.10.6 手順のリンク先について

下線は、今回の提出資料を示す。



## 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

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

- 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。
  - b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素ガスが原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対処設備を整備する。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。

### 1.10.1 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

また、原子炉格納容器外への水素ガスの漏えいを抑制するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>\*1</sup>を選定する。

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

選定した重大事故等対処設備により、「技術的能力審査基準」（以下「審査基準」という。）だけでなく、「設置許可基準規則」第五十三条及び「技術基準規則」第六十八条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第 1.10-1 表に整理する。

##### a. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手段及び設備

###### (a) 水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止

###### i 静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした場合に、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、水素爆発を防止するため、静的触媒式水素処理装置により漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させる手段がある。

なお、静的触媒式水素処理装置は触媒反応により受動的に起動する設備であり、運転員による起動操作は必要としない。

静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・静的触媒式水素処理装置
- ・静的触媒式水素処理装置入口温度
- ・静的触媒式水素処理装置出口温度
- ・原子炉建物原子炉棟

ii 原子炉建物内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度を測定し、監視する手段がある。

原子炉建物原子炉棟内の水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建物水素濃度

上記設備は原子炉建物原子炉棟に7個（そのうち、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）に2個）設置している。

iii 代替電源による必要な設備への給電

上記「i 静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制」及び「ii 原子炉建物内の水素濃度監視」で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源による必要な設備への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
- ・常設代替直流電源設備
- ・所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・可搬型直流電源設備
- ・代替所内電気設備

また、上記常設代替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

(b) 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却してドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより、ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制し、原子炉建物等の水素爆発を防止する手段がある。

i 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車により原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、ドライウェル主フランジからの水素ガスの漏えいを抑制する。

原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西1）

- ・輪谷貯水槽（西 2）
- ・ホース・接続口
- ・原子炉ウエル代替注水系 配管・弁
- ・燃料プール冷却系 配管・弁
- ・原子炉ウエル
- ・燃料補給設備

また、原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水は、輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2）の淡水だけでなく、海水も利用できる。

(c) 水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止

i 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素ガスの排出

原子炉建物原子炉棟内に水素ガスが漏えいし、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放し、原子炉建物原子炉棟 4 階（燃料取替階）天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建物原子炉棟内における水素ガスの滞留を防止する手段がある。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素ガスの排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル
- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置
- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置
- ・大型送水ポンプ車
- ・ホース
- ・放水砲
- ・燃料補給設備

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止で使用する設備のうち、静的触媒式水素処理装置、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度、原子炉建物原子炉棟、原子炉建物水素濃度、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備、**所内常設直流電源設備（3 系統目）**、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.10.1）

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であ

るため、自主対策設備として位置付ける。併せて、その理由を示す。

- ・原子炉ウェル代替注水系

原子炉格納容器からの水素ガス漏えいを防止する効果に不確かさはあるが、原子炉格納容器頂部を冷却してドライウェル主フランジのシール材の熱劣化を緩和することにより原子炉建物への水素漏えいを抑制できることから有効である。

- ・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルによる水素を排出するための設備（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置）

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する操作であり放射性物質を低減する機能はないが、仮に原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合において、水素ガスを排出することで原子炉建物原子炉棟内における水素ガスの滞留を防止する手段として有効である。

(添付資料 1.10.2)

b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員の対応として事故時操作要領書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）及び原子力災害対策手順書に定める（第 1.10-1 表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第 1.10-2 表、第 1.10-3 表）。

(添付資料 1.10.3)

## 1.10.2 重大事故等時の手順

### 1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順

#### (1) 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水（淡水／海水）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発を防止するため、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として原子炉ウエル代替注水系により原子炉ウエルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟への水素ガス漏えいを抑制する。

#### a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、原子炉格納容器内の温度が171℃を超えるおそれがある場合で、原子炉ウエル代替注水系が使用可能な場合。<sup>※2</sup>

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

※2：設備に異常がなく、燃料及び水源（輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

#### b. 操作手順

原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-1図及び第1.10-2図に、概要図を第1.10-3図に、タイムチャートを第1.10-4図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの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、緊急時対策本部に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水準備のため、大量送水車の配置、ホース接続及び起動操作を依頼する。
- ③緊急時対策本部は、緊急時対策要員に原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水の準備を指示する。
- ④中央制御室運転員Aは、原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑤緊急時対策要員は、大量送水車の配置、ホース接続及び起動操作を行い、大量送水車による送水準備完了を緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、原子炉格納容器内の温度が171℃に到達したことを確認し、当直副長に報告する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策要員に原子炉ウエ

ル代替注水系による原子炉ウエルへの注水開始を指示する。

- ⑧<sup>a</sup> 原子炉ウエル代替注水系接続口（南）を使用した原子炉ウエルへの注水の場合

緊急時対策要員は、ARWF A-注水ライン流量調整弁を開操作して送水流量を必要流量に調整し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑧<sup>b</sup> 原子炉ウエル代替注水系接続口（西）を使用した原子炉ウエルへの注水の場合

緊急時対策要員は、ARWF B-注水ライン流量調整弁を開操作して送水流量を必要流量に調整し、送水開始について当直長に報告する。また、当直長は緊急時対策本部に報告する。

- ⑨ 中央制御室運転員Aは、原子炉ウエルに注水が開始されたことを原子炉ウエル水位により確認し、当直副長に報告する。

- ⑩ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策要員にドライウエル主フランジが冠水するために必要な注水量の注水及び注水後の停止操作を依頼する。

- ⑪<sup>a</sup> 原子炉ウエル代替注水系接続口（南）を使用した原子炉ウエルへの注水の場合

緊急時対策要員は、ドライウエル主フランジが冠水するために必要な注水量の注水及びARWF A-注水ライン流量調整弁を閉操作し注水を停止したことを当直長に報告する。また、当直長は、緊急時対策本部に報告する。

- ⑪<sup>b</sup> 原子炉ウエル代替注水系接続口（西）を使用した原子炉ウエルへの注水の場合

緊急時対策要員は、ドライウエル主フランジが冠水するために必要な注水量の注水及びARWF B-注水ライン流量調整弁を閉操作し注水を停止したことを当直長に報告する。また、当直長は、緊急時対策本部に報告する。

### c. 操作の成立性

輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて、原子炉ウエル代替注水系接続口（南）又は原子炉ウエル代替注水系接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水開始まで2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。大量送水車からのホース接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に操作可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

なお、一度ドライウェル主フランジが冠水するまで注水した後は、蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水し、ドライウェル主フランジが冠水する水位を維持することにより、ドライウェル主フランジのシール部温度をシールの健全性を保つことができる温度以下に抑えることが可能である。

(添付資料 1.10.4-1)

#### 1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための対応手順

##### (1) 原子炉建物内の水素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいする可能性があることから、原子炉建物水素濃度にて原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）壁面及び天井付近の水素濃度、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）以外のエリアの水素濃度（以下「原子炉建物内の水素濃度」という。）及び非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度を監視する。また、静的触媒式水素処理装置の動作状況を確認するため、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度を監視する。

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

##### a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>\*1</sup>

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

##### b. 操作手順

原子炉建物内の水素濃度監視手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-5図に、概要図を第1.10-6図に、タイムチャートを第1.10-7図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断に基づき、中央制御室運転員に原子炉建物水素濃度による原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度による静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視を指示する。また、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度が1.8vol%に到達した場合は、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止するよう指示する。



- ②中央制御室運転員Aは、原子炉建物水素濃度による原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度による静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視を強化する。なお、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視を強化する。
- ③中央制御室運転員Aは、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が1.8vol%に到達したことを確認した場合は、非常用ガス処理系を停止する。

c. 操作の成立性

原子炉建物内の水素濃度の監視及び静的触媒式水素処理装置の動作状況の監視は、中央制御室運転員1名にて対応を実施する。

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

(2) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出

炉心の著しい損傷が発生した場合、原子炉建物内の水素濃度が可燃限界に達する前に、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を開放することにより、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）天井部に滞留した水素ガスを大気へ排出し、原子炉建物原子炉棟の水素爆発を防止する。

また、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合は、放水砲を用いた原子炉建物への放水を実施する。なお、放水砲を用いた原子炉建物への放水については、「1.12.2.1(1)a.大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」にて整備する。

a. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放

(a) 手順着手の判断基準

原子炉建物内の水素濃度の上昇により格納容器ベントを実施したにもかかわらず、原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合。

(b) 操作手順

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放操作の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.10-5図に、概要図を第1.10-8図に、タイムチャートを第1.10-9図に示す。

①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を經由して、原子

炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放の実施を緊急時対策本部に依頼する。また、中央制御室運転員に原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）天井付近の水素濃度を継続的に監視するよう指示する。

- ②中央制御室運転員Aは、原子炉建物内の水素濃度の監視に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③緊急時対策本部は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放の準備開始を緊急時対策要員に指示する。
- ④緊急時対策要員は、工具を準備し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放の準備完了を緊急時対策本部に報告する。
- ⑤緊急時対策本部は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放の実施を緊急時対策要員に指示する。
- ⑥緊急時対策要員は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置を操作し原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放を実施し、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑦中央制御室運転員Aは、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放により原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）の原子炉建物水素濃度指示値が低下したことを確認し、当直副長に報告する。

#### (c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員3名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放まで1時間30分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、通信連絡設備を整備する。反力受けブラケット及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放用ワイヤーロープのレバーブロックへの取り付け、レバーブロックの操作は容易に実施可能である。

また、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。なお、放射性物質の放出が予想されることから、防護具を装備して作業を行う。

(添付資料 1.10.4-2)

#### b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放

##### (a) 手順着手の判断基準

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の遠隔操作により原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開口部が閉止されている場合において、原子炉建物水素濃度指示値が2.5vol%に到達後、格納容器フィルタベント系による水素排出を実施したにもかかわらず、原子炉建物内

の水素濃度が低下しない場合。

(b) 操作手順

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放操作の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.10-5 図に、概要図を第 1.10-8 図に、タイムチャートを第 1.10-10 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、当直長を経由して、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出の実施を緊急時対策本部に依頼する。また、中央制御室運転員に原子炉建物 4 階（燃料取替階）天井付近の水素濃度を継続的に監視するよう指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、原子炉建物内の水素濃度の監視に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ③緊急時対策本部は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放を緊急時対策要員に指示する。
- ④緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟にて原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を操作し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放を実施し、緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑤中央制御室運転員 A は、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放により原子炉建物 4 階（燃料取替階）の原子炉建物水素濃度指示値が低下したことを確認し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 1 箇所を開放するまで 2 時間以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、通信連絡設備を整備する。

また、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。なお、放射性物質の放出が予想されることから、防護具を装備して作業を行う。

(添付資料 1.10.4-2)

### 1.10.2.3 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

### 1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順

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

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池、**所内常設直流電源設備（3系統目）として使用する115V系蓄電池（3系統目）**、可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車、可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びSA用115V系充電器による原子炉建物水素濃度、静的触媒式水素処理装置入口温度、静的触媒式水素処理装置出口温度及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機、可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車、大量送水車及び大型送水ポンプ車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の減圧及び除熱については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

放水砲を用いた原子炉建物への放水については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

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

### 1.10.2.5 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり、対応手段の選択フローチャートを第1.10-11図に示す。

#### (1) 原子炉ウェル注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制するため、原子炉格納容器内の温度の上昇が継続している場合で、原子炉ウェル代替注水系が使用可能であれば原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水を実施する。

(2) 原子炉建物内の水素濃度監視及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル

原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）の水素濃度を原子炉建物水素濃度により監視し、静的触媒式水素処理装置の動作状況を静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度により監視する。

静的触媒式水素処理装置の動作により、原子炉建物内の水素濃度の上昇は抑制されるが、仮に原子炉建物原子炉棟内に漏えいした水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理しきれない場合は、非常用ガス処理系吸込配管付近の水素濃度指示値が1.8vol%到達後非常用ガス処理系を停止するとともに、水素ガスの発生源を断つため、格納容器ベント操作を実施する。

それでもなお原子炉建物内の水素濃度が低下しない場合は、原子炉建物の水素爆発を防止するため、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルにより水素ガスの排出を実施する。

第 1.10-1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（1 / 2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備	手順書
水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止	—	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置 <sup>※1</sup> 静的触媒式水素処理装置入口温度 <sup>※1</sup> 静的触媒式水素処理装置出口温度 <sup>※1</sup> 原子炉建物原子炉棟	— <sup>※1</sup>
		原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	重大事故等対処設備 事故時操作要領書（シビアアクシデント）「水素」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 常設代替直流電源設備 <sup>※2</sup> 所内常設直流電源設備（3系統目） <sup>※2</sup> 可搬型直流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup>	— <sup>※2</sup>

※1：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

※4：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2 / 2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	—	原子炉ウエルへの注水（淡水／海水） 原子炉ウエル代替注水系による	大量送水車 輪谷貯水槽（西1） <sup>※3</sup> 輪谷貯水槽（西2） <sup>※3</sup> ホース・接続口 原子炉ウエル代替注水系 配管・弁 燃料プール冷却系 配管・弁 原子炉ウエル 燃料補給設備 <sup>※2</sup>	自主対策設備  事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水-1」 「注水-4」  AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉ウエル注水」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 大型送水ポンプ車 <sup>※4</sup> ホース <sup>※4</sup> 放水砲 <sup>※4</sup> 燃料補給設備 <sup>※2</sup>	自主対策設備  事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「水素」  原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための島根2号機原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順」 「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作手順」

※1：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。  
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ※3：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。  
 ※4：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第 1.10-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1 / 2)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.10.2.1 原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制のための対応手順 (1) 原子炉ウエル注水			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「注水-1」 「注水-4」  AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉ウエル注水」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウエル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)
		水源の確認	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)
		原子炉ウエルへの注水量	原子炉ウエル水位
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力
		水源の確認	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

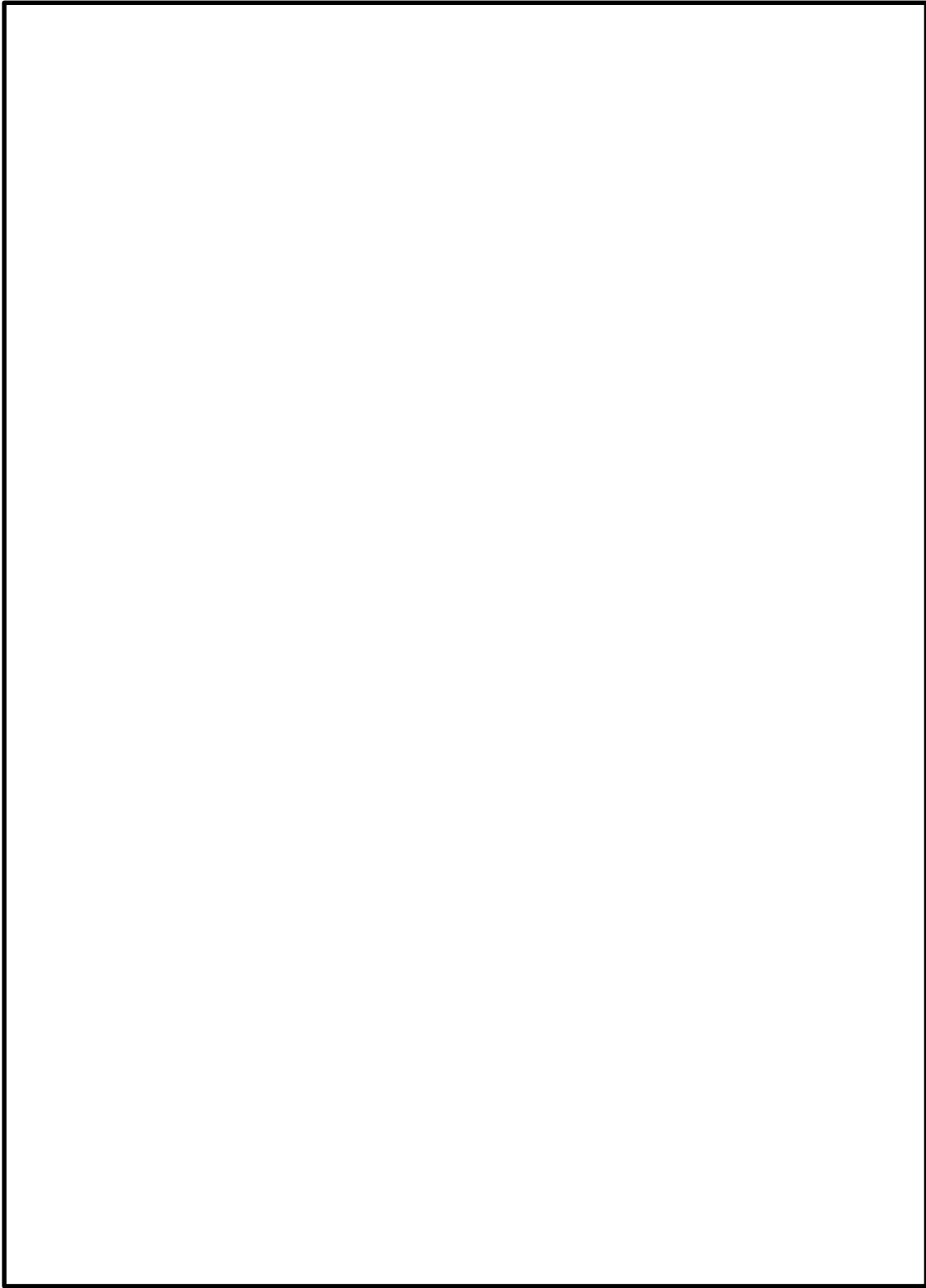


## 監視計器一覧 (2 / 2)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順 (1) 原子炉建物内の水素濃度監視			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	A-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (ドライウェル) A-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ) B-格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッション・チェンバ)
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)
		原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		電源	緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
	操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		補機監視機能	A-非常用ガス処理系系統流量 B-非常用ガス処理系系統流量
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順 (2) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出 a. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」  原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための島根2号機原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順」	判断基準	静的触媒式水素処理装置の動作状況監視	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階
	操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階
1.10.2.2 水素爆発による原子炉建物等の損傷防止のための対応手順 (2) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出 b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放			
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「水素」  原子力災害対策手順書 「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作手順」	判断基準	静的触媒式水素処理装置の動作状況監視	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度
		原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階
	操作	原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度 ・原子炉建物原子炉棟4階 ・原子炉建物原子炉棟2階 ・原子炉建物原子炉棟1階 ・原子炉建物原子炉棟地下1階

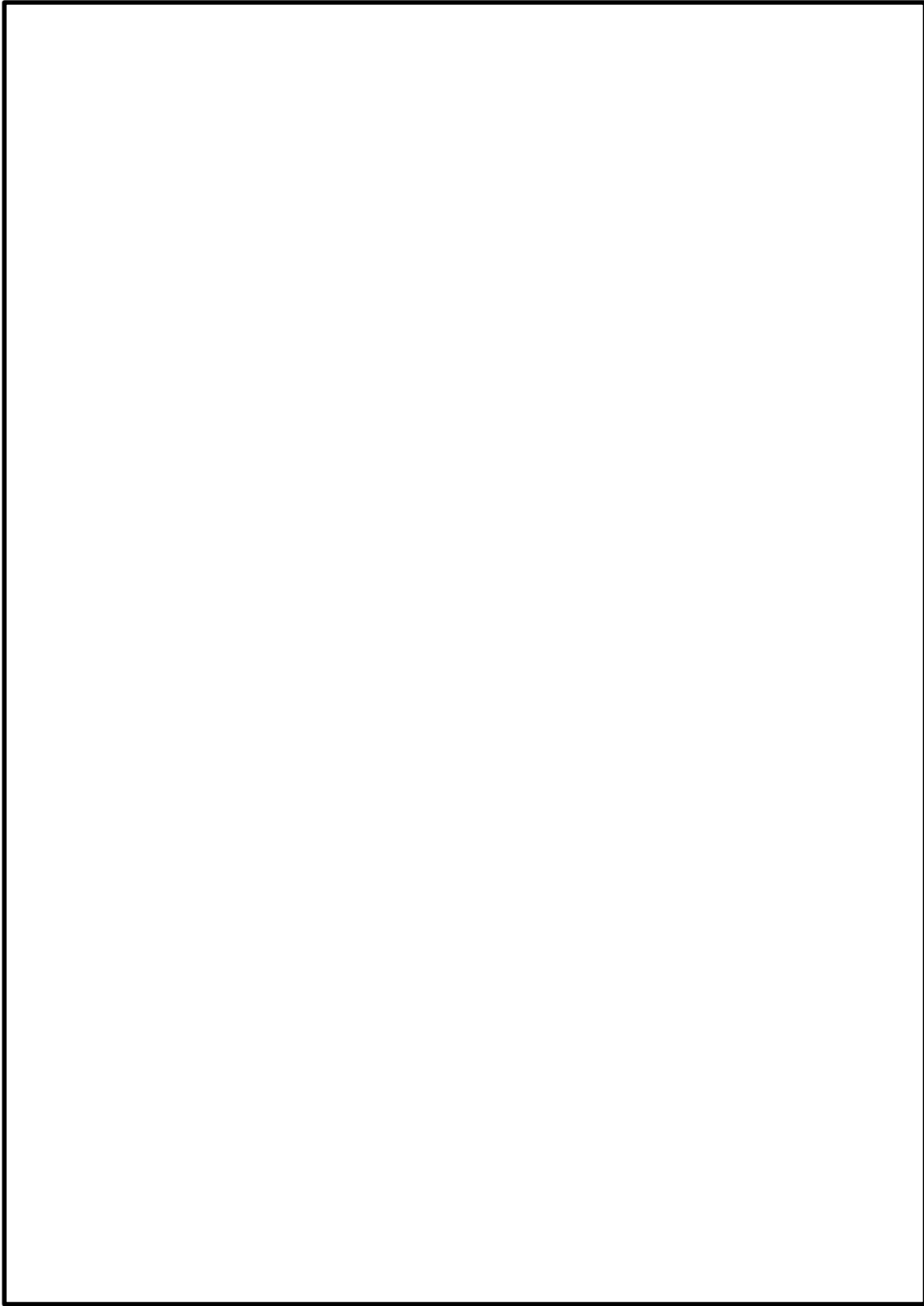
第 1.10-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.10】 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</p>	<p>静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目） 可搬型直流電源設備  SA用115V系</p>
	<p>原子炉建物水素濃度</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  C/C D系 SA-C/C</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備  計装C/C C系 計装C/C D系</p>



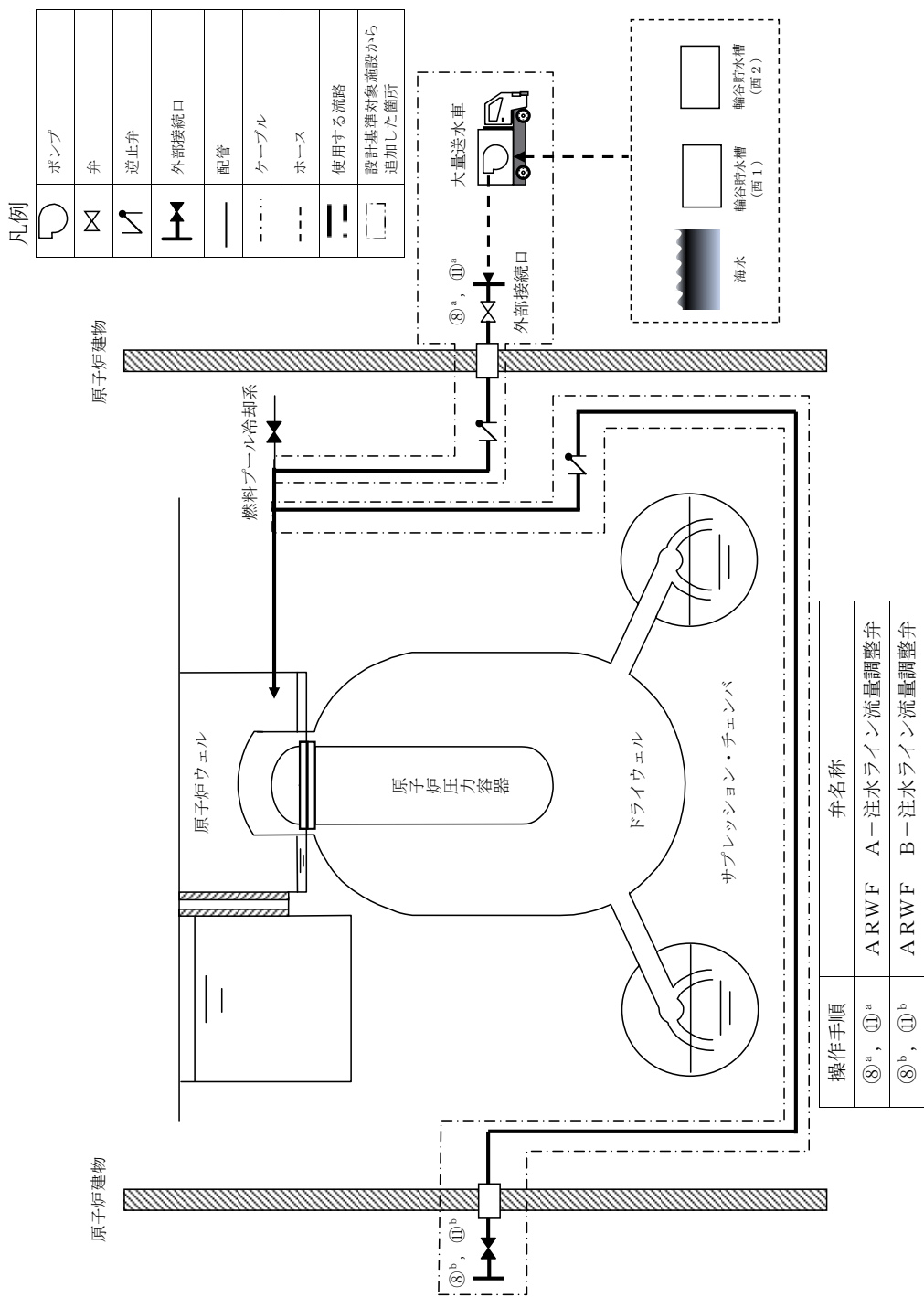
第1.10-1図 SOP 注水-1 「損傷炉心への注水」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1.10-2 図 SOP 注水-4 「長期R P V破損後の注水」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



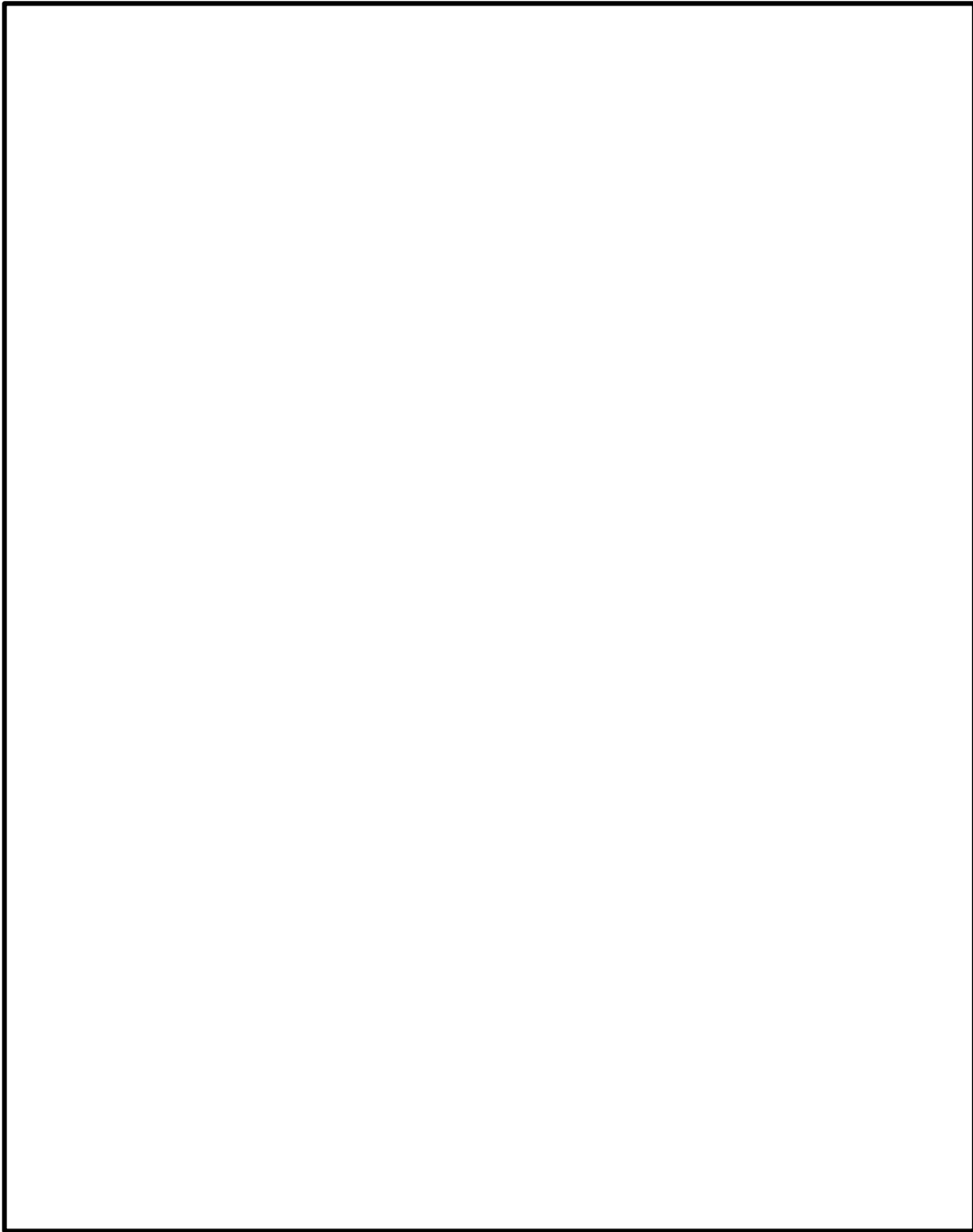
第 1.10-3 図 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 (淡水/海水) 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間(分)															備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150		
原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水	要員(敬)	原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 2時間10分																
		中央制御室運転員A	電源確認															
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第4保管エリア移動※1 車両健全性確認(ホース風車車)																
	緊急時対策要員	緊急時対策所～第3保管エリア移動※2 車両健全性確認(大量送水車,ホース風車車)																

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、速やかに実施可能である。

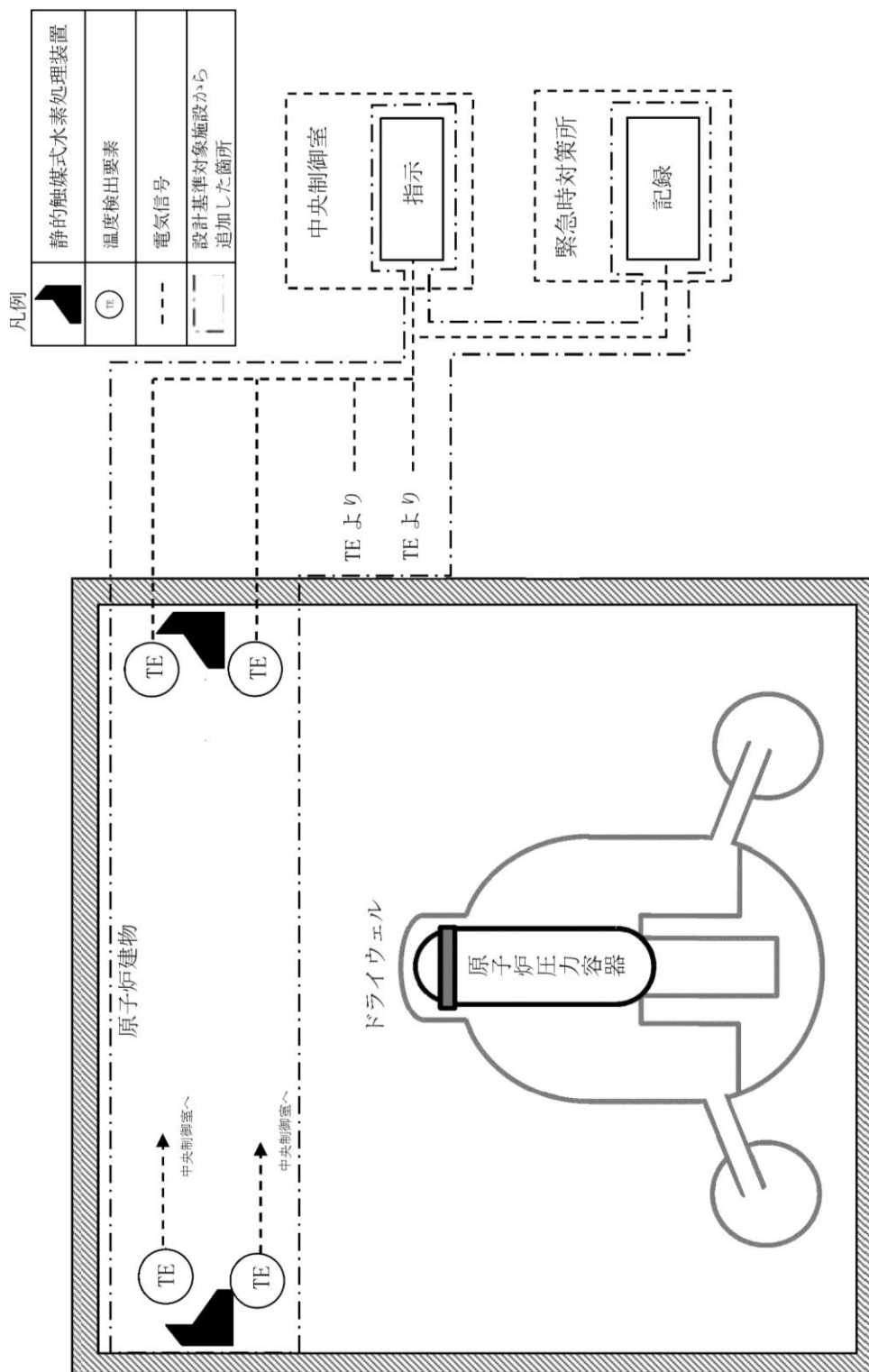
※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は、25分以内で実施可能である。

第 1.10-4 図 原子炉ウエル代替注水系による原子炉ウエルへの注水 (淡水/海水) タイムチャート



第 1.10-5 図 SOP 水素「R/B水素爆発防止」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

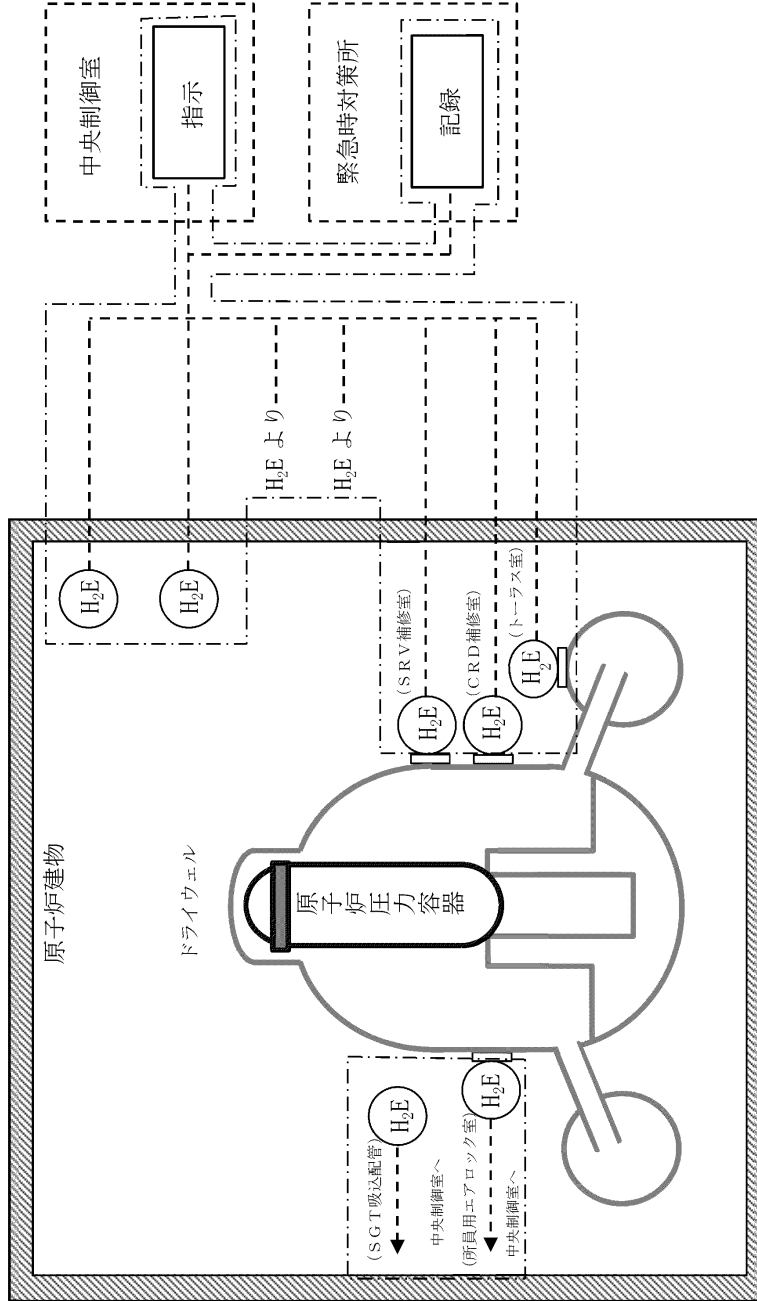


第 1.10-6 図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概要図  
 (静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制) (1 / 2)



凡例

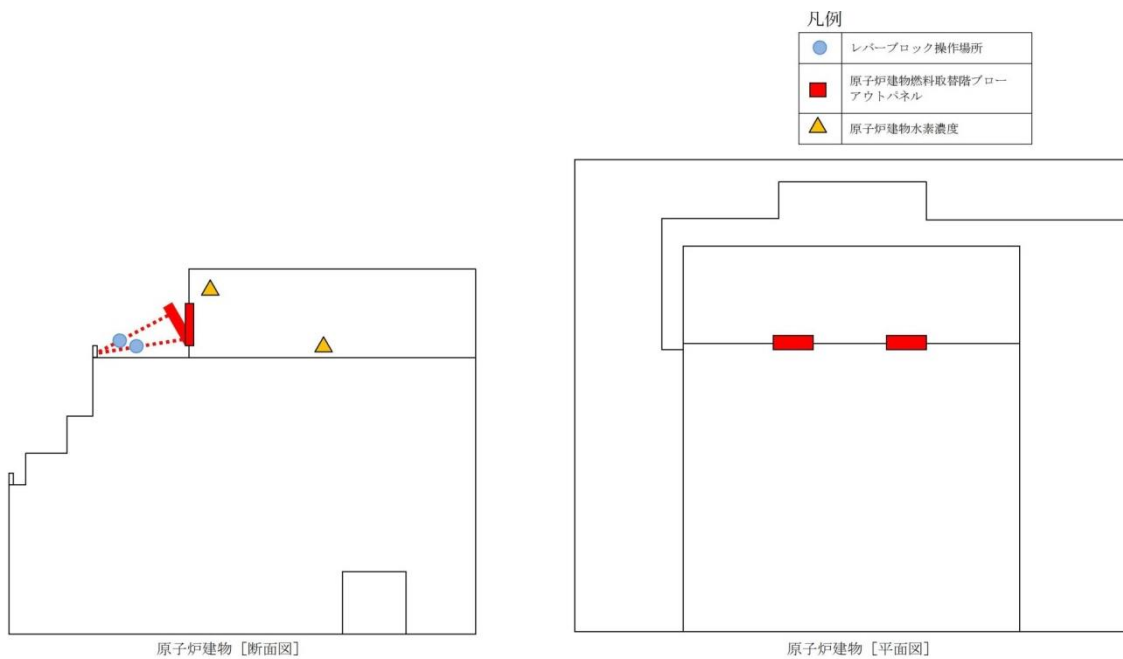
$H_2E$	水素検出要素
- - -	電気信号
[ ]	設計基準対象施設から追加した箇所



第 1.10-6 図 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備系統概要図  
(静的触媒式水素処理装置による水素濃度の上昇抑制) (2/2)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考		
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110		120	
手順の項目	要員(数)	原子炉建物水素濃度指示値1.8vol%確認 非常用ガス処理系の停止 5分 ▽													
原子炉建物内の水素濃度監視	中央制御室運転員A	停止操作 													
	1														

第 1.10-7 図 原子炉建物内の水素濃度監視 タイムチャート



【原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置】



【原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置】

第 1.10-8 図 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放 概要図

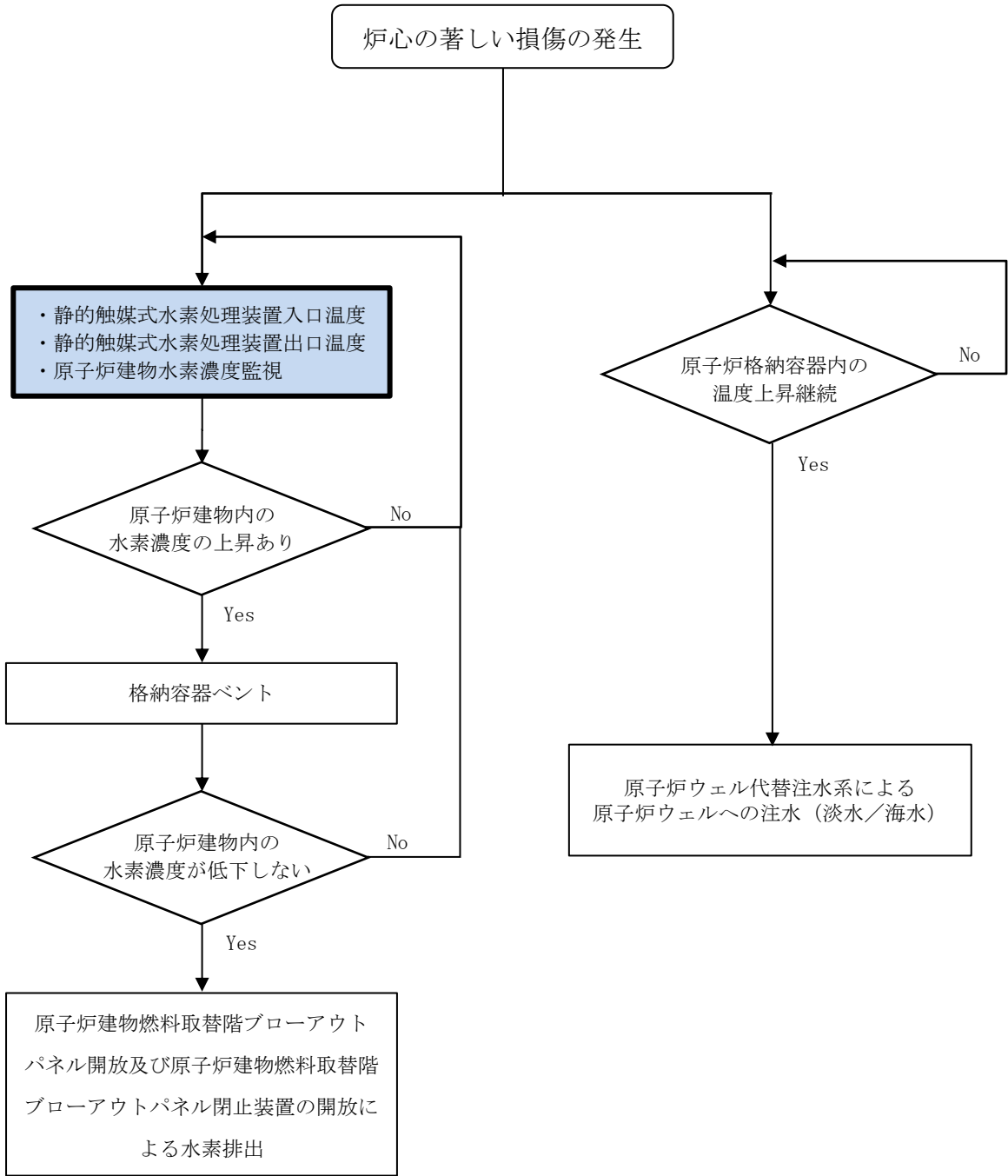
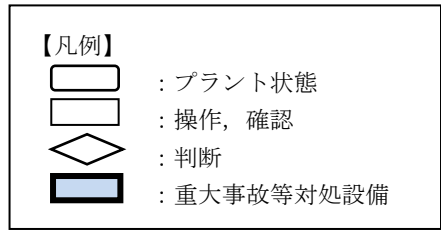
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考	
	10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	要員(数)													
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放	中央制御室運転員△	1												
	緊急時対策要員	3												

第 1.10-9 図 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置による  
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放 タイムチャート

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)														備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放	要員(数)	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放 2時間														
		中央御室運転員A	水素濃度監視													
	緊急時対策要員	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放														
	移動															

第 1.10-10 図 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放 タイムチャート



第 1.10-11 図 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（1.10）	番号	設置許可基準規則（五十三条）	技術基準規則（六十八条）	番号
<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	④
<p><b>【解釈】</b>                      1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p><b>【解釈】</b>                      1 第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p><b>【解釈】</b>                      1 第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p>	<p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。）を設置すること。</p>	⑤
<p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑥ ⑦

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2 / 3）

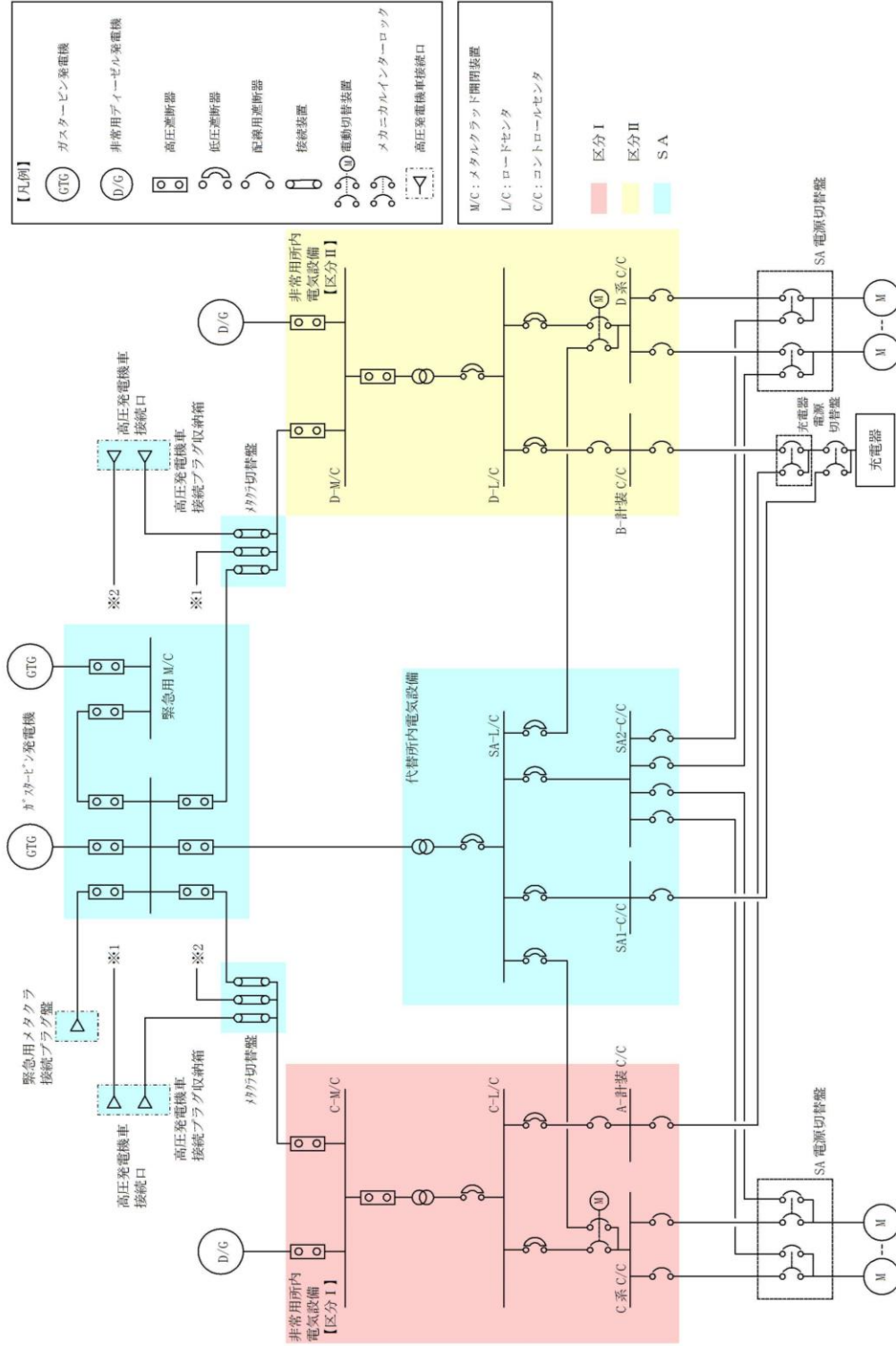
: 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置	新設	① ② ④ ⑤	原子炉建物燃料取替階 ーアウトパネル開放	原子炉建物燃料取替階 ーアウトパネル	常設	1 時間 30 分	4 人	自主 策す 理は 本文 参照
	静的触媒式水素処理装置 入口温度	新設			原子炉建物燃料取替階 ーアウトパネル強制開放装 置	常設			
	静的触媒式水素処理装置 出口温度	新設			大型送水ポンプ車	可搬			
	—	—			ホース	可搬			
	—	—			放水砲	可搬			
	—	—			燃料補給設備	常設 可搬			
	—	—		原子炉建物燃料取替階 ーアウトパネル閉止装 置の開放	原子炉建物燃料取替階 ーアウトパネル閉止装置	常設	2 時間	3 人	
	—	—			大型送水ポンプ車	可搬			
	—	—			ホース	可搬			
	—	—			放水砲	可搬			
—	—	—	燃料補給設備	常設 可搬					
原子炉建物 内水素濃 度監視	原子炉建物水素濃度	新設	① ④ ⑥	—	—	—	—	—	—
	—	—		—	—	—	—	—	—
代替電源による必要 な設備への給電	常設代替交流電源設備	新設	① ③ ④ ⑦	—	—	—	—	—	—
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	所内常設直流電源設備 (3系統目)	新設							
	可搬型直流電源設備	新設							
	代替所内電気設備	既設 新設							
—	—	—	—	原子炉ウエル代替注水系に (淡水/海水)	大量送水車	可搬	2 時間 10 分	13 人	自主 策す 理は 本文 参照
					ホース・接続口	常設 可搬			
					原子炉ウエル代替 注水系配管・弁	常設			
					燃料プール冷却系 配管・弁	常設			
					輪谷貯水槽 (西1)	常設			
					輪谷貯水槽 (西2)	常設			
					原子炉ウエル	常設			
燃料補給設備	常設 可搬								

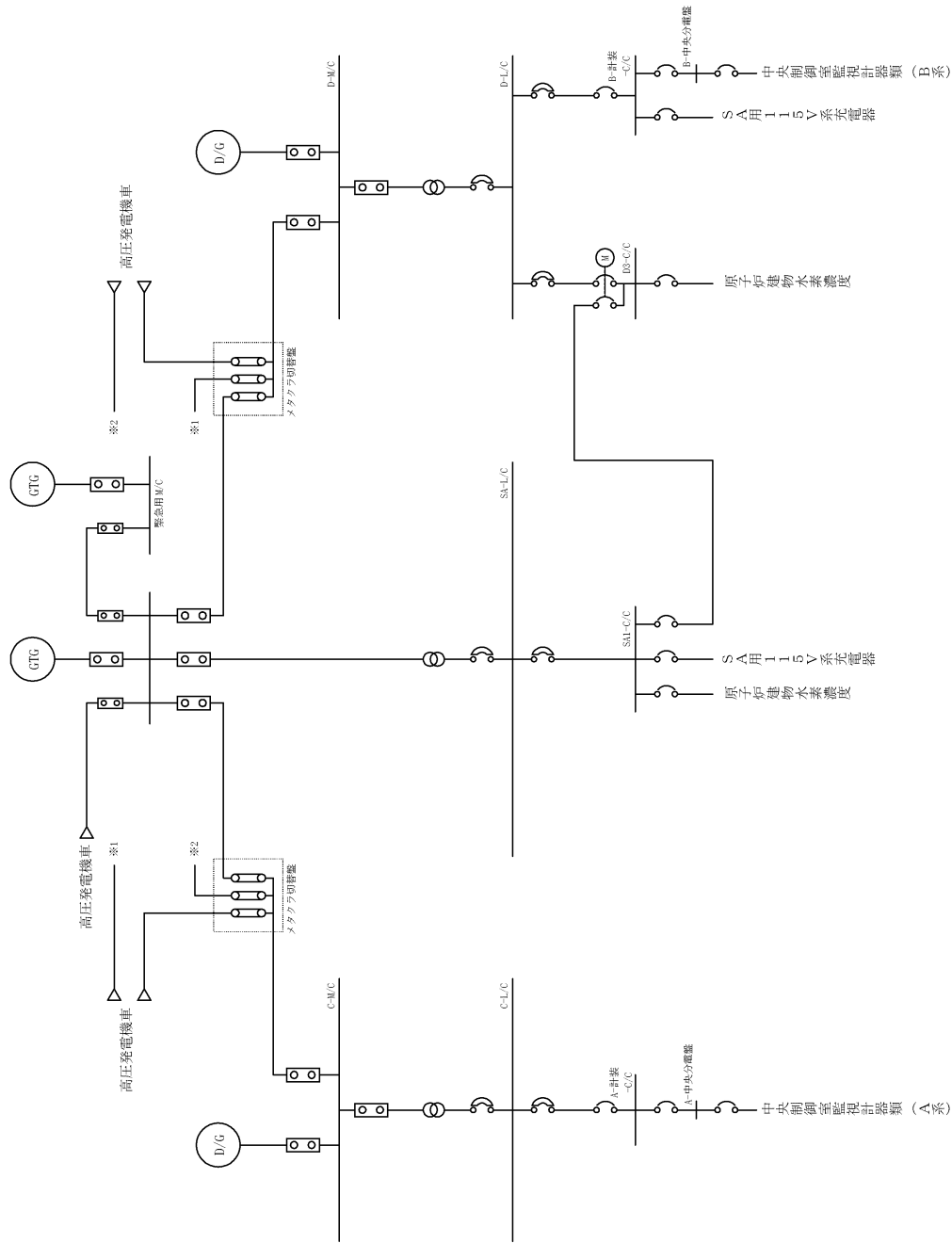
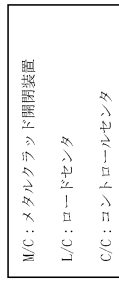
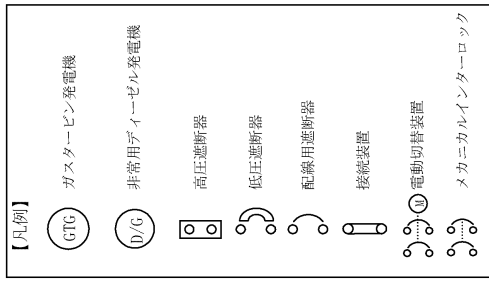


審査基準，基準規則と対処設備との対応表(3 / 3)

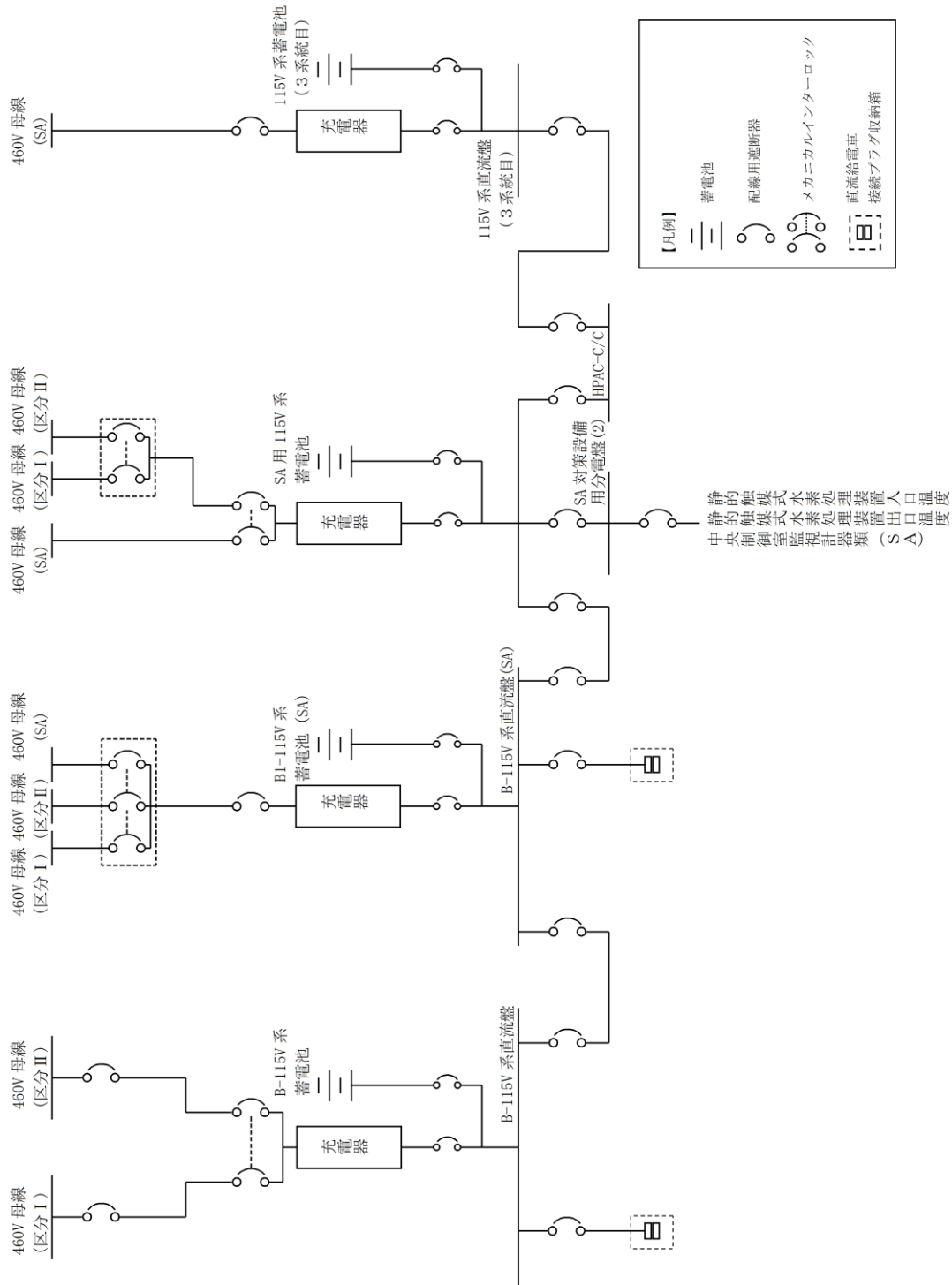
技術的能力審査基準 (1.10)	適合方針
<p><b>【要求事項】</b></p> <p>発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止する手段として、原子炉建物内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視する。また、静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制に必要な手順等を整備する。</p>
<p><b>【解釈】</b></p> <p>1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止する手段として、原子炉建物内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、水素濃度抑制設備である静的触媒式水素処理装置により水素濃度の上昇を抑制するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力又は直流電源が喪失した場合においても、原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止するために必要な設備（静的触媒式水素処理装置及び原子炉建物水素濃度）へ代替電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備）により給電する手順を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>



第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

## 手順のリンク先について

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.10.2.2(2) 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の開放による水素排出
  - ・格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の減圧及び除熱
  - <リンク先> 1.7.2.1(1) b. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
  - 1.7.2.1(2) a. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）
  - ・放水砲を用いた原子炉建物へ放水手順
  - <リンク先> 1.12.2.1(1) a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
  
2. 1.10.2.3 水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備の電源を代替電源設備から給電する手順
  - ・代替電源設備により給電する手順
  - <リンク先> 1.14.2.1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電
  - 1.14.2.1(1) c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
  - 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
  - 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
  - 1.14.2.2(1) b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電
  - 1.14.2.2(1) c. 可搬型直流電源設備による給電
  
3. 1.10.2.4 その他の手順項目について考慮する手順
  - ・放水砲を用いた原子炉建物へ放水手順
  - <リンク先> 1.12.2.1(1) a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
  - ・輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への水の補給手段及び水源から接続口までの大量送水車による送水手順
  - <リンク先> 1.13.2.1(6) a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水

1. 13. 2. 2(2) b. 海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給

- ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，常設代替直流電源設備として使用するSA用115V系蓄電池，**所内常設直流電源設備（3系統目）**として使用する115V系蓄電池（3系統目），可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，SA用115V系充電器による原子炉建物水素濃度，静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車，大量送水車及び大型送水ポンプ車への燃料補給手順

<リンク先> 1. 14. 2. 1(1) a. ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電

1. 14. 2. 1(1) c. 高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電

1. 14. 2. 3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電

1. 14. 2. 2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

**1. 14. 2. 2(1) b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電**

1. 14. 2. 2(1) **c.** 可搬型直流電源設備による給電

1. 14. 2. 5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給

1. 14. 2. 5(2) タンクローリから各機器等への給油

1. 14. 2. 6(1) 非常用交流電源設備による給電

- ・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1. 15. 2. 1 監視機能喪失

1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失

## 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

### <目次>

#### 1.11.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

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

###### (a) 燃料プール代替注水

###### (b) 漏えい抑制

###### (c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### b. 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

###### (a) 燃料プールのスプレイ

###### (b) 漏えい緩和

###### (c) 大気への放射性物質の拡散抑制

###### (d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

##### c. 重大事故等時における燃料プールの監視のための対応手段及び設備

###### (a) 燃料プールの監視

###### (b) 代替電源による給電

###### (c) 重大事故等対処設備

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

###### (a) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

###### (b) 重大事故等対処設備

##### e. 手順等

#### 1.11.2 重大事故等時の手順

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

##### (1) 燃料プール代替注水

###### a. 消火系による燃料プールへの注水

###### b. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水（淡水／海水）

###### c. 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水（淡水／海水）

##### 1.11.2.2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

##### (1) 燃料プールのスプレイ

###### a. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）

b. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）

(2) 漏えい緩和

a. 燃料プール漏えい緩和

1.11.2.3 重大事故等時における燃料プールの監視のための対応手順

(1) 燃料プールの状態監視

a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動

b. 代替電源による給電

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

(1) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

1.11.2.6 重大事故等時の対応手段の選択



- 添付資料 1.11.1 審査基準，基準規則と対応設備との対応表
- 添付資料 1.11.2 自主対策設備仕様
- 添付資料 1.11.3 対応手段として選定した設備の電源構成図
- 添付資料 1.11.4 重大事故対策の成立性
1. 消火系による燃料プールへの注水
    - (1) 消火栓を使用した燃料プールへの注水
    - (2) 復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水
  2. 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プール注水及びスプレイ（淡水／海水）
  3. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プール注水及びスプレイ（淡水／海水）
  4. 漏えい緩和
  5. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動
  6. 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱
- 添付資料 1.11.5 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(1)
- 添付資料 1.11.6 燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について(2)
- 添付資料 1.11.7 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プール注水及びスプレイ（淡水／海水）におけるホース敷設について
- 添付資料 1.11.8 解釈一覧
1. 判断基準の解釈一覧
  2. 操作手順の解釈一覧
  3. 弁番号及び弁名称一覧
- 添付資料 1.11.9 手順のリンク先について

下線は，今回の提出資料を示す。

## 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

### 【要求事項】

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

### 【解釈】

- 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
- 2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
  - b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。
- 3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
  - a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
  - b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。

- 4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。
- a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。
  - b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

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

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

ここでは、これらの対処設備を活用した手順等について説明する。

### 1.11.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

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

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

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

重大事故等対処設備のほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備<sup>\*1</sup>を選定する。

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

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

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

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

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

(a) 燃料プール代替注水

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

i 消火系による燃料プールへの注水

消火系による燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 補助消火ポンプ
- ・ 消火ポンプ
- ・ 補助消火水槽
- ・ ろ過水タンク
- ・ 消火系 配管・弁・注水用ホース、代替注水ノズル、代替注水配管
- ・ 復水輸送系 配管・弁
- ・ 燃料プール冷却系 配管・弁
- ・ 燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク
- ・ 燃料プール
- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 代替所内電気設備
- ・ 非常用交流電源設備

ii 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大量送水車
- ・ 輪谷貯水槽（西1）

- ・ 輪谷貯水槽（西 2）
- ・ ホース・接続口
- ・ 燃料プールスプレイ系 配管・弁
- ・ 常設スプレイヘッド
- ・ 燃料プール
- ・ 燃料補給設備
- ・ 可搬型ストレーナ

なお、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

### iii 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 大量送水車
- ・ 輪谷貯水槽（西 1）
- ・ 輪谷貯水槽（西 2）
- ・ ホース・弁
- ・ 可搬型スプレイノズル
- ・ 燃料プール
- ・ 燃料補給設備
- ・ 可搬型ストレーナ

なお、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水は、代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

### (b) 漏えい抑制

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

漏えい抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ サイフォンブレイク機能

(c) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プール代替注水で使用する設備のうち、大量送水車、ホース・接続口、燃料プールのスプレイ系配管・弁、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル、可搬型ストレーナ、燃料プール及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

漏えい抑制で使用する設備のうち、サイフォンブレイク機能は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

(添付資料 1.11.1)

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

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

- ・補助消火ポンプ、消火ポンプ、補助消火水槽、ろ過水タンク、消火系配管・弁・注水用ホース、代替注水ノズル、代替注水配管、復水輸送系配管・弁

耐震性は確保されていないが、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合において、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として有効である。

(添付資料 1.11.2)

b. 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備

(a) 燃料プールのスプレイ

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

i 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西 1）
- ・輪谷貯水槽（西 2）
- ・ホース・接続口
- ・燃料プールのスプレイ系 配管・弁
- ・常設スプレイヘッド
- ・燃料プール
- ・燃料補給設備
- ・可搬型ストレーナ

なお、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイは、代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。

ii 燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ

燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・大量送水車
- ・輪谷貯水槽（西 1）
- ・輪谷貯水槽（西 2）
- ・ホース・弁
- ・可搬型スプレイノズル
- ・燃料プール
- ・燃料補給設備
- ・可搬型ストレーナ

なお、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイは、代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））の淡水だけでなく、海水も利用できる。



(b) 漏えい緩和

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

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

漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

- ・シール材
- ・接着剤
- ・ステンレス鋼板
- ・吊り降ろしロープ

(c) 大気への放射性物質の拡散抑制

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

大気への放射性物質の拡散抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・大型送水ポンプ車
- ・ホース
- ・放水砲
- ・燃料補給設備

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

(d) 重大事故等対処設備と自主対策設備

燃料プールスプレイで使用する設備のうち、大量送水車、ホース・接続口、ホース・弁、燃料プールスプレイ系配管・弁、常設スプレイヘッド、可搬型スプレイノズル、可搬型ストレーナ、燃料プール及び燃料補給設備は重大事故等対処設備として位置付ける。輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）として位置付ける。

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

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

(添付資料 1.11.1)

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

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

- ・シール材，接着材，ステンレス鋼板，吊り降ろしロープ

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

c. 重大事故等時における燃料プールの監視のための対応手段及び設備

(a) 燃料プールの監視

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

燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）は以下のとおり。

- ・燃料プール水位（S A）
- ・燃料プール水位・温度（S A）
- ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）
- ・燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）

(b) 代替電源による給電

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

代替電源による給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・常設代替交流電源設備
- ・可搬型代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備
- ・所内常設蓄電式直流電源設備
- ・常設代替直流電源設備
- ・所内常設直流電源設備（3系統目）
- ・可搬型直流電源設備

(c) 重大事故等対処設備

燃料プールの監視で使用する設備（監視計器）のうち、燃料プール水位（S A）、燃料プール水位・温度（S A）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（S A）及び燃料プール監視カメラ（S A）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）は重大事故等対処設備として位置付ける。

代替電源による給電で使用する設備のうち、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型直流電源設備は重大事故等対処設備として位置付ける。

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

（添付資料 1.11.1）

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

できる。

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

(a) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

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

燃料プール冷却系による燃料プールの除熱で使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料プール冷却ポンプ
- ・燃料プール
- ・燃料プール冷却系熱交換器
- ・燃料プール冷却系 配管・弁
- ・燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク
- ・燃料プール冷却系 ディフューザ
- ・原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
- ・原子炉補機代替冷却系
- ・常設代替交流電源設備
- ・代替所内電気設備

(b) 重大事故等対処設備

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

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

（添付資料 1.11.1）

以上の重大事故等対処設備により、燃料プール冷却系が全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能喪失により起動できない場合においても、燃料プール冷却系の電源を確保し、燃料プールを除熱することができる。

e. 手順等

上記「a. 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手段及び設備」、「b. 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手段及び設備」、「c. 重大事故等時における燃料プールの監視のための対応手段及び設備」及び「d. 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、運転員及び緊急時対策要員として事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）、AM設備別操作要領書及び原子力災害対策手順書に定める（第 1.11-1 表）。

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

（添付資料 1.11.3）

## 1.11.2 重大事故等時の手順

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

#### (1) 燃料プール代替注水

##### a. 消火系による燃料プールへの注水

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失、又は燃料プールの小規模な漏えいが発生した場合に、補助消火水槽を水源として補助消火ポンプにより又は、ろ過水タンクを水源として消火ポンプにより、注水用ホース又は復水輸送ラインを経由して消火系による燃料プールへの注水を実施する。

##### (a) 手順着手の判断基準

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合]

以下のいずれかの状況に至り、消火系が使用可能な場合<sup>※1</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽又はろ過水タンク）が確保されている場合

[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合]

以下のいずれかの状況に至り、消火系が使用可能な場合<sup>※2</sup>。ただし、重大事故等へ対処するために消火系による消火が必要な火災が発生していない場合及び燃料プールエリアへアクセスができない場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（補助消火水槽又はろ過水タンク）が確保されている場合

##### (b) 操作手順

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

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合]

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に消火系（消火栓からの注水用ホース接続）による燃料プールへの注水準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、「1.11.2.3(1) a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び燃料プール監視カメラにて燃料プール水位が視認

できることを確認する。

- ③中央制御室運転員Aは、消火系（消火栓からの注水用ホース接続）による燃料プールへの注水に必要なポンプ及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。
- ④現場運転員B及びCは原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）の消火栓から代替注水ノズル又は代替注水配管まで注水用ホースの敷設を行い、代替注水ノズル又は代替注水配管に接続する。
- ⑤<sup>a</sup> 補助消火ポンプを使用して燃料プールに注水する場合  
中央制御室運転員Aは、補助消火ポンプを起動する。
- ⑤<sup>b</sup> 消火ポンプを使用して燃料プールに注水する場合  
中央制御室運転員Aは、消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥当直副長は、現場運転員に消火系（消火栓からの注水用ホース接続）による燃料プールへの注水の開始を指示する。
- ⑦現場運転員B及びCは原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）にて、消火系（消火栓からの注水用ホース接続）による燃料プールへの注水を開始する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、消火系（消火栓からの注水用ホース接続）による燃料プールへの注水が開始されたことを燃料プール監視カメラ及び燃料プール水位・温度により確認し、当直副長に報告する。
- ⑨現場運転員B及びCは原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）にて、消火栓により燃料プール水位を燃料プール水位低レベル以上に維持する。

[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合]

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

- ⑤<sup>b</sup> 消火ポンプを使用して燃料プールに注水する場合  
中央制御室運転員Aは、消火ポンプの起動操作を実施し、消火ポンプ吐出圧力指示値が規定値以上であることを確認する。
- ⑥ 中央制御室運転員Aは、消火系（復水輸送系ライン）による燃料プールへの注水の系統構成として、CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）及びCWT系・消火系連絡止め弁の全開操作を実施し、当直副長に消火系による燃料プール注水の準備完了を報告する。
- ⑦ 当直副長は、中央制御室運転員に消火系（復水輸送系ライン）による燃料プールへの注水開始を指示する。
- ⑧ 中央制御室運転員Aは、FPCスキマサージタンク補給水元弁の開操作を実施する。
- ⑨ 中央制御室運転員Aは、燃料プールへの注水が開始されたことを燃料プール監視カメラ及び燃料プール水位指示値の上昇により確認し当直副長に報告するとともに、燃料プールの水位を燃料プール水位低レベル以上に維持する。

(c) 操作の成立性

消火系による燃料プールへの注水操作は、作業開始を判断してから消火系による燃料プールへの注水開始までの必要な要員及び想定時間は以下のとおり。

[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合]

中央制御室運転員1名及び現場運転員2名にて作業を実施した場合、40分以内で可能である。

[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合]

中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、25分以内で可能である。  
円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.11.4-1, 添付資料 1.11.5, 添付資料 1.11.6)



b. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水（淡水／海水）

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車により，燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

(b) 操作手順

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に，概要図を第1.11-5図に，タイムチャートを第1.11-6図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは，「1.11.2.3(1) a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び燃料プール監視カメラにて燃料プールが視認できることを確認する。
- ③当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に燃料プールのスプレイ系配管・弁の接続口への燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車の接続を依頼する。
- ④緊急時対策本部は，当直長に燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水で使用する燃料プールのスプレイ系配管・弁の接続口を報告するとともに緊急時対策要員に燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水準備開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは，燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑥緊急時対策要員は，緊急時対策本部に燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水準備が完了したことを報告する。
- ⑦緊急時対策本部は，当直長に燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに緊急時対策要員に燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）とし

て使用する大量送水車の起動を指示する。

- ⑧<sup>a</sup> 燃料プールスプレイ系接続口（南）を使用した燃料プールへの注水の場合

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

- ⑧<sup>b</sup> 燃料プールスプレイ系接続口（西）を使用した燃料プールへの注水の場合

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

- ⑨ 当直副長は、中央制御室運転員に燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水が開始されたことの確認を指示する。

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

- ⑪ 当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水が開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

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

### (c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び想定時間は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（西）を使用した場合、2時間10分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

(添付資料 1. 11. 4-2, 添付資料 1. 11. 5, 添付資料 1. 11. 6)

c. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水（淡水／海水）

燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失，又は燃料プールの小規模な水の漏えいが発生した場合に，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水を優先して実施するが，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水が実施できない場合は，輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車により，燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至り，燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水ができない場合。ただし，燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，復旧が見込めない場合。

(b) 操作手順

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に，概要図を第1.11-7図に，タイムチャートを第1.11-8図に示す。

- ①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは，「1.11.2.3(1) a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び燃料プール監視カメラにて燃料プールが視認できることを確認する。
- ③当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水の準備開始を依頼する。
- ④緊急時対策本部は，緊急時対策要員に燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水の準備として，大量送水車の配置，及び原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）に可搬型スプレイノズルの設置を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは，燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。
- ⑥当直長は，当直副長からの依頼に基づき，緊急時対策本部に燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水の準備が完了したことを報告する。

- ⑦緊急時対策要員は、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水の準備として、大量送水車を配置するとともに、原子炉建物原子炉棟南側扉から北東側階段を經由して原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）までホースの敷設を行い、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。
- 原子炉建物原子炉棟南側扉が使用できない場合は、原子炉建物原子炉棟西側扉から南西側階段を經由して原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）までホースの敷設を実施する。
- ⑧緊急時対策要員は、緊急時対策本部に燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水の準備が完了したことを報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、当直長に燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに緊急時対策要員に燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車の起動を指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車を起動し、ホース内の水張りを実施した後、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水を開始したことを当直長に報告する。
- ⑪当直副長は、中央制御室運転員に燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水が開始されたことの確認を指示する。
- ⑫中央制御室運転員Aは、燃料プールへの注水が開始されたことを燃料プール監視カメラ及び燃料プール水位・温度により確認し、当直副長に報告する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。
- ⑭当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プールの水位を燃料プール水位低レベル以上に維持するよう、大量送水車の間欠運転又は現場での流量調整を緊急時対策要員に指示する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水開始までの必要な要員数及び想定時間は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて、原子炉建物原子炉棟南側扉又は原子炉建物原子炉棟西側扉から接続した場合、2時間50分以内で可能である。

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

また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.11.4-3, 添付資料 1.11.5, 添付資料 1.11.6, 添付資料 1.11.7)

## 1.11.2.2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順

### (1) 燃料プールのスプレイ

#### a. 燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）

燃料プールからの大量の水の漏えいにより燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車により、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイを実施することで燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

#### (a) 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mmを下回る水位低下を燃料プール水位（SA）にて確認した場合。

#### (b) 操作手順

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-5図に、タイムチャートを第1.11-6図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、「1.11.2.3(1)a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び燃料プール監視カメラにて燃料プールが視認できることを確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プールのスプレイ系配管・弁の接続口への燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車の接続を依頼する。
- ④緊急時対策本部は、当直長に燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水で使用する燃料プールのスプレイ系配管・弁の接続口を報告するとともに緊急時対策要員に燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイの準備開始を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。

- ⑥緊急時対策要員は、緊急時対策本部に燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑦緊急時対策本部は、当直長に燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車による送水開始を報告するとともに緊急時対策要員に燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車の起動を指示する。
- ⑧<sup>a</sup>燃料プールスプレイ系接続口（南）を使用した燃料プールへの注水の場合  
緊急時対策要員は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車を起動した後、SFPS A-注水ライン流量調整弁を全開とし、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水を開始したことを当直長に報告する。
- ⑧<sup>b</sup>燃料プールスプレイ系接続口（西）を使用した燃料プールへの注水の場合  
緊急時対策要員は、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車を起動した後、SFPS B-注水ライン流量調整弁を全開とし、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水を開始したことを当直長に報告する。
- ⑨当直副長は、中央制御室運転員に燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイが開始されたことの確認を指示する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、燃料プールへのスプレイが開始されたことを燃料プール監視カメラにより確認し、当直副長に報告するとともに、燃料プール内の燃料へ均等にスプレイされていること及び燃料プールがオーバーフローしていないことを監視する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイ開始までの必要な要員数及び想定時間は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（南）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）接続口（西）を使用した場合、作業開始を判断してから燃料プールへのスプレイ開始まで2時間10分以内で可能である。

なお、燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順において、燃料



プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水を実施していた場合は、継続してスプレイが可能であり、作業は不要である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

（添付資料1.11.4-2）

b. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ（淡水／海水）

燃料プールからの大量の水の漏えいにより、燃料プールの水位が異常に低下し、燃料プール代替注水設備による注水を実施しても水位を維持できない場合に、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）を優先して使用するが、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の機能が喪失した場合は、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源として大量送水車により、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイを実施することで燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止する。

(a) 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへのスプレイができない場合。ただし、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mmを下回る水位低下を燃料プール水位（S A）にて確認した場合。

(b) 操作手順

燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-7図に、タイムチャートを第1.11-8図に示す。

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

- ⑥当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑦緊急時対策要員は、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイの準備として、大量送水車を配置するとともに、原子炉建物原子炉棟南側扉から北東側階段を經由して原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）までホースの敷設を行い、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）にて可搬型スプレイノズルを設置しホースと接続する。原子炉建物原子炉棟南側扉が使用できない場合は、原子炉建物原子炉棟西側扉から南西側階段を經由して原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）までホースの敷設を実施する。
- ⑧緊急時対策要員は、緊急時対策本部に燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイの準備が完了したことを報告する。
- ⑨緊急時対策本部は、当直長に燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車による送水の開始を報告するとともに緊急時対策要員に燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車の起動を指示する。
- ⑩緊急時対策要員は、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車を起動し、ホース内の水張りを実施した後、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイを開始したことを当直長に報告する。
- ⑪当直副長は、中央制御室運転員に燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイが開始されたことの確認を指示する。
- ⑫中央制御室運転員Aは、燃料プールへのスプレイが開始されたことを燃料プール監視カメラにより確認し、当直副長に報告するとともに、燃料プール内の燃料へ均等にスプレイされていること及び燃料プールがオーバーフローしていないことを監視する。
- ⑬当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイが開始されたことを緊急時対策本部へ報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作のうち、作業開始を判断してから燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ開始までの必要な要員数及び想定時間は、中央制御室運転員1名及び緊急時対策要員12名にて、原子炉建物原子炉棟南側扉又は原子炉建物原子炉棟西側扉から接続した場合、2時間50分以内で可能である。

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

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）として使用する大量送水車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。

また、車両の作業用照明、ヘッドライト及び懐中電灯を用いることで、暗闇における作業性についても確保している。

室温は、事象初期に可搬型スプレイノズルの設置を実施するため通常運転時と同程度である。

（添付資料 1.11.4-3, 添付資料 1.11.7）

## (2) 漏えい緩和

### a. 燃料プール漏えい緩和

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

#### (a) 手順着手の判断基準

燃料プールの水位が水位低警報レベルまで低下し、更に以下のいずれかの状況に至り、燃料プールエリアへアクセスできる場合。

- ・燃料プールへの注水を行っても水位低下が継続する場合。
- ・燃料貯蔵ラック上端+6,000mmを下回る水位低下を燃料プール水位（S A）にて確認した場合。

#### (b) 操作手順

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

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に資機材を用いた燃料プールからの漏えい緩和措置のための準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、「1.11.2.3(1) a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び監視カメラにて燃料プールが視認できることを確認する。
- ③当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部に資機材を用いた燃料プールからの漏えい緩和措置の開始を依頼する。
- ④緊急時対策本部は、緊急時対策要員に資機材を用いた燃料プールからの漏えい緩和措置を指示する。
- ⑤中央制御室運転員Aは、資機材を用いた燃料プールからの漏えい緩和措置に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示等にて確認する。
- ⑥緊急時対策要員は、原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）にて、シール材を接着させたステンレス鋼板を吊り降ろし用のロープにより、貫通穴付近まで吊り下げ、手すり等に固縛・固定し、漏えい緩和措置が完了したことを緊急時対策本部に報告する。また、緊急時対策本部は当直長に報告する。
- ⑦当直副長は、中央制御室運転員に資機材を用いた燃料プールからの漏えい緩和措置が完了したことの確認を指示する。
- ⑧中央制御室運転員Aは、燃料プールからの漏えい量が減少したことを燃料プール監視カメラ及び燃料プール水位・温度にて確認し、当直副長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び緊急時対策要員 3 名にて作業を実施する。作業開始を判断してから燃料プールからの漏えい緩和措置完了まで 1 時間 30 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、速やかに作業が開始できるよう、使用する資機材は作業場所近傍に配備する。

(添付資料 1.11.4-4)

### 1.11.2.3 重大事故等時における燃料プールの監視のための対応手順

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

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

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

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

#### (1) 燃料プールの状態監視

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

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

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

##### a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動

###### (a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

(b) 操作手順

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

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

(c) 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員 1 名及び現場運転員 2 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プール監視カメラ用冷却設備起動まで 25 分以内で可能である。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。

(添付資料 1.11.4-5)

b. 代替電源による給電

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

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



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

##### (1) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱

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

##### a. 手順着手の判断基準

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

※1：設備に異常がなく、電源、水源（スキマ・サージ・タンク）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系による補機冷却水が確保されている状態。

##### b. 操作手順（A系のポンプ及び熱交換器を使用の例）

燃料プール冷却系による燃料プールの除熱手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第1.11-2図に、概要図を第1.11-13図に、タイムチャートを第1.11-14図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に燃料プール冷却系による燃料プールの除熱の準備開始を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、「1.11.2.3(1) a. 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動」手順により燃料プール監視カメラ用冷却設備の起動が完了していること及び燃料プール監視カメラにて燃料プール水位が視認できることを確認する。
- ③中央制御室運転員Aは、燃料プール冷却系の起動に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認するとともに、補機冷却水が確保されていることを確認する。
- ④当直長は、当直副長からの依頼に基づき、緊急時対策本部にガスタービ

ン発電機の負荷容量確認を依頼し、燃料プール冷却系が使用可能か確認する。

- ⑤当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール冷却系による燃料プールの除熱の系統構成を指示する。
- ⑥中央制御室運転員Aは、燃料プール冷却系による燃料プールの除熱の系統構成として、FPCフィルタ入口弁を全閉操作、FPCフィルタバイパス弁の全閉確認、A-FPC熱交入口弁の全開確認を実施する。
- ⑦当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール冷却系による燃料プール除熱の開始を緊急時対策本部に報告する。
- ⑧当直副長は、中央制御室運転員に燃料プール冷却系による燃料プール除熱の開始を指示する。
- ⑨中央制御室運転員Aは、A-燃料プール冷却ポンプの起動操作を実施する。
- ⑩中央制御室運転員Aは、FPCフィルタバイパス弁を調整開とし、燃料プール冷却系系統流量指示値の上昇及び燃料プール水温度指示値の低下により燃料プールの除熱が開始されたことを確認する。
- ⑪当直長は、当直副長からの依頼に基づき、燃料プール冷却系による燃料プール除熱が開始されたことを緊急時対策本部に報告する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから燃料プール冷却系による燃料プール除熱開始まで10分以内で可能である。

(添付資料 1.11.4-6)

#### 1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順

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

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

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

非常用交流電源設備として使用する非常用ディーゼル発電機, 常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機, 可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車, 常設代替直流電源設備として使用するS A用115V系蓄電池, 所内常設直流電源設備（3系統目）として使用する115V系蓄電池（3系統目）又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及びS A用115V系充電器による燃料プール冷却ポンプ, 電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機, 可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び大量送水車への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

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

#### 1.11.2.6 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手順の選択方法は以下のとおり。対応手順の選択フローチャートを第 1.11-15 図に示す。

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

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

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

消火系が使用できない場合は、大量送水車による燃料プールへの注水を実施する。

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

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

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

全交流動力電源の喪失又は原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機能喪失により燃料プール冷却系による燃料プールの除熱ができず、燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機により燃料プール冷却系の電源を確保し、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却系により冷却水の確保及び燃料プール代替注水により燃料プール水位をオーバーフロー水位付近とすることで、燃料プール冷却系による燃料プールの除熱を実施する。

## 第 1.11-1 表 機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

### 対応手段，対処設備，手順書一覧(1 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	(消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合)	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁・注水ホース，代替注水ノズル，代替注水配管 燃料プール 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup> 非常用交流電源設備 <sup>※2</sup>	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水」
		(復水輸送ラインを使用した燃料プールへの注水の場合)	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系 配管・弁 復水輸送系 配管・弁 燃料プール冷却系 配管・弁 燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク 燃料プール 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup> 非常用交流電源設備 <sup>※2</sup>	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水」

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。

※4：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

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

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

対応手段，対処設備，手順書一覧(2 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水	大量送水車 ホース・接続口 燃料プールスプレイ系 配管・弁 常設スプレイヘッド 燃料プール 燃料補給設備※2 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西1）※1. ※5 輪谷貯水槽（西2）※1. ※5	自主対策設備	
		燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	大量送水車 ホース・弁 可搬型スプレイノズル 燃料プール 燃料補給設備※2 可搬型ストレーナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレイ」
			輪谷貯水槽（西1）※1. ※5 輪谷貯水槽（西2）※1. ※5	自主対策設備	
		—	サイフォンブレイク機能	重大事故等対処設備	—※4
		—	漏えい抑制	重大事故等対処設備	—

※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」にて整備する。  
 ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。  
 ※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。  
 ※4：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。  
 ※5：「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」【解釈】1 b) 項を満足するための代替淡水源（措置）  
 ※6：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(3 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書	
燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	-	燃料プール系(常設スプレイヘッド)による燃料プールへのスプレイ	大量送水車 ホース・接続口 燃料プールのスプレイ系 配管・弁 常設スプレイヘッド 燃料プール 燃料補給設備 <sup>※2</sup> 可搬型ストレナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽(西1) <sup>※1, ※5</sup> 輪谷貯水槽(西2) <sup>※1, ※5</sup>	自主対策設備	
		燃料プール系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへのスプレイ	大量送水車 ホース・弁 可搬型スプレイノズル 燃料プール 燃料補給設備 <sup>※2</sup> 可搬型ストレナ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレイ」
			輪谷貯水槽(西1) <sup>※1, ※5</sup> 輪谷貯水槽(西2) <sup>※1, ※5</sup>	自主対策設備	
	-	漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  原子力災害対策手順書 「燃料プール漏えい緩和」
	-	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 燃料補給設備 <sup>※2</sup>	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」 <sup>※3</sup>

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。

※4：サイフォンブレイク機能は、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。

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

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

対応手段, 対処設備, 手順書一覧(4 / 4)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備	手順書
重大事故等時における燃料プールの監視	-	燃料プールの状態監視	燃料プール水位 (SA) 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	重大事故等対処設備  事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  AM設備別操作要領書 「SFP監視カメラ用冷却設備起動」
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 可搬型代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup> 所内常設蓄電式直流電源設備 <sup>※2</sup> 常設代替直流電源設備 <sup>※2</sup> 所内常設直流電源設備 (3系統目) <sup>※2</sup> 可搬型直流電源設備 <sup>※2</sup>	重大事故等対処設備  — <sup>※2</sup>
燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	全交流動力電源 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) <sup>※6</sup>	燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	燃料プール冷却ポンプ 燃料プール 燃料プール冷却系熱交換器 燃料プール冷却系 配管・弁 燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク 燃料プール冷却系 ディフューザ 原子炉補機代替冷却系 <sup>※6</sup> 常設代替交流電源設備 <sup>※2</sup> 代替所内電気設備 <sup>※2</sup>	重大事故等対処設備  事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  AM設備別操作要領書 「FPCによる燃料プール除熱」
			原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系を含む。) <sup>※6</sup>	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。

※4：サイフォンブレイク機能は、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。

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

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



## 第 1.11-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

### 監視計器一覧(1 / 7)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 a. 消火系による燃料プールへの注水			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる 燃料プール注水」	判断 基準	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位
	操作	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) スキマサージタンク水位 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
		補機監視機能	A-消火ポンプ出口圧力 B-消火ポンプ出口圧力
		水源の確保	A-補助消火水槽水位 B-補助消火水槽水位 ろ過水タンク水位

監視計器一覧(2 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 b. 燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による燃料プールへの注水 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) スキマサージタンク水位 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力 燃料プールのスプレイ流量
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

監視計器一覧(3 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.11.2.1 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プール代替注水 c. 燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへの注水 (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展開による燃料プールへの注水及びスプレイ」	判断基準	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) スキマサージタンク水位 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力 燃料プールのスプレイ流量
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

監視計器一覧(4 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 11. 2. 2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ a. 燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による燃料プールへのスプレイ (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	判断基準	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プール水位 (S A) 燃料プール監視カメラ (S A)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 S Aロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プール水位 (S A) スキマサージタンク水位 燃料プール監視カメラ (S A) 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (S A)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力 燃料プールのスプレイ流量
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

監視計器一覧(5 / 7)

手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1. 11. 2. 2 燃料プールからの大量の水の漏えい発生時の対応手順 (1) 燃料プールのスプレイ b. 燃料プールのスプレイ系 (可搬型スプレイノズル) による燃料プールへのスプレイ (淡水/海水)			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展開による燃料プールへの注水及びスプレイ」	判断基準	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) 燃料プール監視カメラ (SA)
		電源	C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧 緊急用メタクラ電圧 SAロードセンタ母線電圧
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)
	操作	燃料プールの監視	燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (SA) 燃料プール水位 (SA) スキマサージタンク水位 燃料プール監視カメラ (SA) 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ 燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)
		補機監視機能	大量送水車ポンプ出口圧力 燃料プールのスプレイ流量
		水源の確保	輪谷貯水槽 (西1) 輪谷貯水槽 (西2)

監視計器一覧(6 / 7)

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

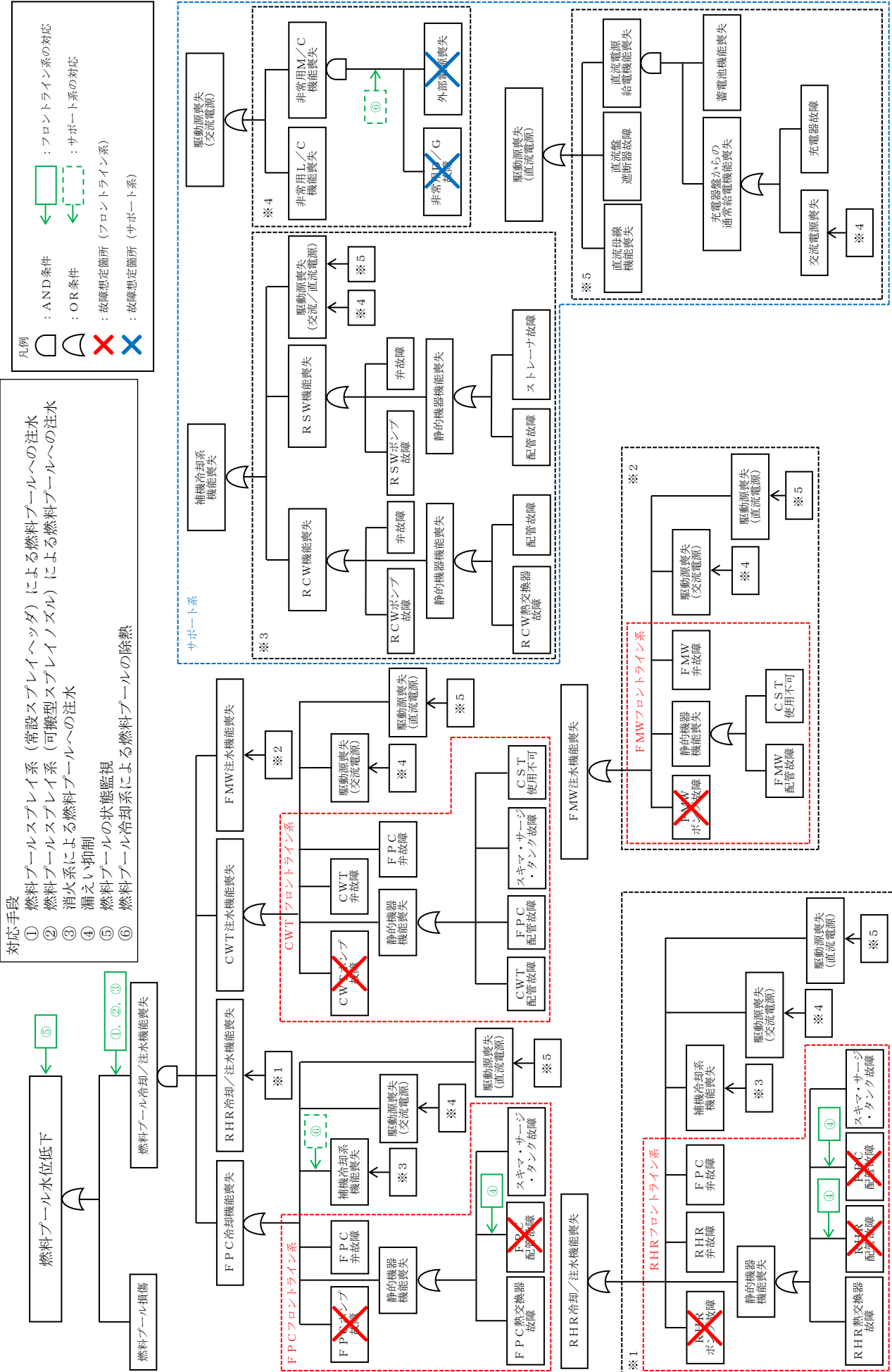
監視計器一覧(7 / 7)

手順書	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.11.2.4 燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための対応手順 (1) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御」  AM設備別操作要領書 「F P Cによる燃料プール除熱」	判断 基準	燃料プールの監視  燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プール水位 (S A) 燃料プール監視カメラ (S A) スキマサージタンク水位
		電源  C-メタクラ母線電圧 D-メタクラ母線電圧 C-ロードセンタ母線電圧 D-ロードセンタ母線電圧
		補機監視機能  I-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 II-原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力
	操作	燃料プールの監視  燃料プール水位低 警報 燃料プール温度高 警報 燃料プール水位・温度 (S A) 燃料プール水位 (S A) スキマサージタンク水位 燃料プール冷却ポンプ出口流量 燃料プール監視カメラ (S A)

第 1.11-3 表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</p>	<p>燃料プール監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 所内常設直流電源設備（3系統目） 可搬型直流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>C/C D系 SA-C/C B-115V系 SA用115V系</p>
	<p>燃料プール冷却ポンプ</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>L/C C系 L/C D系</p>
	<p>燃料プール冷却系弁</p>	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>C/C C系 C/C D系</p>
	<p>中央制御室監視計器類</p>	<p>常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p> <p>計装C/C C系 計装C/C D系</p>





第 1.11-1 図 機能喪失原因対策分析 (1 / 2)



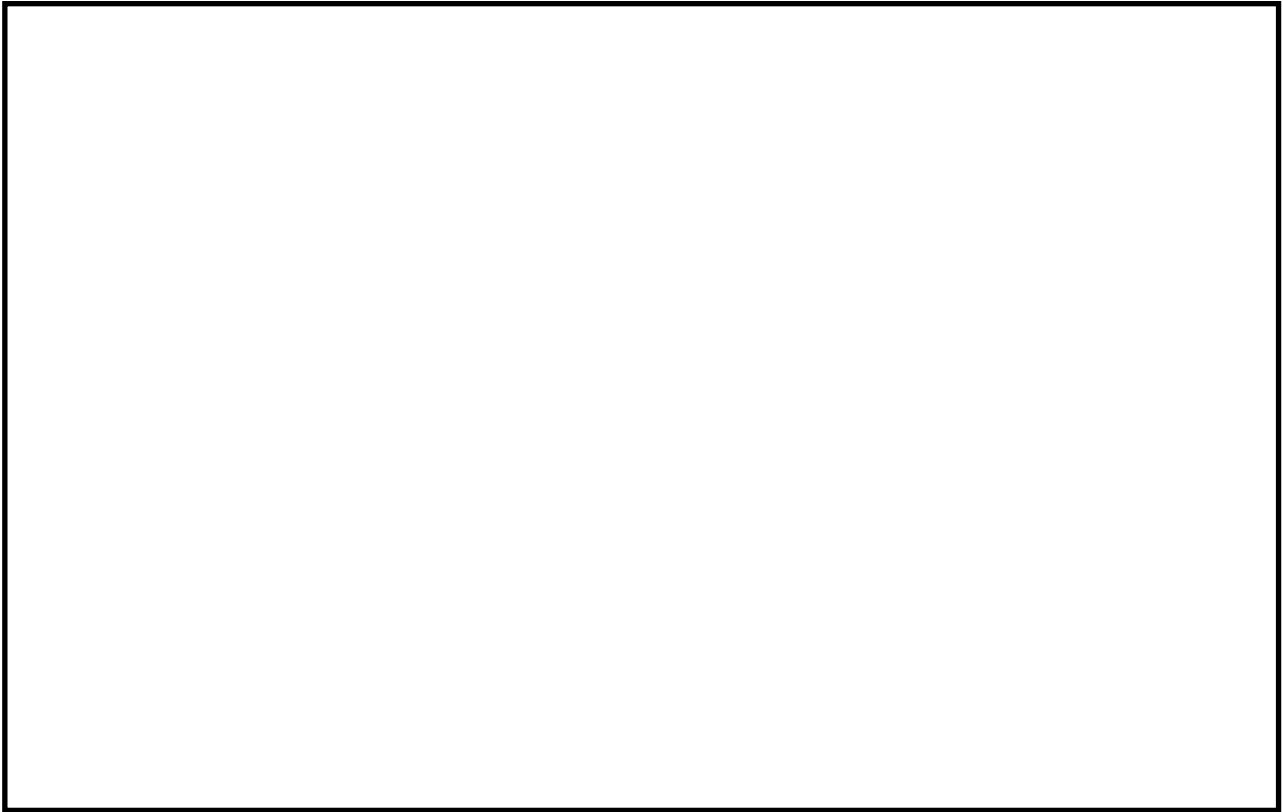
フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

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

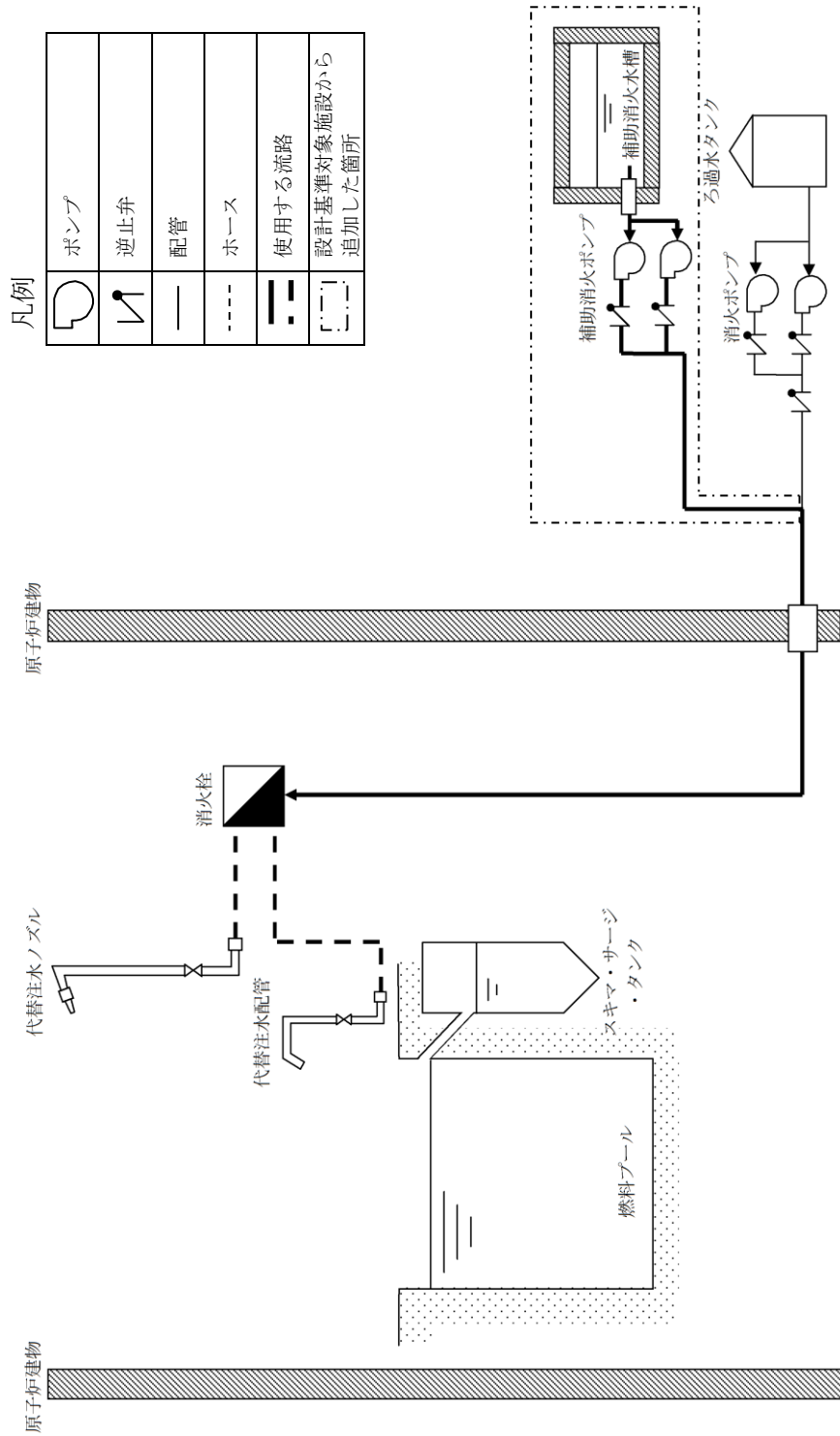
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

第 1.11-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)



第 1.11-2 図 EOP「燃料プール制御」における対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

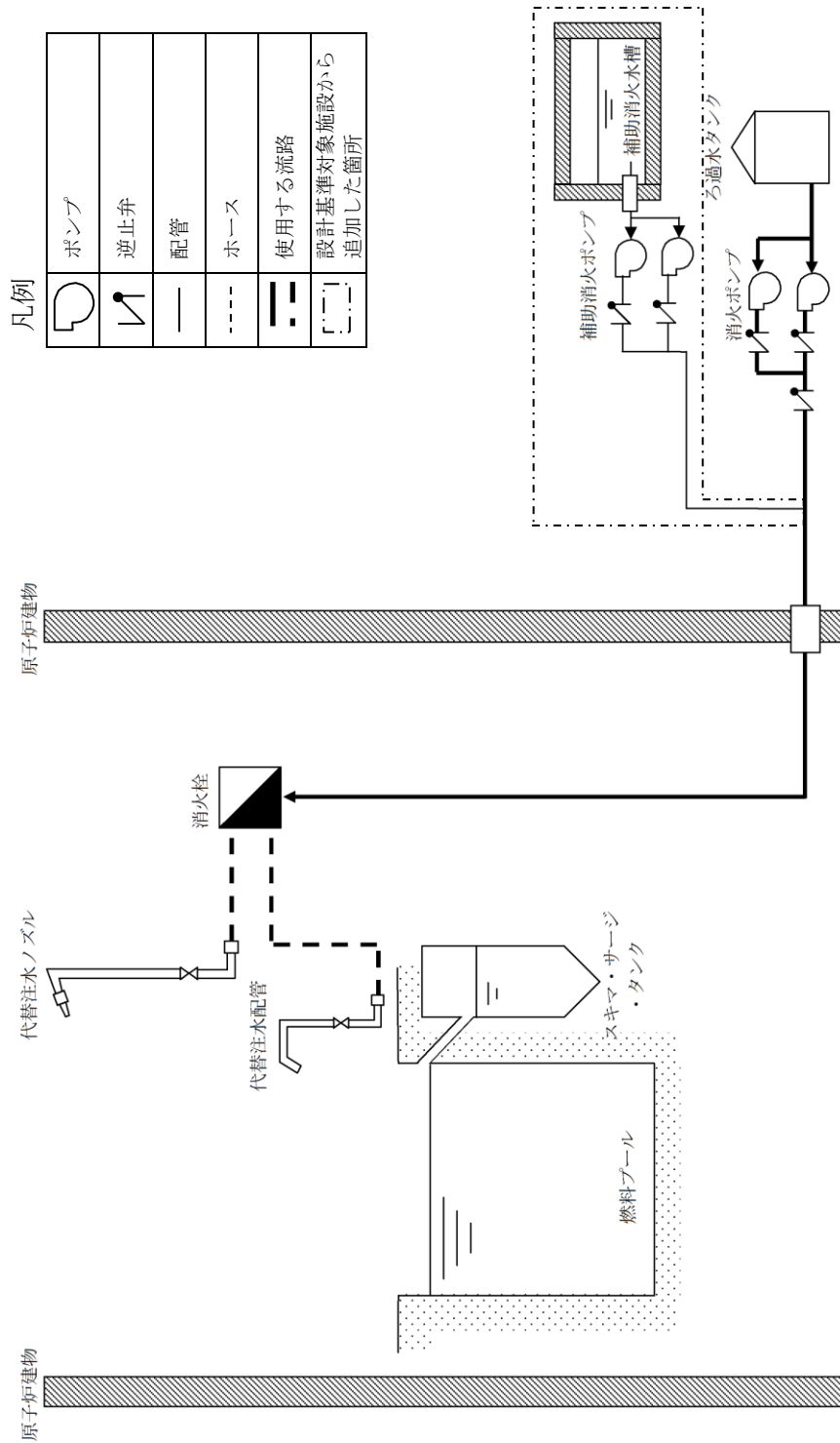


凡例

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

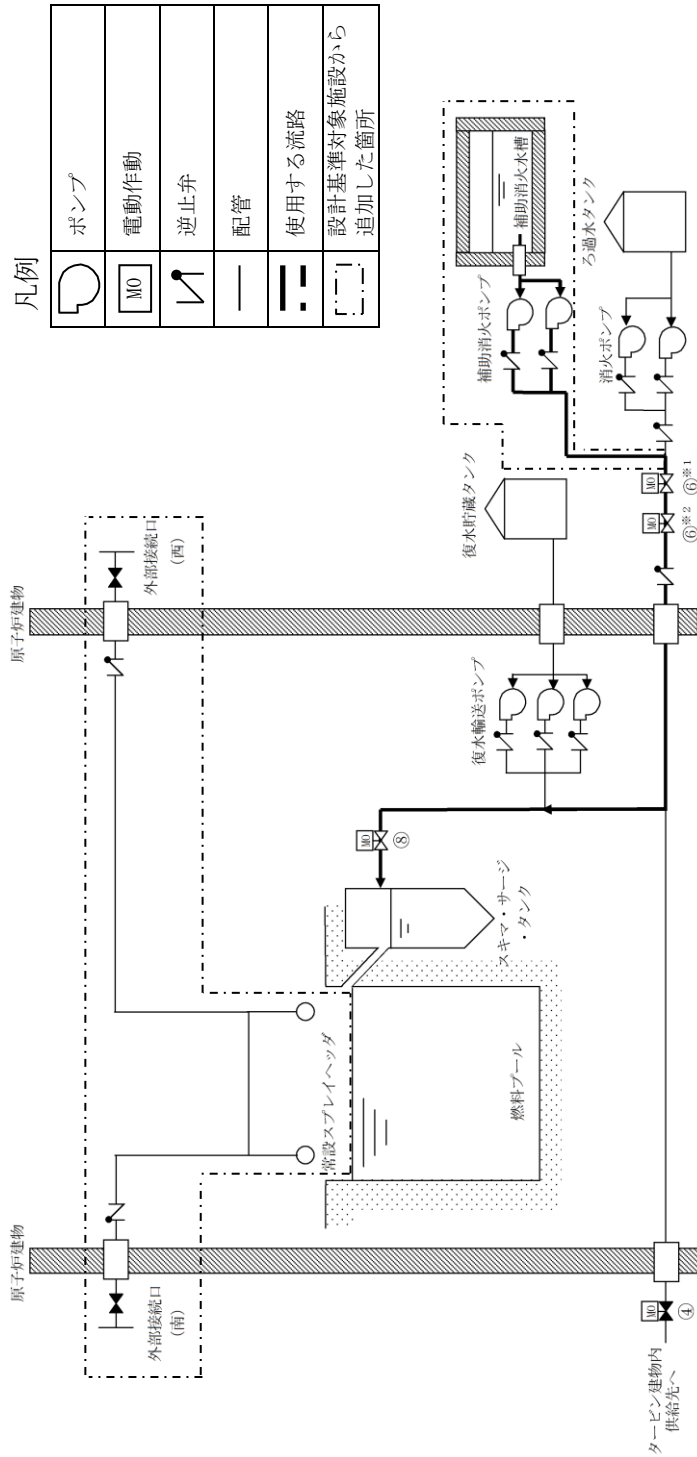
[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合（補助消防ポンプ使用）]

第 1.11-3 図 消火系による燃料プールへの注水 概要図(1 / 4)



[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合 (消火ポンプ使用)]

第 1.11-3 図 消火系による燃料プールへの注水 概要図(2 / 4)



凡例

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

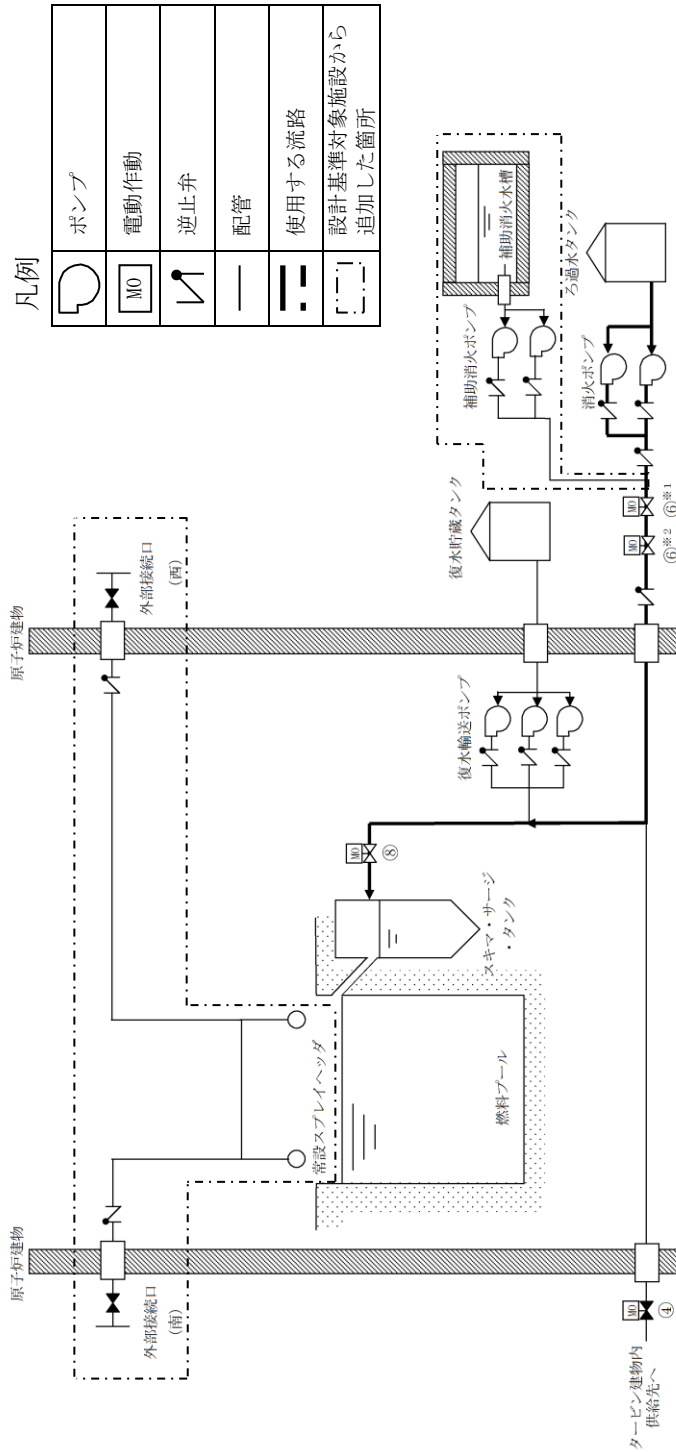
[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合 (補助消火ポンプ使用)]

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

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

### 第 1.11-3 図 消火系による燃料プールへの注水 概要図(3 / 4)



[復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合 (消火ポンプ使用)]

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

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

### 第 1.11-3 図 消火系による燃料プールへの注水 概要図(4 / 4)



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

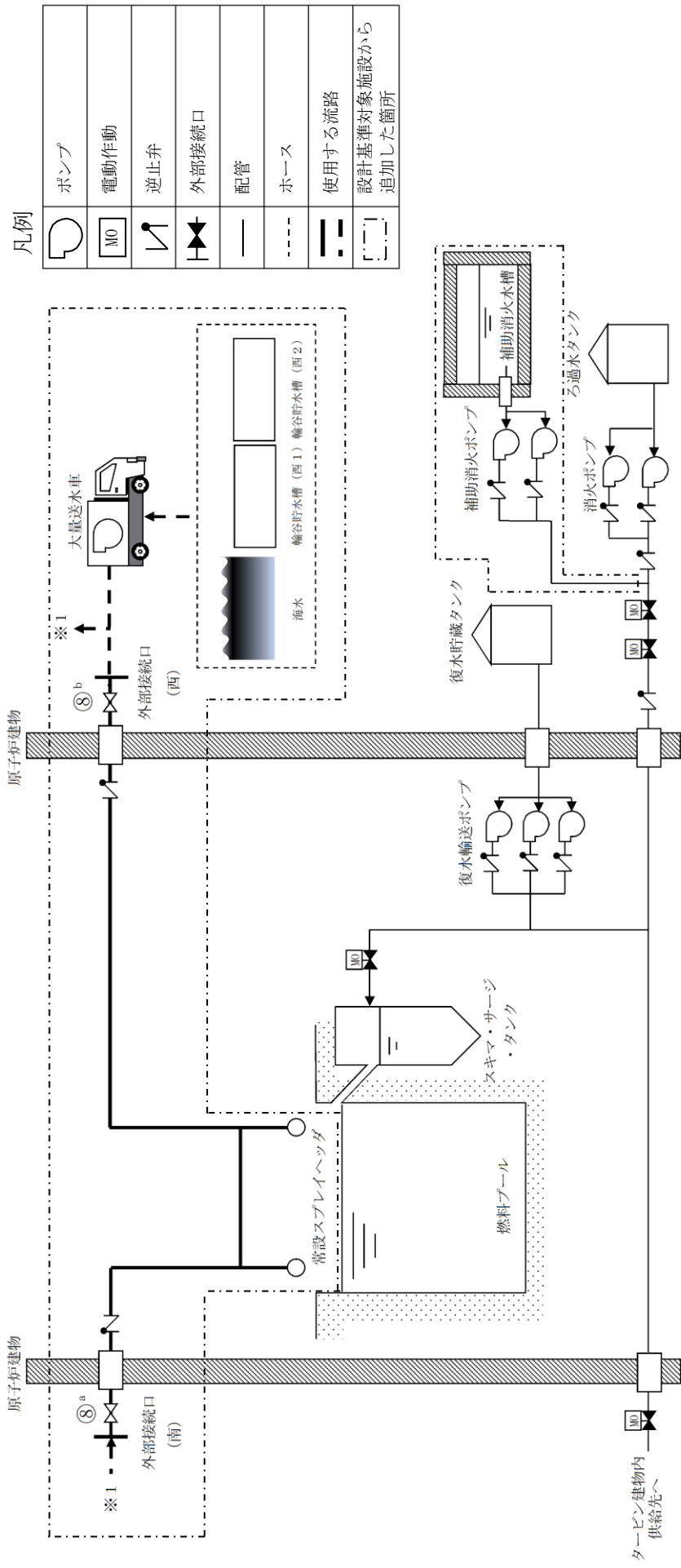
[消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合(補助消火ポンプ使用)]

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)						備考
	10	20	30	40	50	60	
手順の項目	消火系による燃料プールへの注水 25分						
消火系による燃料プールへの注水 [復水輸送ラインを使用した燃料プールへの注水の場合(補助消火ポンプ使用)]	要員(敬)						
	中央制御室運転員A 1	電源確認	バイパス流防止操作				
				ポンプ起動・系統構成			

[復水輸送ラインを使用した燃料プールへの注水の場合(補助消火ポンプ使用)]

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





凡例

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

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

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a</sup>~○<sup>b</sup> : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

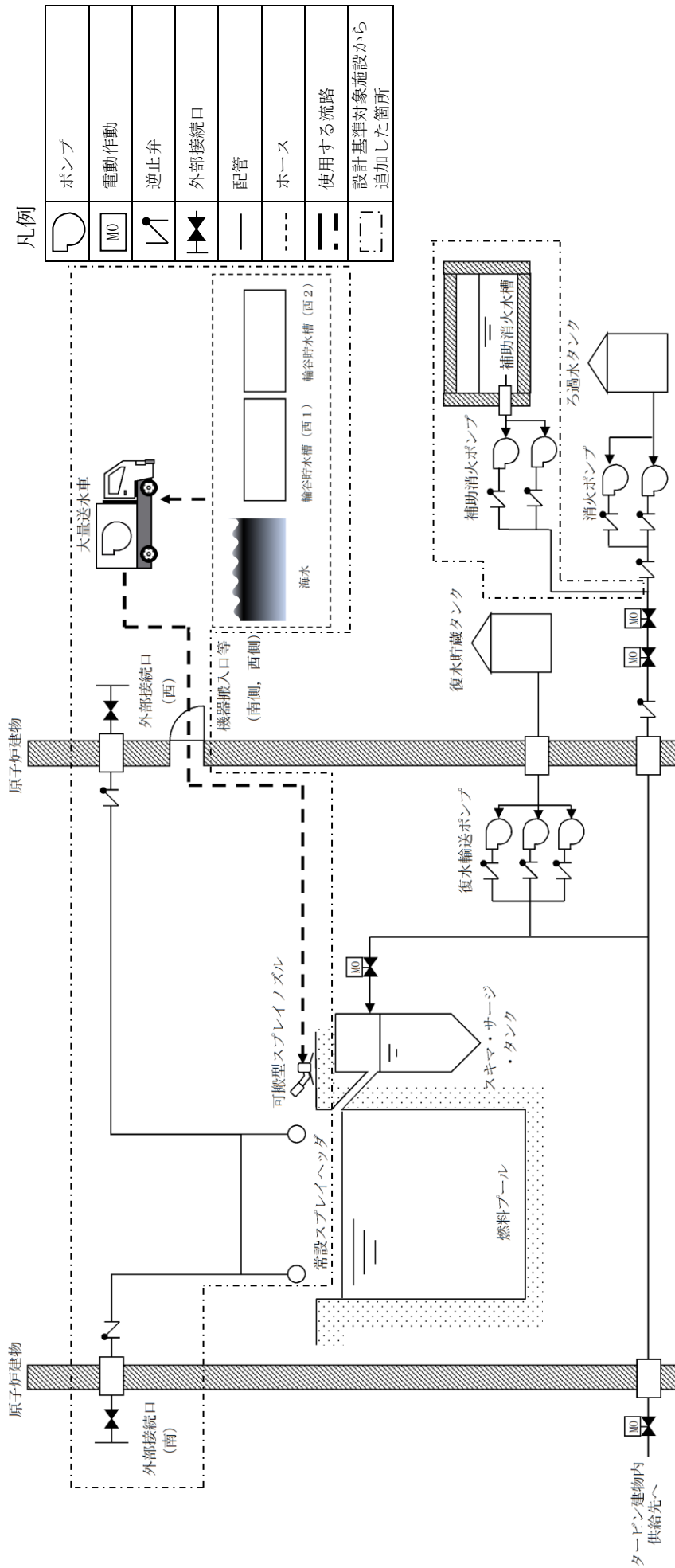
第 1.11-5 図 燃料プールの注水及びスプレイによる燃料プールへの注水及びスプレイ 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考						
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		130	140				
燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド)による 燃料プールへの注水及びスプレイ	要員(数)	燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による 2時間10分 燃料プールへの注水及びスプレイ																		
		中央制御室運転員A	1																	
	緊急時対策要員	6	電源確認, 燃料プール監視カメラ状態確認																	
			緊急時対策所～第4保管エリア移動※1																	
			車両健全性確認 (ホース取車)																	
			送水準備 (ホース軌道及び送水ヘッド接続)																	
	緊急時対策要員	6	緊急時対策所～第3保管エリア移動※2																	
			車両健全性確認 (大量送水車, ホース取車)																	
			大量送水車配置																	
			送水準備 (ホース取車)																	
		大量送水車起動, 注水及びスプレイ開始 (水張り・系統確認)																		
		送水準備 (ホース取車)																		

※1 第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 速やかに対応できる。

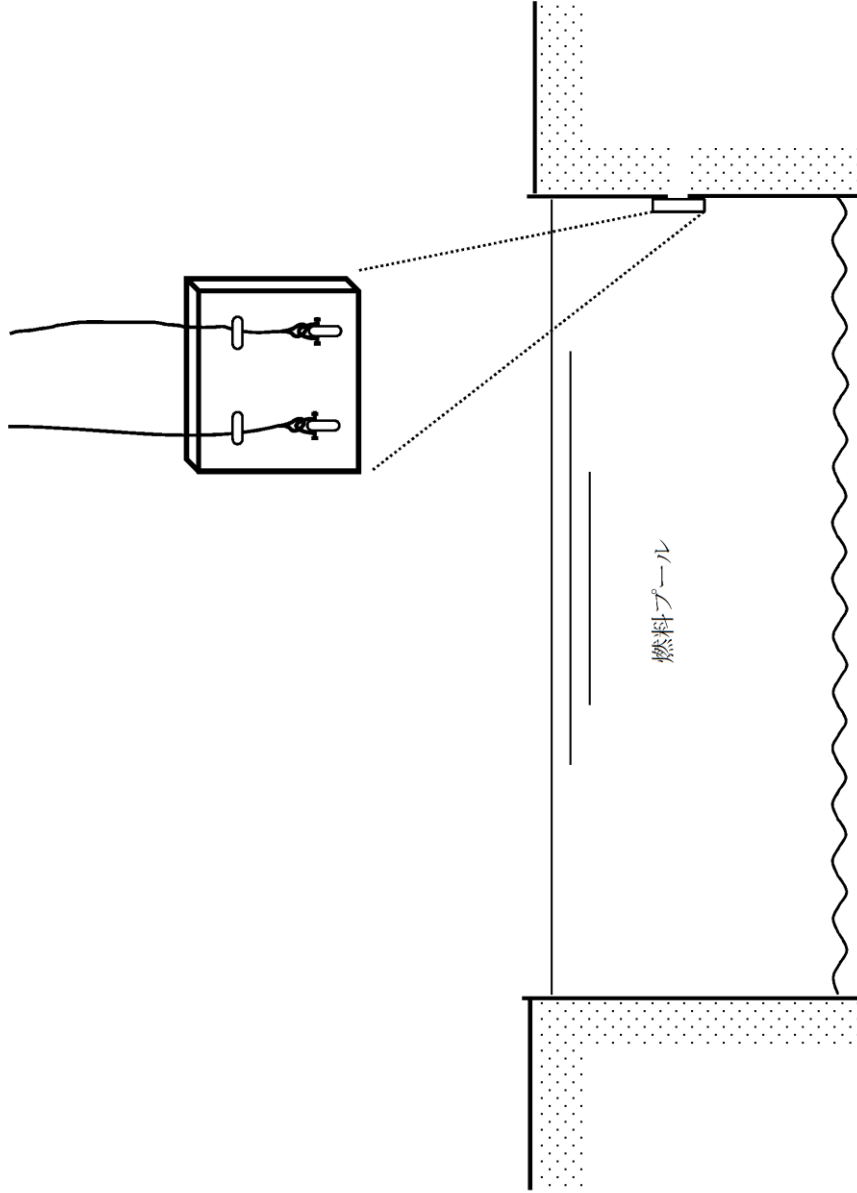
※2 第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は, 25分以内で可能である。

第 1.11-6 燃料プールスプレイ系 (常設スプレイヘッド) による燃料プールへの注水及びスプレイ  
タイムチャート



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





第 1.11-9 図 燃料プール漏えい緩和 概要図

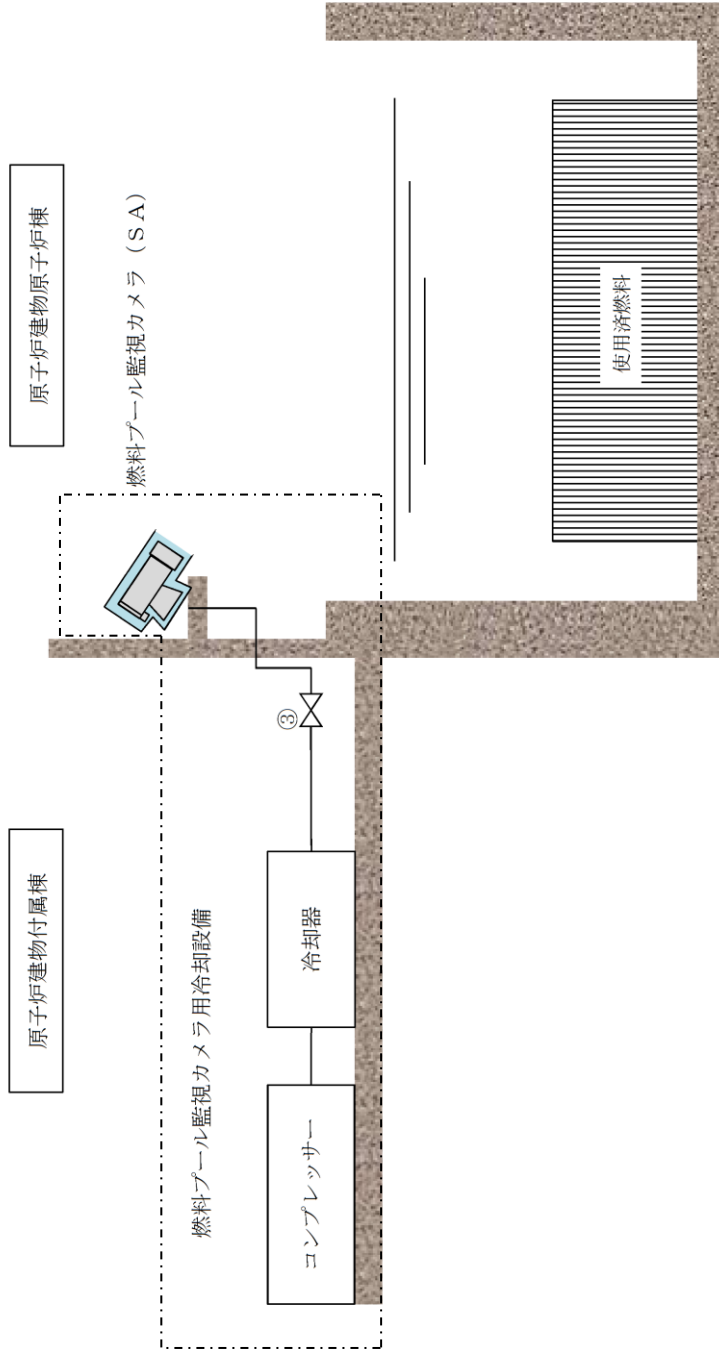
手順の項目	必要な要員と作業項目	経過時間 (分)												備考			
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120				
	要員(数)	燃料プールからの漏えい緩和 1時間30分															
燃料プール漏えい緩和	中央制御室運転員A	1	電源確認、燃料プール監視カメラ状態確認														
			移動														
	緊急時対策要員	3															燃料プールからの漏えい緩和

第 1.11-10 燃料プール漏えい緩和 タイムチャート



凡例

⊗	弁
—	配管
⋯	設計基準対象施設から追加した箇所



操作手順	弁名称
③	燃料プール監視カメラ用冷却空気出口弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

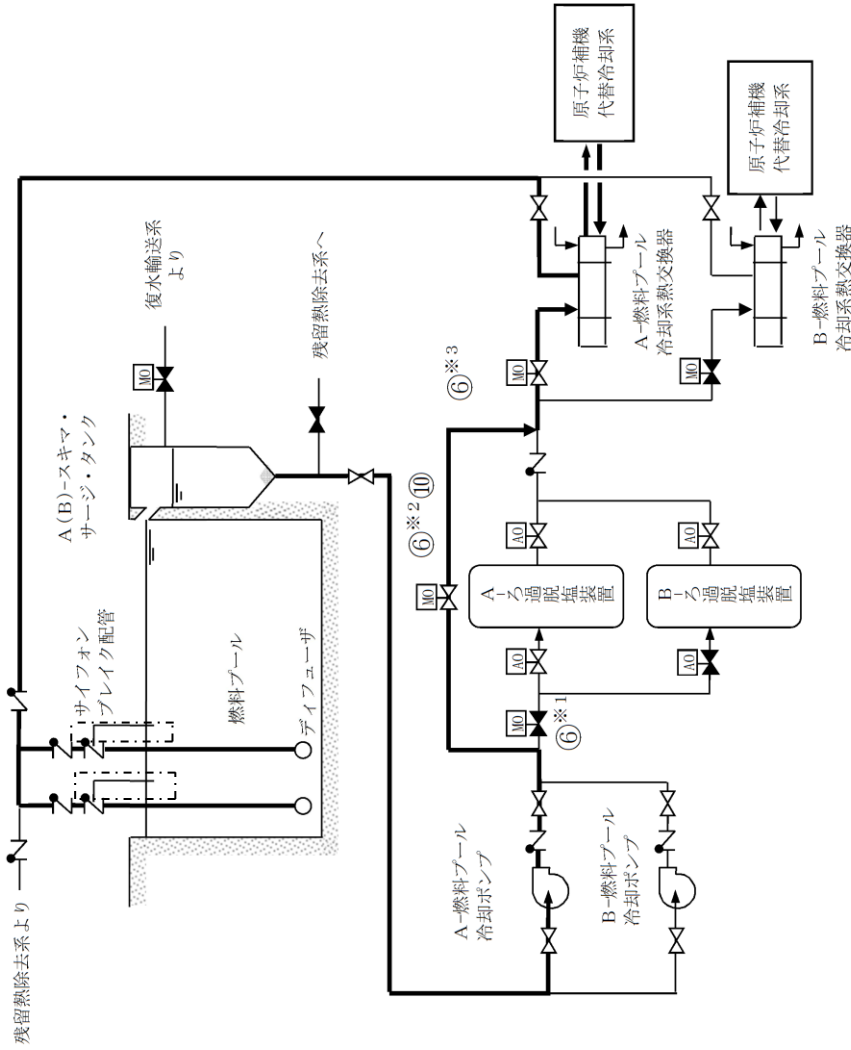
第 1.11-11 図 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動 概要図

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間 (分)						備考
	要員 (数)		10	20	30	40	50	60	
燃料プール監視カメラ用 冷却設備起動	中央制御室運転員A	1							
	現場運転員B, C	2							

第 1.11-12 図 燃料プール監視カメラ用冷却設備起動 タイムチャート

凡例

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



操作手順	弁名称
⑥※1	FPCフィルタ入口弁
⑥※2 ⑩	FPCフィルタバイパス弁
⑥※3	A-FPC熱交入口弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

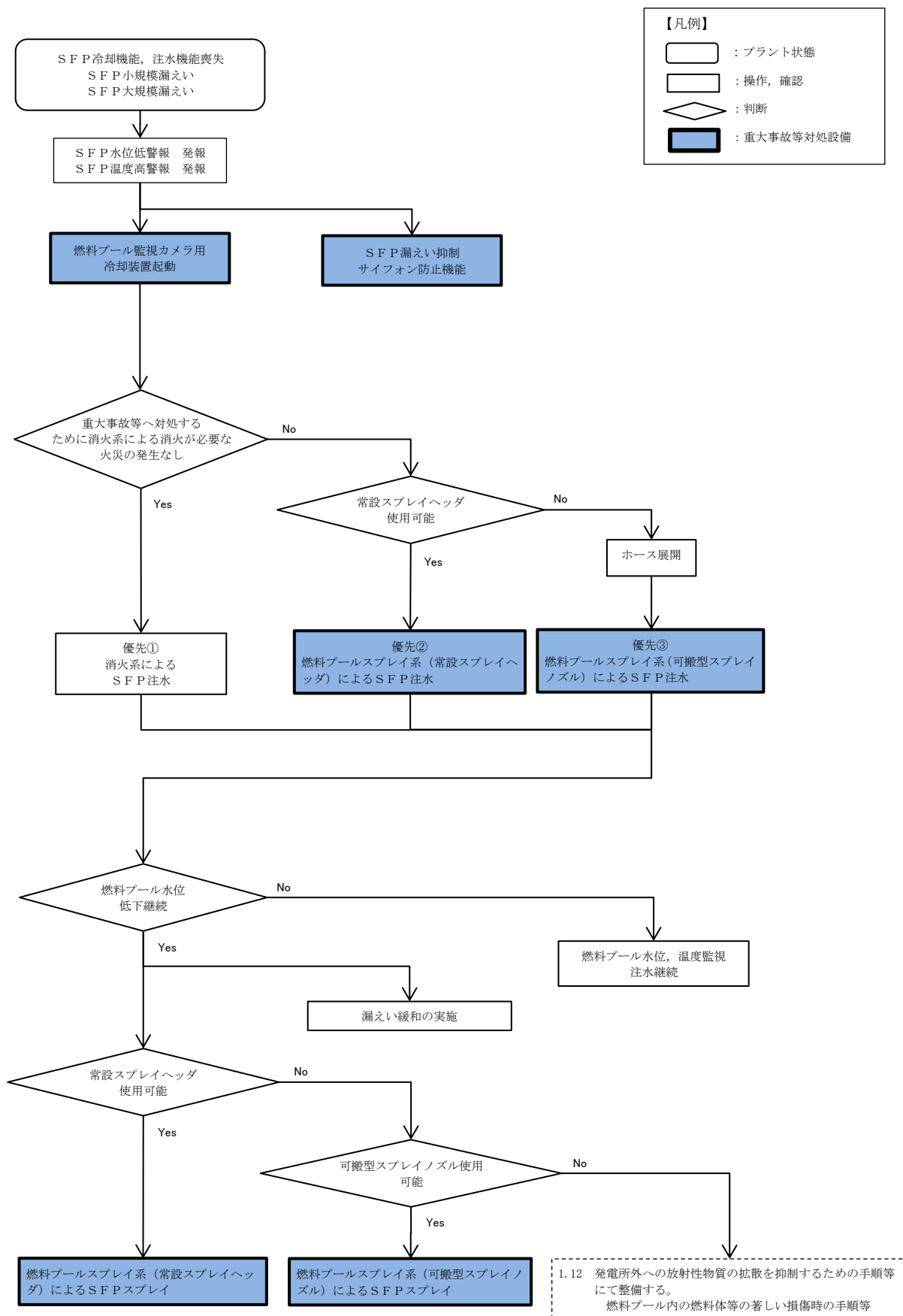
○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

### 第 1.11-13 図 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 概要図

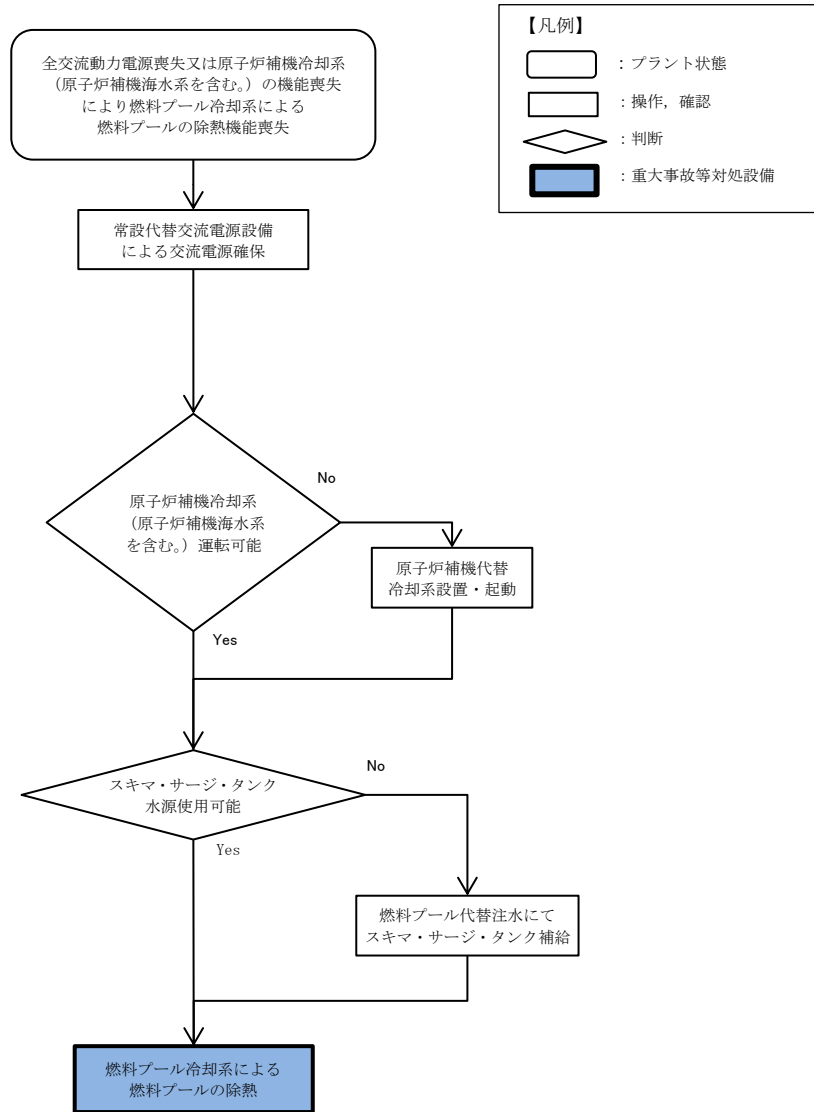
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考		
手順の項目	要員(数)	10	20	30	40	50	60								
燃料プール冷却系による燃料プール除熱	中央制御室運転員A 1	燃料プール冷却系による燃料プールの除熱 10分※1													
		電源確認													
			系統構成, ポンプ起動												

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

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



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



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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1 / 8）

技術的能力審査基準 (1.11)	番号	設置許可基準規則 (五十四条)	技術基準規則 (六十九条)	番号
<p><b>【本文】</b></p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p> <p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p><b>【本文】</b></p> <p>発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p><b>【本文】</b></p> <p>発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p><b>【解釈】</b></p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	—	<p><b>【解釈】</b></p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、本規程第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	<p><b>【解釈】</b></p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	—
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれ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>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	⑨
<p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	③	<p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	<p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p>	⑩
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	④	<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等）を配備すること。</p>	⑪
<p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p>	⑤	<p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	<p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p>	⑬
<p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p>	⑥	<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	<p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p>	⑭
<p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑦	<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	⑮
		<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	<p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>	⑯

- ※1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- ※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
- ※4：サイフォンブレイク機能は、操作及び確認を必要としないため、手順書として整備しない。
- ※5：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
- ※6：手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する

## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2 / 8）

■ : 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	基準 解釈対応	機能	機器名称	常設 可搬	必要時間内 に使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
燃料プールへの注水 (常設スプレイヘッド)による 燃料プールの注水	大量送水車	新設	① ② ⑧ ⑩	消火系による燃料プールへの注水(消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合)	補助消火ポンプ	常設	40分	3名	自主対策とする理由は本文参照
	輪谷貯水槽(西1)※1※5	既設							
	輪谷貯水槽(西2)※1※5	既設							
	ホース・接続口	新設							
	燃料プールのスプレイ系 配管・弁	新設							
	常設スプレイヘッド	新設							
	燃料プール	既設							
	燃料補給設備※2	新設							
	可搬型ストレーナ	新設							
	大量送水車	新設							
燃料プールの注水 (可搬型スプレイノズル)による燃料プールの注水	大量送水車	新設	① ② ⑧ ⑨ ⑩	消火系による燃料プールへの注水(消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合)	補助消火ポンプ	常設	25分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	輪谷貯水槽(西1)※1※5	既設							
	輪谷貯水槽(西2)※1※5	既設							
	ホース・弁	新設							
	可搬型スプレイノズル	新設							
	燃料プール	既設							
	燃料補給設備※2	新設							
	可搬型ストレーナ	新設							
大量送水車	新設								
漏えい 抑制	サイフォンブレイク機能※4	既設	① ⑧	消火系による燃料プールへの注水(復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合)	補助消火ポンプ	常設	25分	1名	自主対策とする理由は本文参照
輪谷貯水槽(西1)※1※5	既設								
輪谷貯水槽(西2)※1※5	既設								
ホース・接続口	新設								
燃料プールのスプレイ系 配管・弁	新設								
常設スプレイヘッド	新設								
燃料プール	既設								
燃料補給設備※2	新設								
可搬型ストレーナ	新設								
大量送水車	新設								
燃料プールの注水 (可搬型スプレイノズル)による燃料プールの注水	大量送水車	新設	① ④ ⑤ ⑧ ⑩ ⑫ ⑬	消火系による燃料プールへの注水(復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合)	燃料プール冷却系 配管・弁	常設	25分	1名	自主対策とする理由は本文参照
	輪谷貯水槽(西1)※1※5	既設							
	輪谷貯水槽(西2)※1※5	既設							
	ホース・接続口	新設							
	燃料プールのスプレイ系 配管・弁	新設							
	常設スプレイヘッド	新設							
	燃料プール	既設							
	燃料補給設備※2	新設							
可搬型ストレーナ	新設								
大量送水車	新設								
燃料プールの注水 (可搬型スプレイノズル)による燃料プールの注水	大量送水車	新設	① ④ ⑤ ⑧ ⑩ ⑫ ⑬	-	-	-	-	-	-
	輪谷貯水槽(西1)※1※5	既設							
	輪谷貯水槽(西2)※1※5	既設							
	ホース・弁	新設							
	可搬型スプレイノズル	新設							
	燃料プール	既設							
	燃料補給設備※2	新設							
	可搬型ストレーナ	新設							

- ※1 : 手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
- ※2 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※3 : 手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
- ※4 : サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
- ※5 : 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
- ※6 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する



## 審査基準，基準規則と対処設備との対応表（3 / 8）

■ : 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	基準 解釈対応	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	
-	-	-	-	漏えい 緩和	シール材	可搬	1時間30分	3名	自主対策とする理由は本文参照	
					接着材					
					ステンレス鋼板					
					吊り降ろしロープ					
大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車	新設	① ⑤ ⑧ ⑬	-	-	-	-	-	-	
	ホース	新設								
	放水砲	新設								
	燃料補給設備※2	新設								
燃料プールの監視	燃料プール水位（SA）	新設	① ⑥ ⑧ ⑭ ⑯	-	-	-	-	-	-	
	燃料プール水位・温度（SA）	新設								
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）	新設								
	燃料プール監視カメラ（SA） （燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）	新設								
代替電源による給電	常設代替交流電源設備※2	新設	① ⑦ ⑧ ⑮	-	-	-	-	-	-	
	可搬型代替交流電源設備※2	新設								
	代替所内電気設備※2	新設								
	所内常設蓄電式直流電源設備※2	新設								
	常設代替直流電源設備※2	新設								
	所内常設直流電源設備（3系統目）※2	新設								
	可搬型直流電源設備※2	新設								
燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	燃料プール冷却ポンプ	既設	① ③ ⑧	-	-	-	-	-	-	
	燃料プール	既設								
	燃料プール冷却系熱交換器	既設								
	燃料プール冷却系 配管・弁	既設								
	燃料プール冷却系 スキマ・サージ・タンク	既設								
	燃料プール冷却系 ディフューザ	既設								
	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※6	既設								
	原子炉補機代替冷却系	新設								
	常設代替交流電源設備※2	新設								
	代替所内電気設備※2	新設								

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

※2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：手順は「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。

※4：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。

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

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

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(4 / 8)

技術的能力審査基準 (1.11)	適合方針
<p><b>【要求事項】</b></p> <p>1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）及び燃料プール冷却系による燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が以上に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する手段として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するために必要な手順等を整備する。</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(5 / 8)

技術的能力審査基準 (1.11)	適合方針
<p><b>【解釈】</b></p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p>	<p>—</p>
<p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(6 / 8)

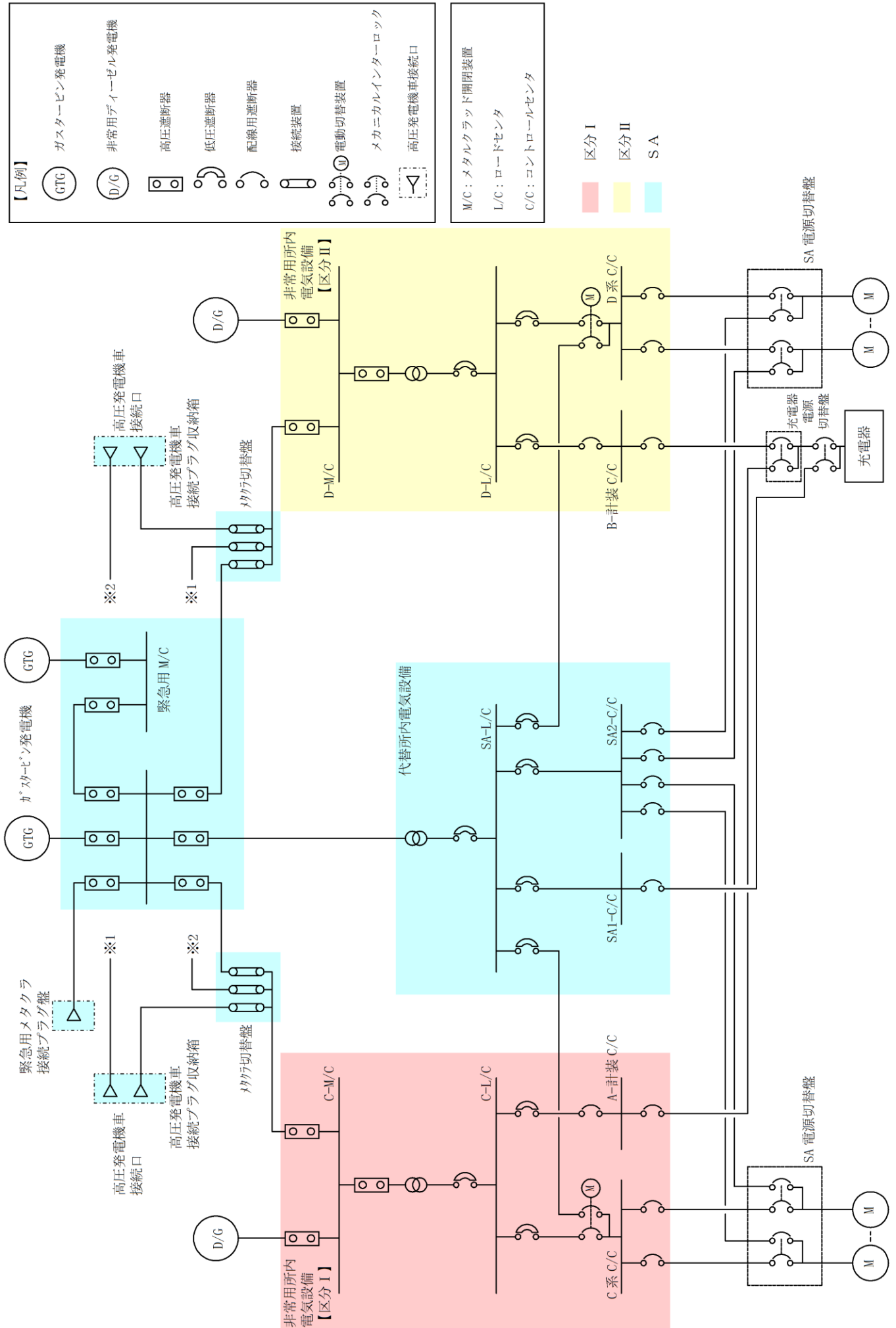
技術的能力審査基準 (1.11)	適合方針
<p>a) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>想定事故1及び想定事故2が発生した場合において、燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する手段として、代替注水設備である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プール内の燃料体等を冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>想定事故1及び想定事故2が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合に、当該悪影響を防止する手段として、燃料プール冷却系による燃料プールを冷却するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(7/8)

技術的能力審査基準 (1.11)	適合方針
<p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>燃料プールの水位が維持できない場合において、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する手段として、スプレイ設備である燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）及び燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料損傷を緩和するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。</p>	<p>燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する手順として、燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）及び大型送水ポンプ車による大気への拡散を抑制するために必要な手順等を整備する。</p> <p>なお、大型送水ポンプ車による大気への放射性物質の拡散抑制に関する手順については「1.12 発電所外への発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。</p>
<p>4 第1項及び第2項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p>	<p>—</p>

審査基準，基準規則と対処設備との対応表(8 / 8)

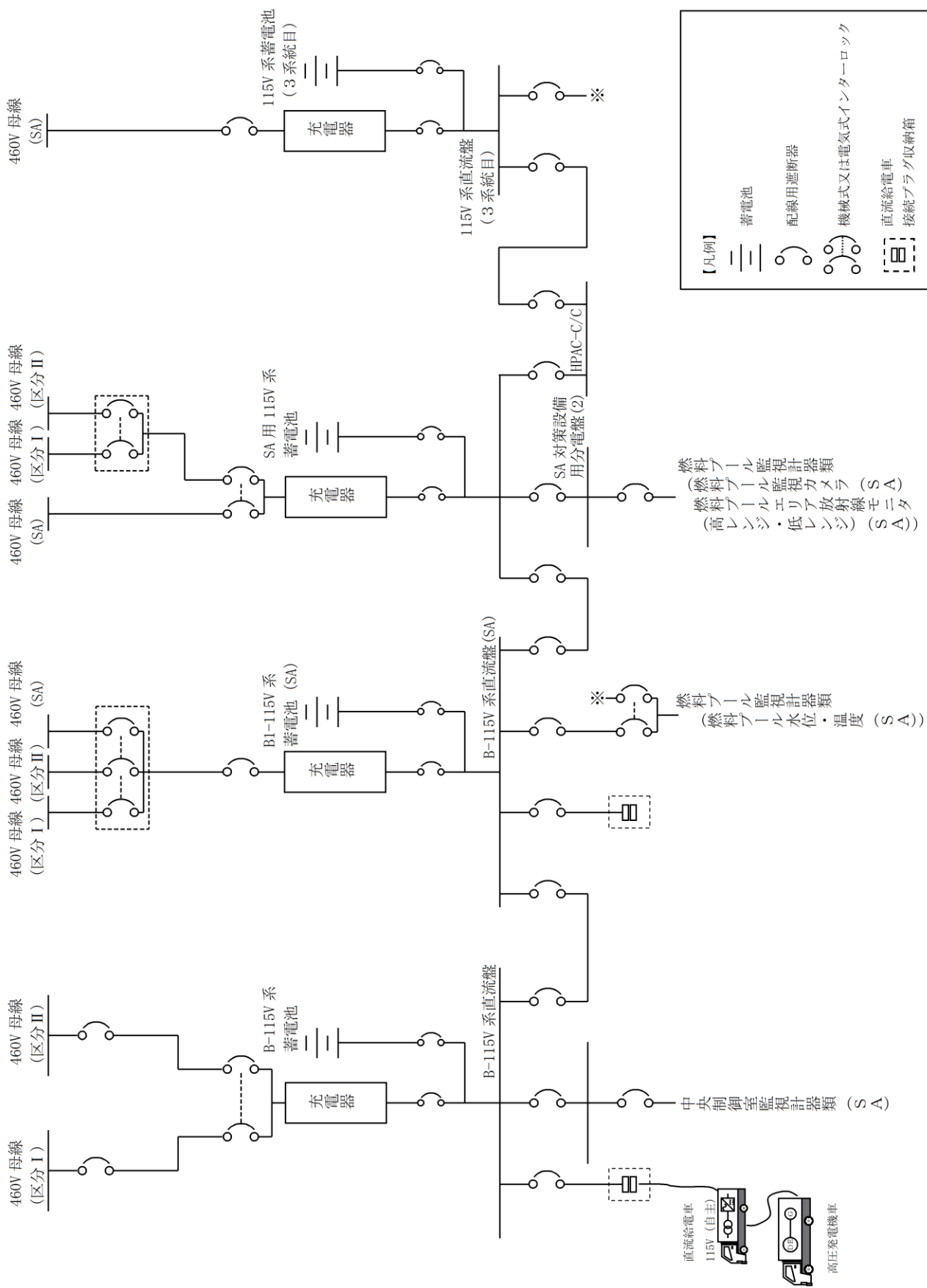
技術的能力審査基準 (1.11)	適合方針
<p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。</p>	<p>重大事故等時において、燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定する手段として、燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 及び燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。) による燃料プールの水位、水温及び上部の空間線量率を監視するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合において、燃料プールの計測に必要な設備 (燃料プール水位 (SA)、燃料プール水位・温度 (SA)、燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA) 及び燃料プール監視カメラ (SA) (燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)) へ代替電源設備 (常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備並びに所内常設蓄電式直流電源設備、所内常設直流電源設備 (3系統目) 及び可搬型直流電源設備) により給電する手順等を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>



第 1 図 対応手順として選定した設備の電源構成図 (交流電源)







第3図 対応手順として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

## 手順のリンク先について

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.11.2.3(1) b. 代替電源による給電
  - ・代替電源により燃料プール監視設備へ給電する手順
    - <リンク先> 1.14.2.1(1)代替交流電源設備による給電
    - 1.14.2.2(1) **c.** 可搬型直流電源設備による給電
    - 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
    - 1.14.2.2(1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
    - 1.14.2.2(1) b. 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電**
  
2. 1.11.2.4 (1) 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱
  - ・常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機に関する手順等
    - <リンク先> 1.14.2.3(1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車によるSAロードセンタ及びSAコントロールセンタ受電
    - 1.14.2.5(1) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給
    - 1.14.2.5(2) タンクローリから各機器等への給油
  
3. 1.11.2.5 その他の手順項目について考慮する手順
  - ・燃料プール冷却系への原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保手順
    - <リンク先> 1.5.2.2(1) a. 原子炉補機代替冷却系による除熱
    - 1.5.2.2(1) b. 大型送水ポンプ車による除熱
  - ・大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制手順
    - <リンク先> 1.12.2.1(1) a. 大型送水ポンプ車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制
  - ・輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への水の補給手段並びに水源から接続口までの大量送水車による送水手順
    - <リンク先> 1.13.2.1(6) a. 輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）を水源とした大量送水車による送水
    - 1.13.2.2(2) a. 輪谷貯水槽（東1）又は輪谷貯水槽（東2）から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯

水槽（西 2）への補給

1. 13. 2. 2 (2) b. 海から輪谷貯水槽（西 1）又は輪谷貯水槽（西 2）への補給

- ・非常用交流電源設備として使用する非常用ディーゼル発電機，常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備として使用する高圧発電機車，常設代替直流電源設備として使用する S A 用 115V 系蓄電池，所内常設直流電源設備（3 系統目）として使用する 115V 系蓄電池（3 系統目）又は可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び S A 用 115V 系充電器による燃料プール冷却ポンプ，電動弁及び中央制御室監視計器類への電源供給手順並びに常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機，可搬型代替交流電源設備及び可搬型直流電源設備として使用する高圧発電機車及び大量送水車への燃料補給手順

- <リンク先>
- 1. 14. 2. 1 (1) 代替交流電源設備による給電
  - 1. 14. 2. 2 (1) c. 可搬型直流電源設備による給電
  - 1. 14. 2. 3 (1) a. ガスタービン発電機又は高圧発電機車による S A ロードセンタ及び S A コントロールセンタ受電
  - 1. 14. 2. 2 (1) a. 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電
  - 1. 14. 2. 2 (1) b. 所内常設直流電源設備（3 系統目）による給電
  - 1. 14. 2. 5 (1) ガスタービン発電機用軽油タンク又は非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等からタンクローリへの補給
  - 1. 14. 2. 5 (2) タンクローリから各機器等への給油
  - 1. 14. 2. 6 (1) 非常用交流電源設備による給電
- ・操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順
- <リンク先>
- 1. 15. 2. 1 監視機能喪失
  - 1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失