

島根原子力発電所2号炉 審査資料	
資料番号	EP-061 改 66(1)
提出年月日	令和2年11月04日

## 島根原子力発電所2号炉

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

令和2年11月  
中国電力株式会社

1. 重大事故等対策
  - 1.0 重大事故等対策における共通事項
  - 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
  - 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
  - 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
  - 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
  - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
  - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
  - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
  - 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
  - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
  - 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
  - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
  - 1.12 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

## 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 >

<u>添付資料1.0.1</u>	<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
<u>添付資料1.0.3</u>	<u>予備品等の確保及び保管場所について</u>
<u>添付資料1.0.4</u>	<u>外部からの支援について</u>
<u>添付資料1.0.5</u>	<u>重大事故等への対応に係る文書体系</u>
<u>添付資料1.0.6</u>	<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>
<u>添付資料1.0.7</u>	<u>有効性評価における重大事故対応時の手順について</u>
<u>添付資料1.0.8</u>	<u>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</u>
<u>添付資料1.0.9</u>	<u>重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練について</u>
<u>添付資料1.0.10</u>	<u>重大事故等時の体制について</u>
<u>添付資料1.0.11</u>	<u>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</u>
<u>添付資料1.0.12</u>	<u>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</u>
<u>添付資料1.0.13</u>	<u>緊急時対策要員の作業時における装備について</u>
<u>添付資料1.0.14</u>	<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>
<u>添付資料1.0.15</u>	<u>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</u>
<u>添付資料 1.0.16</u>	<u>重大事故等時における停止号炉の影響について</u>

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、確実に実行できるよう訓練を実施する。

#### b. アクセスルートの確保

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

屋内及び屋外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関わらず、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、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関わらず、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、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、不等沈下等）、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保する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、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。

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等を実施する。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周辺の転倒する可能性のある資機材については、固縛等の転倒防止処置の実施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、現場との通信連絡手段を確保し、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等として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を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、緊急時対策要員（当直（運転員）、自衛消防隊を含む重大事故等に対処する要員から構成される。）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。）及びそれ以外の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、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で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時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を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その他の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及び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。

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、緊急時対策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と体制を整備する。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、緊急時対策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、緊急時対策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、緊急時対策要員のうち初動対応を行う要員に対して配備した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と体制を整備する。

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、有毒ガスの発生を必要な要員に周知するための手順を整備する。

#### b. 教育及び訓練の実施

緊急時対策要員に対して、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て的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、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、緊急時対策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緊急時対策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及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、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。

緊急時対策要員に対して、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、緊急時対策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緊急時対策要員を必要人数配置する。

重大事故等に対処する緊急時対策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、緊急時対策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) 緊急時対策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（運転員除く）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,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,緊急時対策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,指揮命令システムを明確にし,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,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、緊急時対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるように、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、早期に参集が可能なエリア（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、異常の把握、プラントデータの採取・状況のまとめ、発電所施設の保安維持を行う班、異常の拡大防止に必要な運転操作を行う当直（運転員）、応急措置のための復旧作業方法の作成、復旧作業等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、異常状況の把握の統括、異常の拡大防止に必要な運転上の操作への助言の統括を行い、復旧統括は復旧作業、消火活動等の統括を行う。

複数号炉の同時被災の場合において、必要な緊急時対策要員を発電所内に常時確保することにより、重大事故等対処設備を使用して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、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。

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、緊急時対策本部の運営支援、資機材及び輸送手段の確保等を行う班、関係機関へ通報・連絡等を行う班、マスコミ対応者への支援等を行う班で構成する。

- (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、緊急時対策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、重大事故等に対処する要員として、発電所内に2号運転員7名を含む緊急時対策要員合計47名を確保する。

なお、2号炉運転停止中においては、2号運転員を5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、緊急時対策要員を確保する。

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、所定の緊急時対策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）を含め緊急時対策要員の補充を行うとともに、そ

のような事態に備えた緊急時対策要員の体制に係る管理を行う。

緊急時対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる緊急時対策要員で、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）を含めて必要な緊急時対策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) 緊急時対策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10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、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する。

## 1.0.2 共通事項

### (1) 重大事故等対処設備

#### ① 切り替えの容易性

##### 【要求事項】

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

#### ② アクセスルートの確保

##### 【要求事項】

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

### (1) 重大事故等対処設備に係る事項

#### a. 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、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、確実に行え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がないように、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外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関わらず、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、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関わらず、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、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、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、不等沈下等）、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保する。

また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、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。

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、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等を実施する。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）の操作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、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、地震時に通行が阻害されないように、屋内アクセスルート周辺の転倒する可能性のある資機材については、原則アクセスルート周辺から撤去又は転倒防止処置等を実施する。

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、現場との通信連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。

(添付資料 1.0.2)



## (2) 復旧作業

### ① 予備品等の確保

#### 【要求事項】

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

#### 【解釈】

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

### ② 保管場所

#### 【要求事項】

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

### ③ アクセスルート

#### 【要求事項】

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

## (2) 復旧作業に係る事項

重大事故等時において、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等として、がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を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及び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、降下火砕物の到着が予想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に掲げる措置を講じることが定められていること。

- 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と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、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，緊急時対策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，安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号炉の同時被災等の過酷な状態において，限られた時間の中で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時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の

状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を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その他の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、火山灰の除灰及び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及び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。

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。

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，緊急時対策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と体制を整備する。固定源に対しては，緊急時対策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，緊急時対策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，緊急時対策要員のうち初動対応を行う要員に対して配備した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と体制を整備する。

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

緊急時対策要員に対して、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、緊急時対策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、緊急時対策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。

- ・ 緊急時対策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。
- ・ 緊急時対策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。
- ・ 緊急時対策要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教

育及び訓練については、年2回以上実施する。

- ・ 重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については、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。

緊急時対策要員に対して、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、緊急時対策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緊急時対策要員を必要人数配置する。

緊急時対策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、緊急時対策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、緊急時対策要員の役割に応じた、教育及び訓練を定期的実施する。

- (b) 緊急時対策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（運転員除く）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、降雨、強風等の悪天候下等を想定した事故時等、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。

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、緊急時対策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緊急時対策要員を待機させる。それ以外の緊急時対策要員は、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、緊急時対策要員は発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるように、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、早期に参集が可能なエリア（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、異常状況の把握の統括、異常の拡大防止に必要な運転上の操作への助言を行い、復旧統括は復旧作業、消火活動の統括を行う。

プラント監視班は、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を行う。

当直（運転員）は、異常の拡大防止に必要な運転上の操作を行う。

復旧班は、応急措置のための復旧作業方法の作成、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、異常状況の把握の統括、異常の拡大防止に必要な運転上の操作への助言の統括を行い、復旧統括は復旧作業、消火活動等の統括を行う。

複数号炉の同時被災の場合において、必要な緊急時対策要員を発電所内に常時確保することにより、重大事故等対処設備を使用して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、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、原子炉の異常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、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、緊急時対策要員・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、報道対応、自治体への対応の統括を行う。

報道班は、マスコミ対応者への支援を行う。

対外対応班は、自治体への対応を行う。

情報統括は、関係機関への通報・連絡、情報管理の統括を行う。

情報管理班は、関係機関への通報・連絡様式の作成、情報の収集、共有、一元管理等を行う。

通報班は、関係機関への通報連絡を行う。

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、緊急時対策要員の人員把握、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10条第1項に基づく特定事象に至るおそれがある事態）、原災法第10条第1項に基づく特定事象又は原災法第15条第1項に該当する事象が発生した場合においては緊急時体制を発令し、緊急時対策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。

非常招集する緊急時対策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、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、重大事故等に対処する要員として、発電所内に2号運転員7名を含む緊急時対策要員合計47名を確保する。

なお、2号炉運転停止中<sup>\*</sup>においては、2号運転員を5名とする。

※発電用原子炉の状態が低温停止（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、緊急時対策要員を確保する。

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）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた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、確保できる緊急時対策要員で、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）を含めて必要な緊急時対策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) 緊急時対策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10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を本社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、プラントメーカー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、平時から必要な対応を検討できる協力体制を継続して構築する。

(添付資料 1.0.4, 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;">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>



配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<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>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>サポート系故障時</p> <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>原子炉隔離時冷却系の復旧</p> <p>代替電源設備による</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压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>原子炉压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压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压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压力容器へ注水する。</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、原子炉隔離時冷却系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により直流電源を確保する。その後、常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇を防止するため、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設備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設備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設備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ポンベに切り替える。</p>			

対応手段等	サポート系故障時	代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧	<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	高圧溶融物放出／格納	<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>
	インターフェイス発生時	インターフェイスシステム	<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	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設備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	<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>原子炉運転中の場合</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。</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>
	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。</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>
	原子炉停止中の場合	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>
			<p>溶解炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合</p>	<p>溶解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）により残存溶解炉心を冷却する。</p> <p>低圧原子炉代替注水系（常設）により残存溶解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）により残存溶解炉心を冷却する。</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	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	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，ドライウエ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	<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（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>
	<p>フロントライン系故障時</p> <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>
	<p>炉心損傷前</p> <p>サポート系故障時</p> <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）の常設代替交流電源設備による残留熱除去系復旧</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（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）の常設代替交流電源設備による残留熱除去系の復旧</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（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> <p>格納容器代替スプレイ系により原子炉格納容器内の冷却を実施する場合は、以下の優先順位でスプレイを実施する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. ドライウェル内にスプレイ</li> <li>2. サプレッション・チェンバ内にスプレイ</li> </ol>



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、又は原子炉建物原子炉棟の水素濃度が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イを実施する。</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イ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、作業エリアには蓄電池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、原子炉压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	<p>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>	<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	<p>原子炉压力容器への注水</p>	<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压力容器へ注水する。原子炉压力容器へ注水する場合は、ほう酸水注入系により原子炉压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。
	格納容器内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、プ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>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（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）（SA）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及び可搬型直流電源設備から燃料プール水位（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）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	燃料プールの冷却系による	<p>燃料プール冷却系が全交流動力電源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>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>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	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>
	水源を利用した対応手順  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、大型送水ポンプ車から送水された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）への補給 輪谷貯水槽（西1）又は	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、海水を大型送水ポンプ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（出動準備、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り替えが可能である。 サプレッション・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、大型送水ポンプ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，所内常設蓄電池式直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備及び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</p> <p>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</p> <p>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，所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を用いて給電する。</li> <li>・所内常設蓄電池式直流電源設備及び常設代替直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</p> <p>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ーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」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、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及び常設代替直流電源設備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ディーゼル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、ディーゼル燃料貯蔵タンクは1基あたり約170m<sup>3</sup>を3基及び1基あたり約100m<sup>3</sup>を3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)

1.15 事故時の計装に関する手順等	<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>
パラメータの選定及び分類	<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 style="margin-left: 20px;">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 style="margin-left: 20px;">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 style="margin-left: 20px;">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 style="margin-left: 20px;">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	<p>代替パラメータによる推定</p> <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、原子炉压力容器の温度及び水位である。</p> <p>原子炉压力容器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>	<p>可搬型計測器による計測</p> <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>
			<p>計器電源喪失時</p> <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又は常設代替直流電源設備から給電する。</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>	
	パラメータ記録	<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。</li> <li>・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中央制御室換気系へ給電し、中央制御室の系統隔離運転の実施又は炉心損傷時は中央制御室の正圧化を実施する。</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置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置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10条特定事象が発生した場合は、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置する。</p>
運転員等の被ばくの低減	<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、常設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ブローアウトパネル部を閉止する。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>

配慮すべき事項	放射線管理	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。
	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を用いて中央制御室換気系等へ給電する。

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、「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生した場合、又は、「原子力災害対策特別措置法」第10条特定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。</li> <li>全交流動力電源喪失時は、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>・「原子力災害対策特別措置法」第10条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징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、「原子力災害対策特別措置法」第10条特定事象が発生したと判断した後、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징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>発電所内の通信連絡</p> <p>緊急時対策要員が、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>
	<p>発電所外（社内外）との通信連絡</p> <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>緊急時対策要員が、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>中央制御室の緊急時対策要員が、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>緊急時対策所の緊急時対策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、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>緊急時対策所の緊急時対策要員が、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、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の緊急時対策要員が、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、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び衛星電話設備を使用する。</p> <p>緊急時対策所の緊急時対策要員が、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	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	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機能回復	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機能回復	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設備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設備による背圧対策	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	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		
	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		
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	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	

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（現場操作）	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間50分以内
	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	
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）による原子炉压力容器への注水	1.4と同様			
低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水（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	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
	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	燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへの注水	運転員 （中央制御室）	1	2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（4/10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.11	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監視設備への給電	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		
	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			

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20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20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20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20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20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20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及び大型送水ポンプ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		
	海から輪谷貯水槽（西1）又は輪谷貯水槽（西2）への補給（大型送水ポンプ車による補給）	緊急時対策要員	12	3時間40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	
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	
	常設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
	常設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35分以内
	常設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35分以内
		緊急時対策要員	3	
	常設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		
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（ディーゼル燃料貯蔵タンク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（タンクローリによる給油対象設備への給油）	緊急時対策要員	2	30分以内	

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. 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（現場）による計測）	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		
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正圧化準備手順	運転員 （現場）	2	30分以内
	チェンジングエリアの設置及び運用手順	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
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			

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. 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（空気ボンベ）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（空気ボンベ）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（空気ボンベ）から緊急時対策所空気浄化送風機への切替え手順）	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置及び運用手順）	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 (SLC)	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)	○	—
		高圧炉心スプレイ系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設備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設備による背圧対策	○	—
		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	格納容器フイルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		格納容器フイ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)	○	—
		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	○	—
		ドライウェル 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イルタベント系の不活性化	○	—
		格納容器フイ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	○	—
		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	○	—
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	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	—	—
		原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水(淡水/海水)	—	○
		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ライトパネル開放による水素排出	○	—
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	消火系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(淡水/海水)	—	○
		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)	—	○

※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	○	—
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	代替交流電源設備を使用した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の絞り込み	—	○
		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	—	○
		シルトフエンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	—	○
		化学消防自動車等又は小型放水砲等による泡消火	—	○
		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	○	—
1.13	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	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	○	—
		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	X	—
		ろ過水タンクを水源とした燃料プールへの注水	X	—
		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ペ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ペ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)を水源とした原子炉ウエルへの注水	—	○
		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ペ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	—	○
		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	電源の確保に関する手順等	高圧発電機車によるM/C C系又はM/C D系受電
高圧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を使用したM/C C系又はM/C D系受電	○			—
所内常設蓄電池直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電	○			—
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系直流盤受電	○			—
直流給電車による直流盤への給電	—			○
非常用直流電源喪失時のA-115V系直流盤受電	○			○
号炉間連絡ケーブルを使用したA-115V系直流盤又はB-115V系直流盤受電	○			—
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コントローラ受電	○			○
ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリへの補給	—			○
タンクローリから各機器等への給油	—			○
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)	○	—		
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)	—	○
		パラメータを記録する手段	○	—

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)
1.16	原子炉制御室の居住性等に 関する手順等	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置及び運用手順	—	○
		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	—	○
		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	—	○
1.17	監視測定等に関する手順 等	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, 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	○	—
		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置及び運用手順	—	—		
1.18	緊急時対策所の居住性等に 関する手順等	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置及び運用手順	—	○
		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	—	○
		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, 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	○	—		
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置及び運用手順	—	—		

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補給手順	—	○
		緊急時対策所用発電機(予備)の切替え手順	—	○
		発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	○	○
1.19	通信連絡に関する手順等	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压力容器への注水

### (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压力容器への注水を行う。

①復水輸送系から原子炉压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、原子炉压力容器を逃がし安全弁（第1図④）にて減圧する。

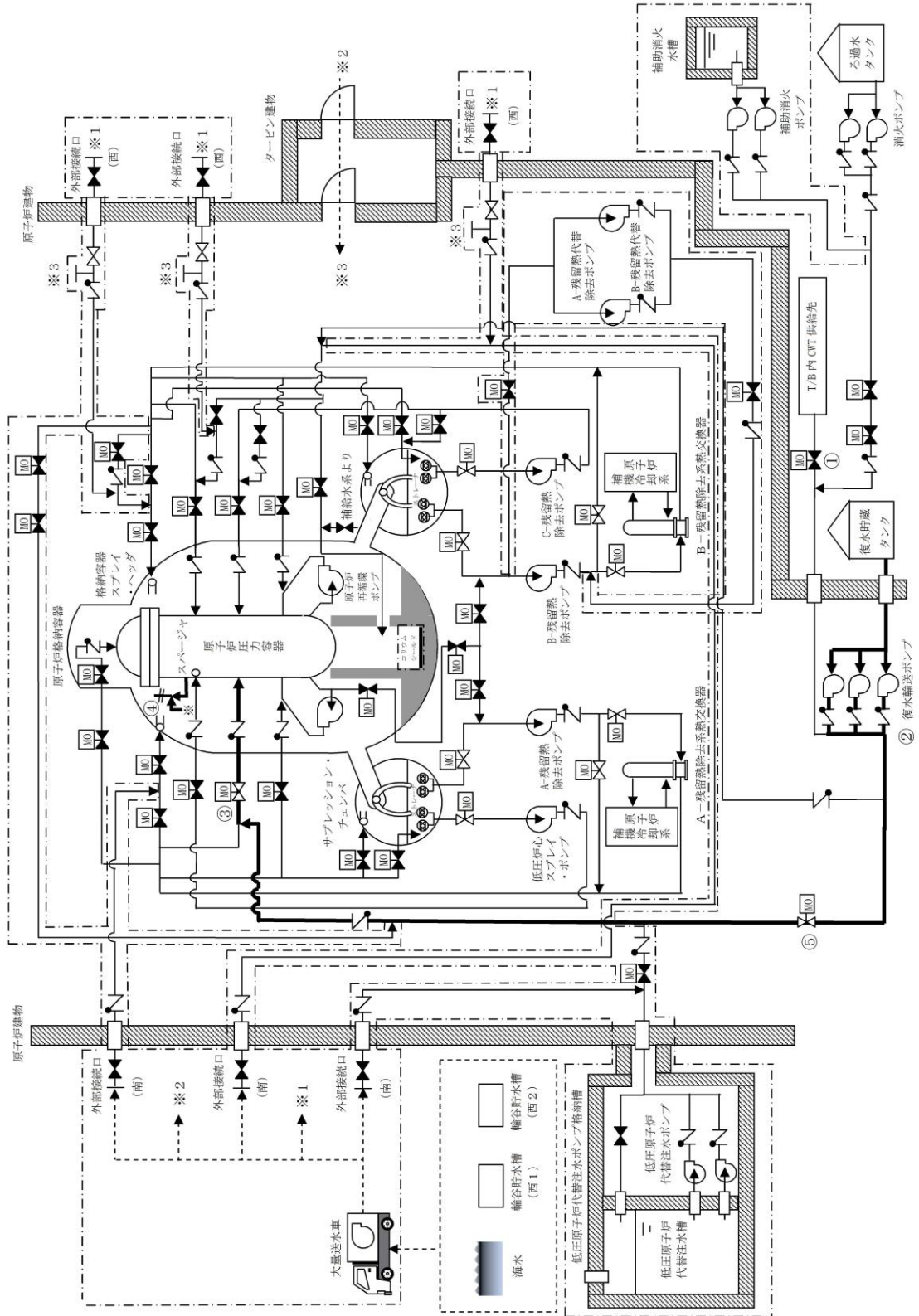
③原子炉圧力が復水輸送系統圧力以下にて、A-RHR RPV代替注水弁（第1図⑤）を「開」し、原子炉压力容器への注水が開始されていることを原子炉水位計、原子炉圧力計、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力計、RPV/PCV注入流量指示値にて確認する。

### (2) 操作の容易性について

復水輸送系による原子炉压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。

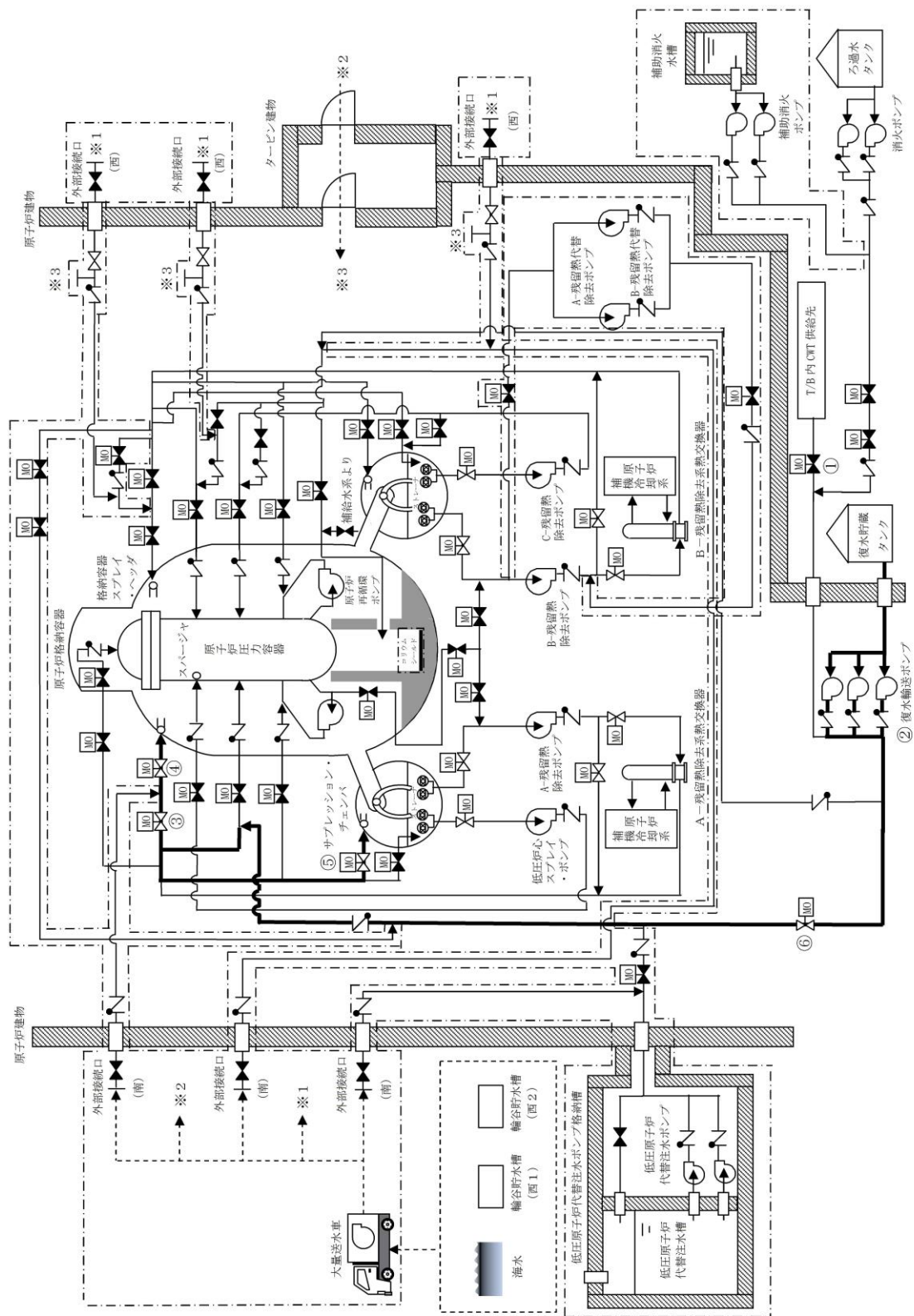
- ①復水輸送系から原子炉格納容器までの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁（第2図①）を「閉」し、復水輸送ポンプ（第2図②）を起動する。
- ②A-RHRドライウエル第1スプレイ弁（第2図③）、A-RHRドライウエル第2スプレイ弁（第2図④）又はA-RHRトーラススプレイ弁（第2図⑤）及びA-RHR R P V代替注水弁（第2図⑥）を「開」し、原子炉格納容器内にスプレイが開始されたことをドライウエル圧力計、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力計、R P V / P C V注入流量計にて確認する。

### (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
	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】

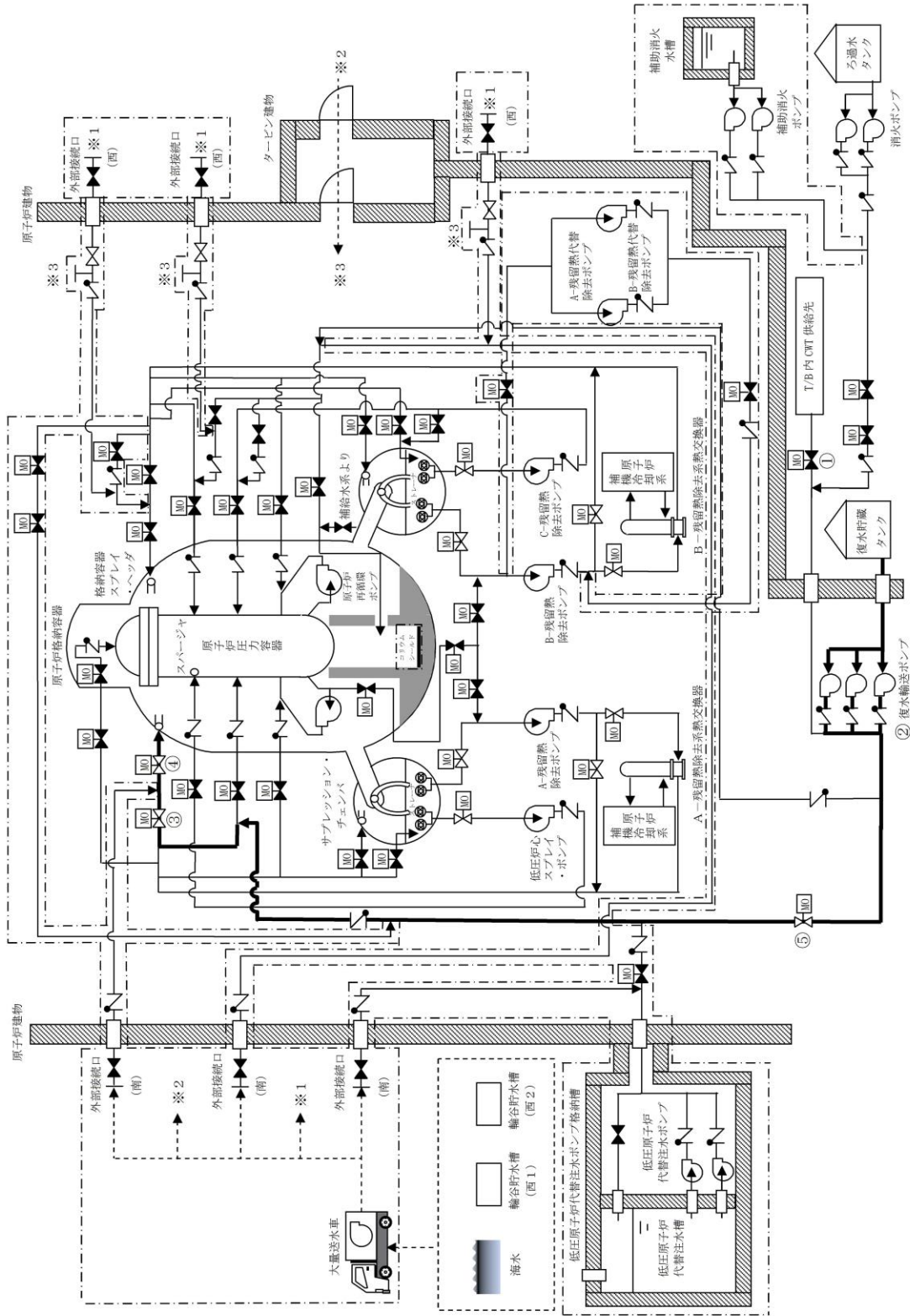
- ①復水輸送系から原子炉格納容器下部までの系統構成として、CWT T/B 供給遮断弁（第4図①）を「閉」し、復水輸送ポンプ（第4図②）を起動する。
- ②MUW PCV代替冷却外側隔離弁（第4図③）を「開」とし、原子炉格納容器下部への注水が始まったことをペDESTAL注入流量計、復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力計にて確認する。

#### (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

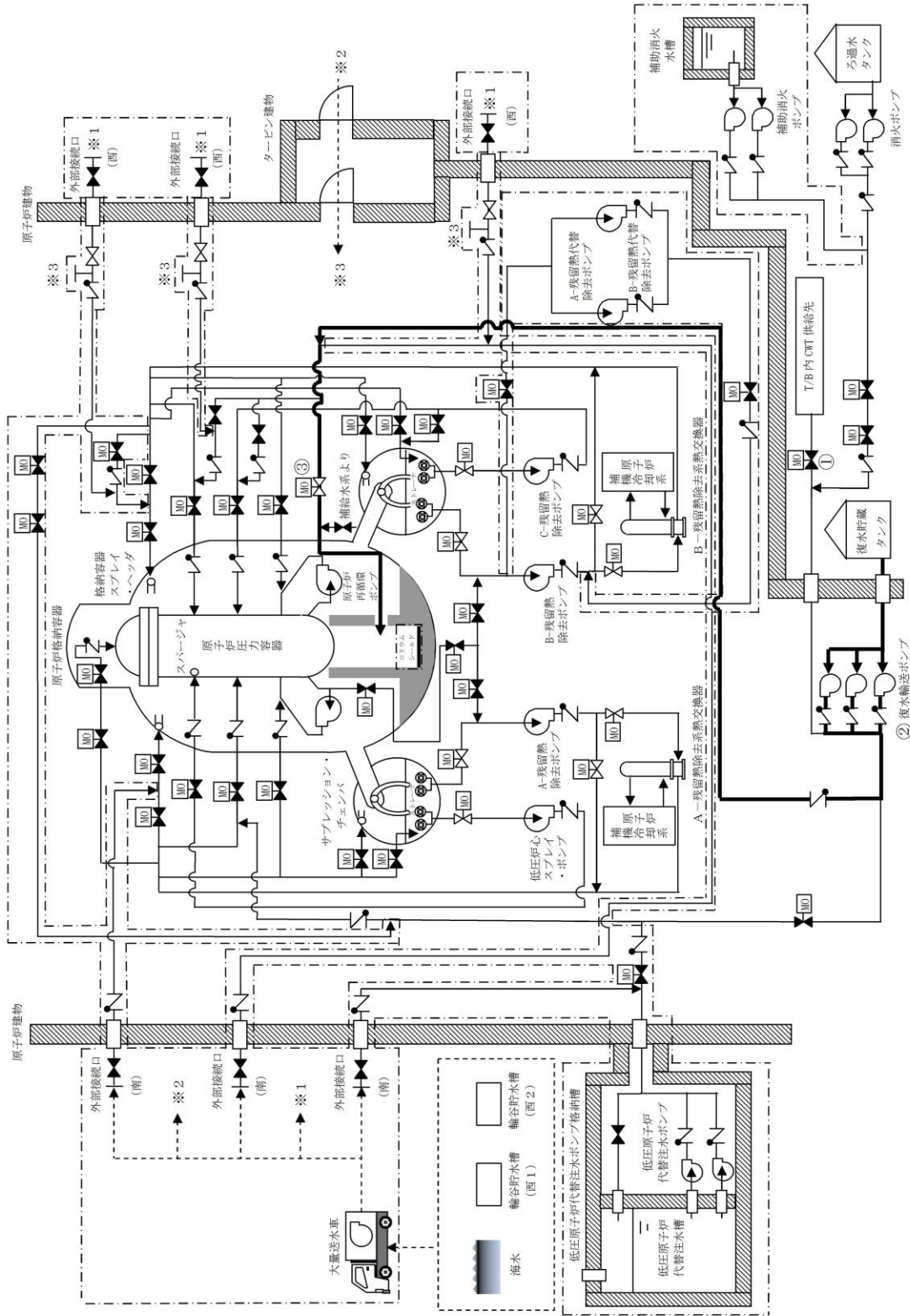


記載例 ○：操作手順番号を示す。

第3図 スプレイ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）

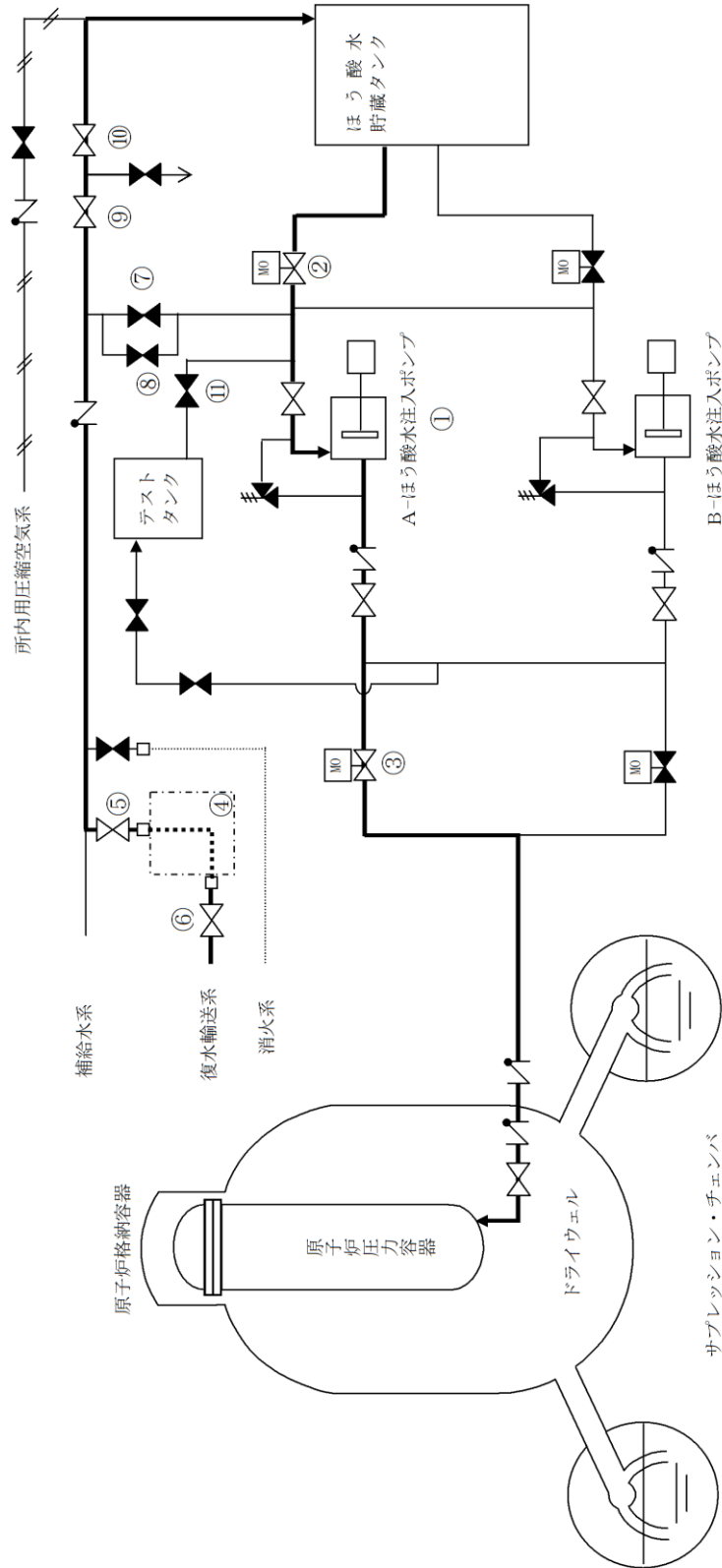
##### (1) 操作概要

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，MUW工具除染シンク供給弁（第5図⑤），CWT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，MUW工具除染シンク供給弁（第5図⑤），CWT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

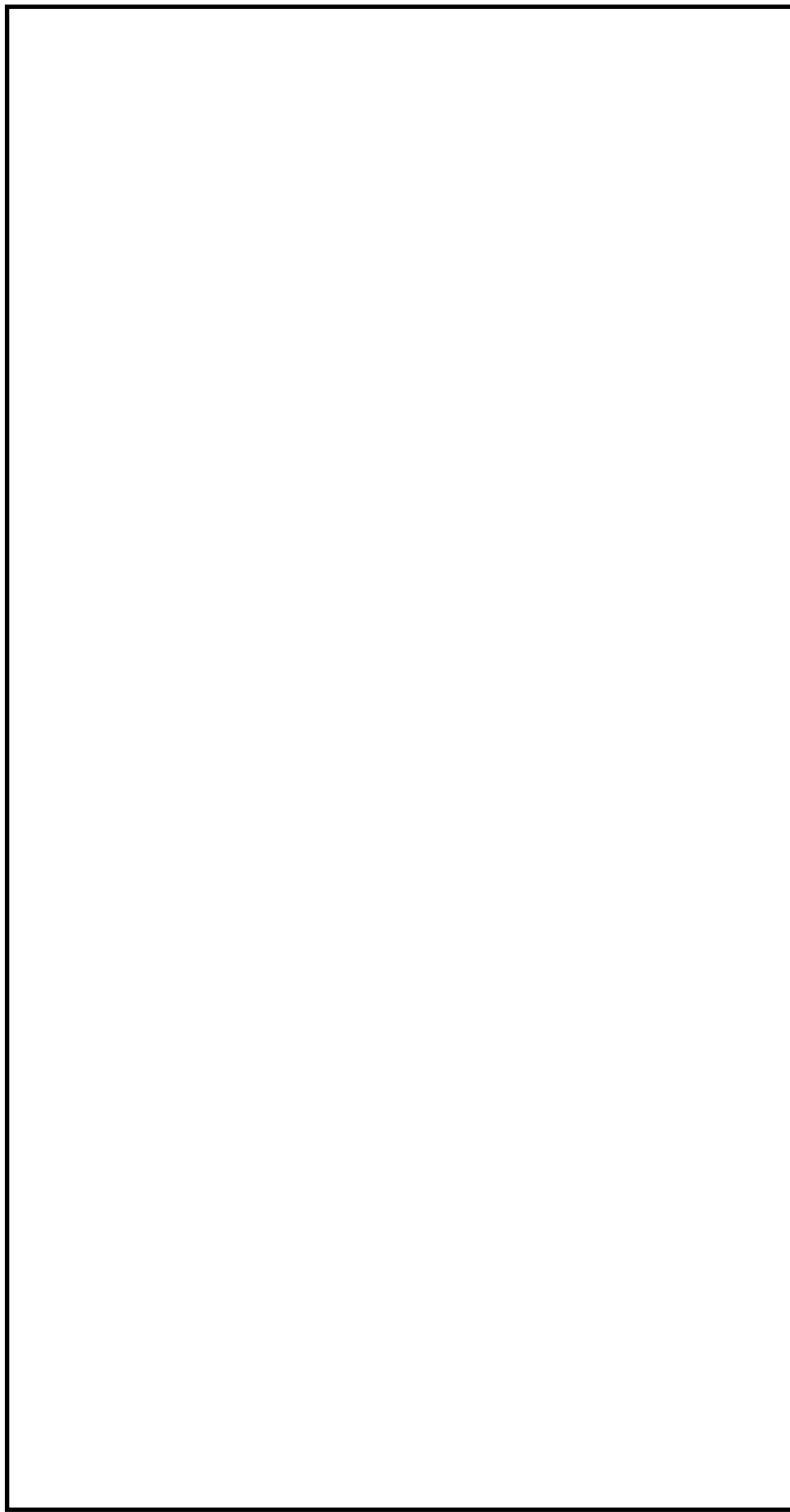


記載例 ○：操作手順番号を示す。

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なの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、S L C 封水止め及びびS L C オリフイスバイパス弁の全閉並びにS L C タンク補給水入口元弁及びびS L C 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なため、容易に操作可能である。



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第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。

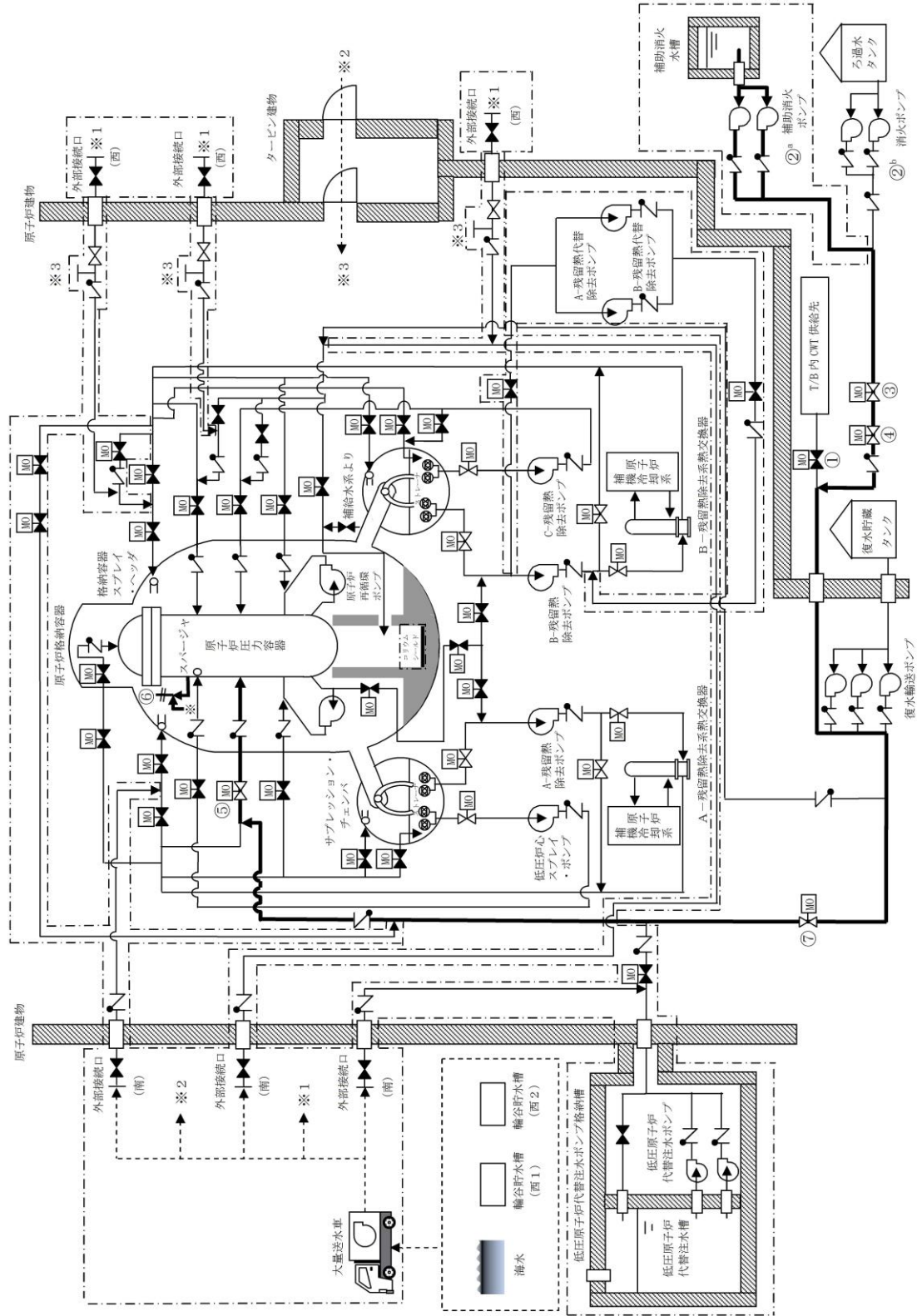
- ①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として、CWT T/B供給遮断弁（第7図①）を「閉」する。
- ②補助消火ポンプ（第7図②<sup>a</sup>）又は消火ポンプ（第7図②<sup>b</sup>）を起動し、CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）（第7図③）及びCWT系・消火系連絡止め弁（第7図④）を「開」する。
- ③A-RHR注水弁（第7図⑤）を「開」し、原子炉圧力容器を逃がし安全弁（第7図⑥）にて減圧する。
- ④原子炉圧力が消火系統圧力以下にてA-RHR RPV代替注水弁（第7図⑦）を「開」し、原子炉圧力容器への注水が開始されることを原子炉水位計、原子炉圧力計、消火ポンプ出口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

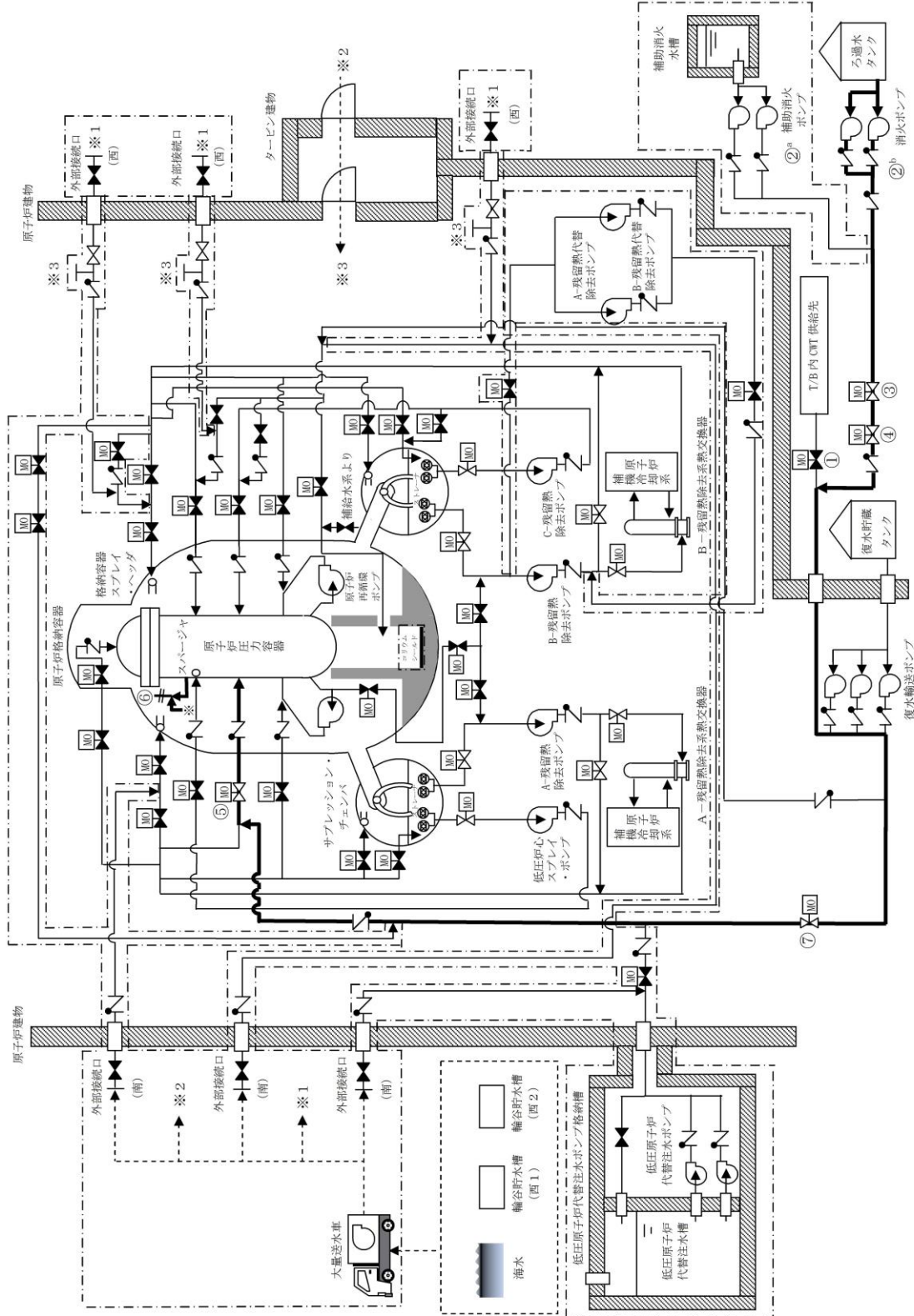
	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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圧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圧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。





## 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

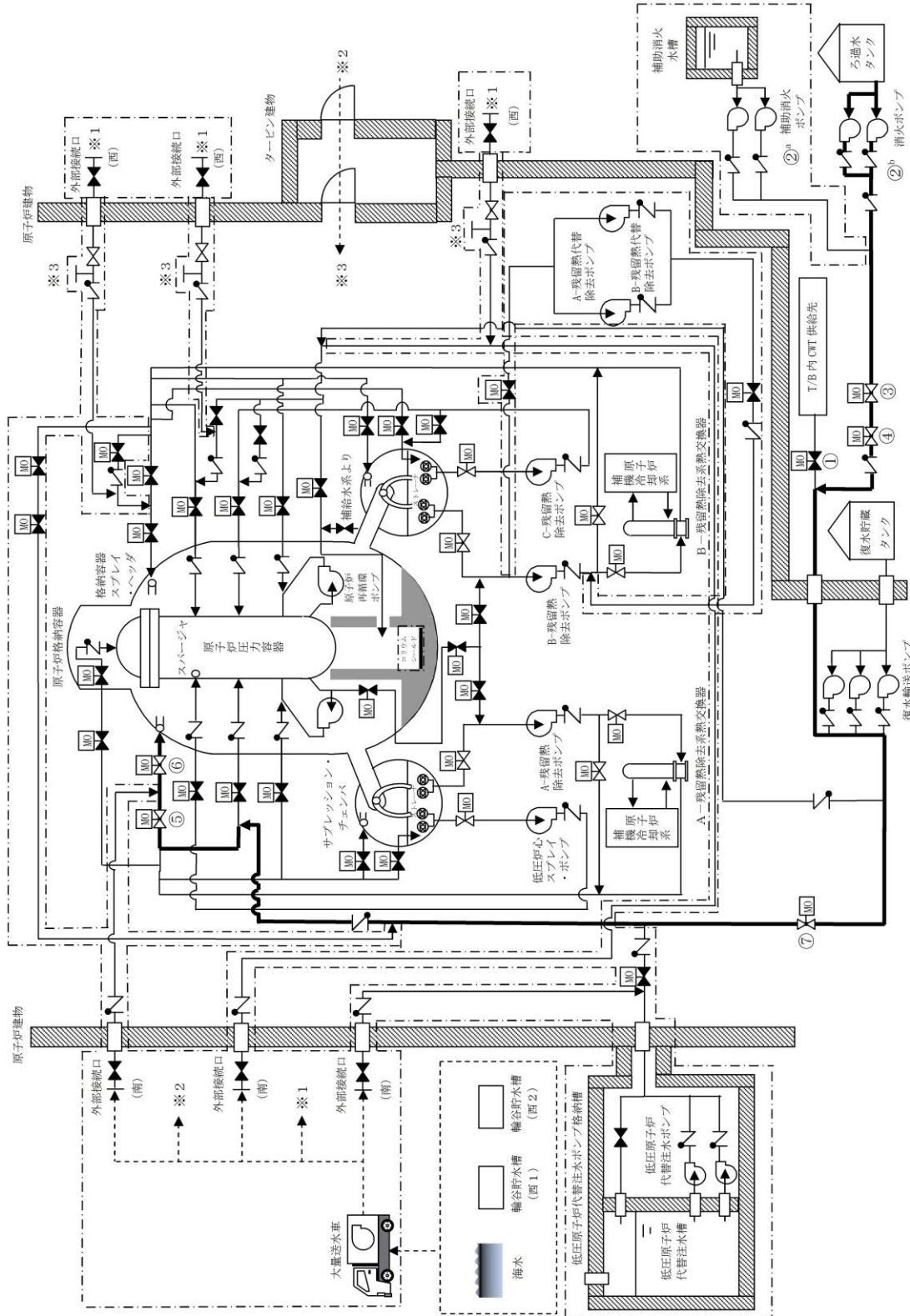
消火系による原子炉格納容器下部への注水操作と監視計器の確認については、中央制御室で対応可能なため、容易に操作可能である。





凡例

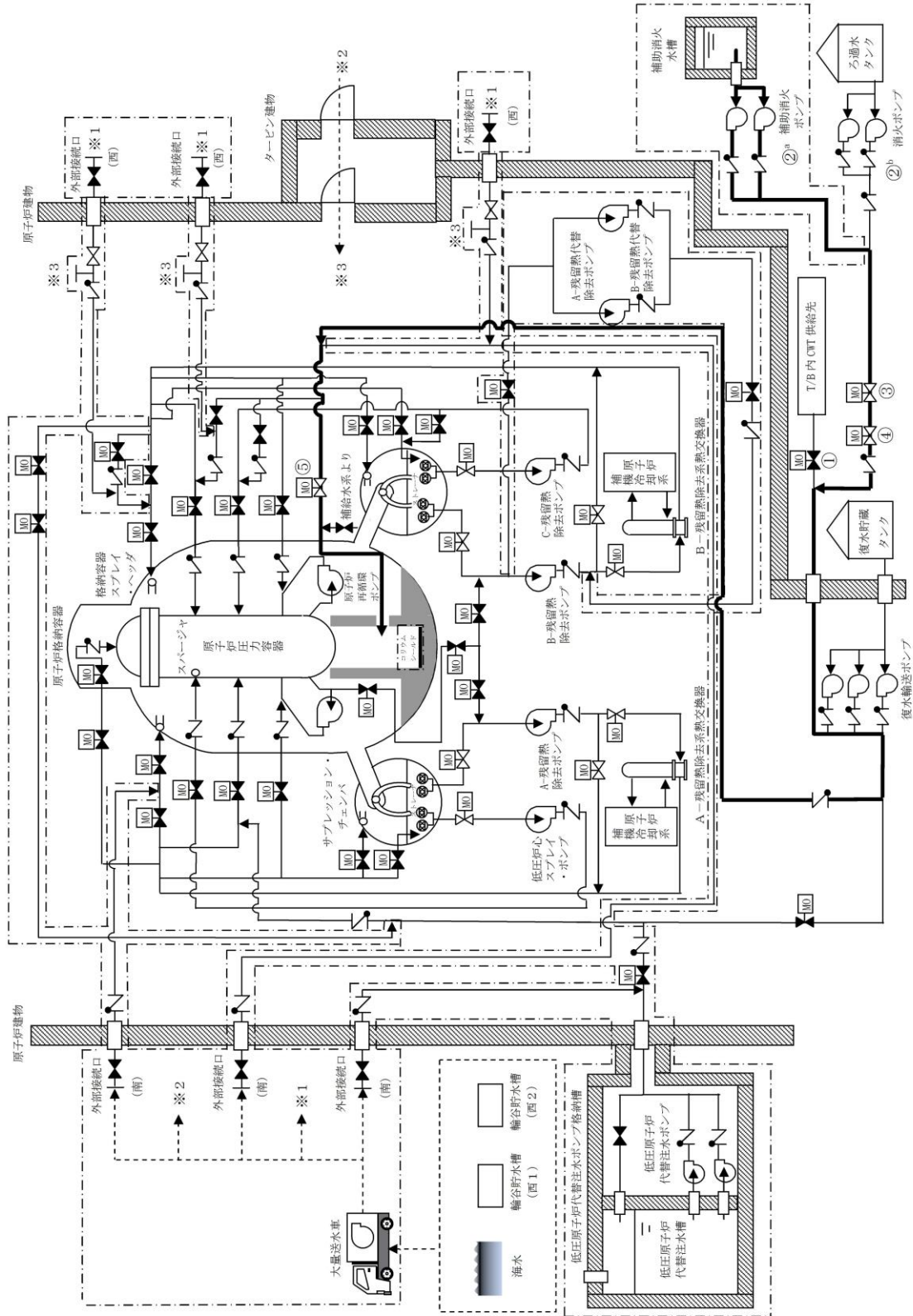
	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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)

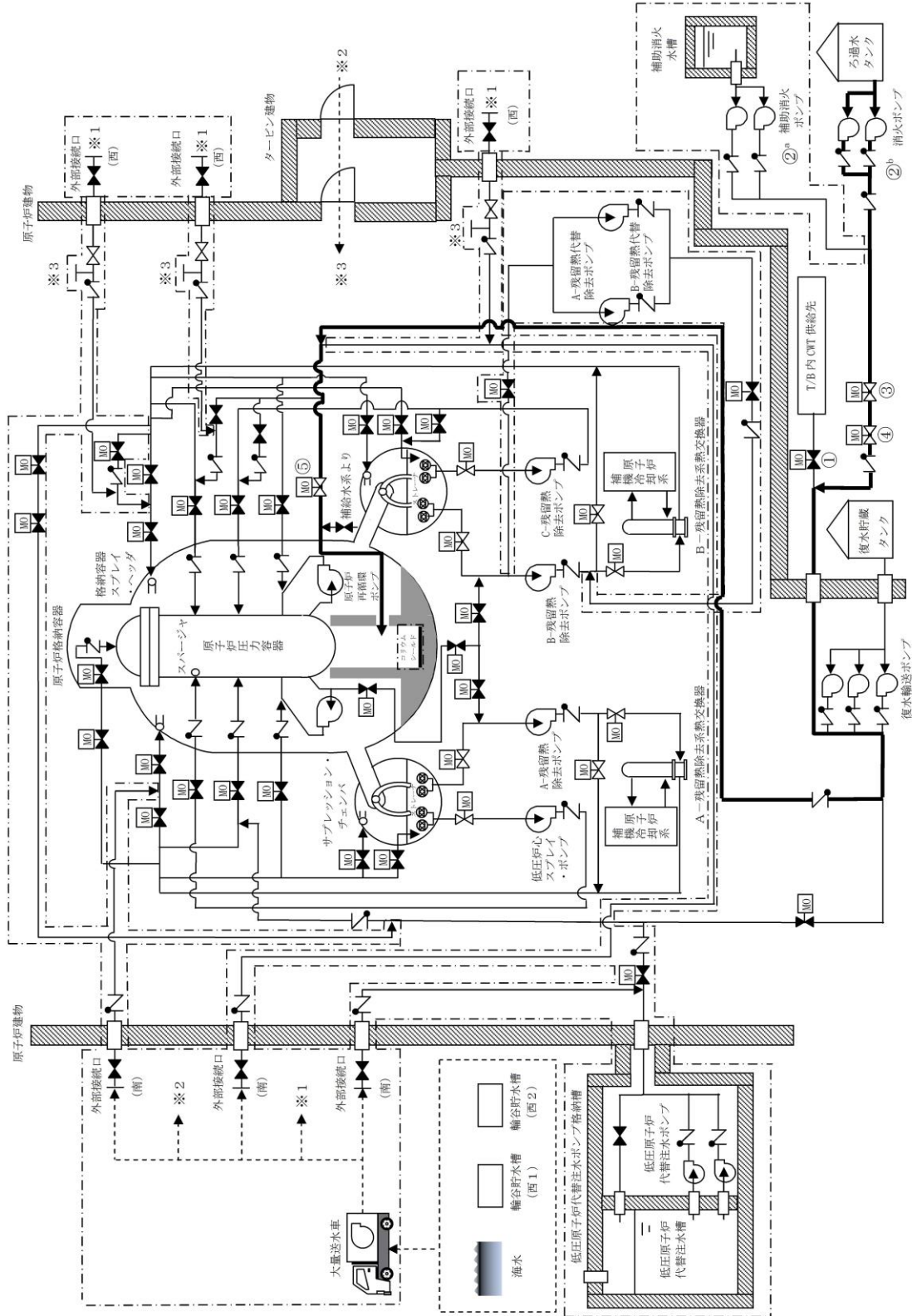
凡例	ポンプ
	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレートナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所



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

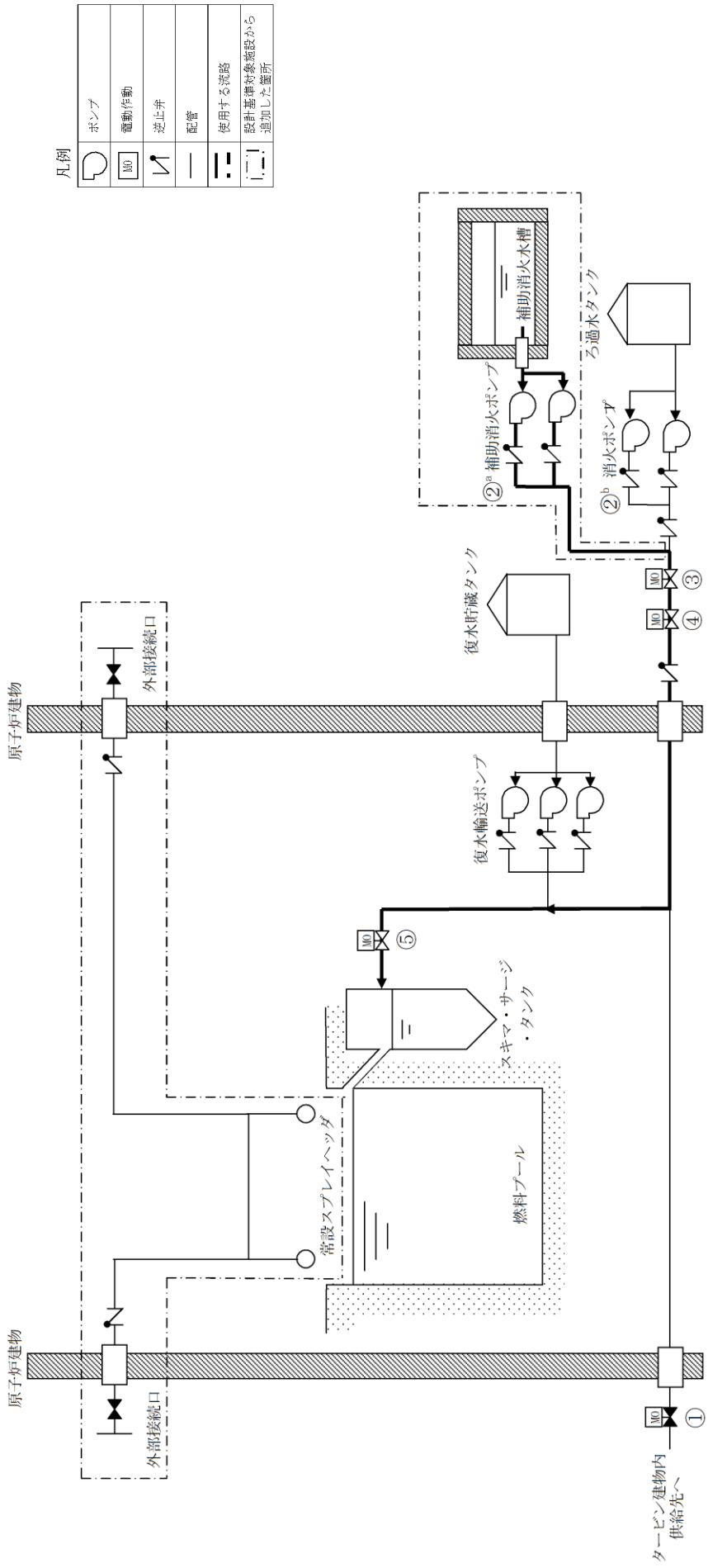
### (1) 操作概要

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。

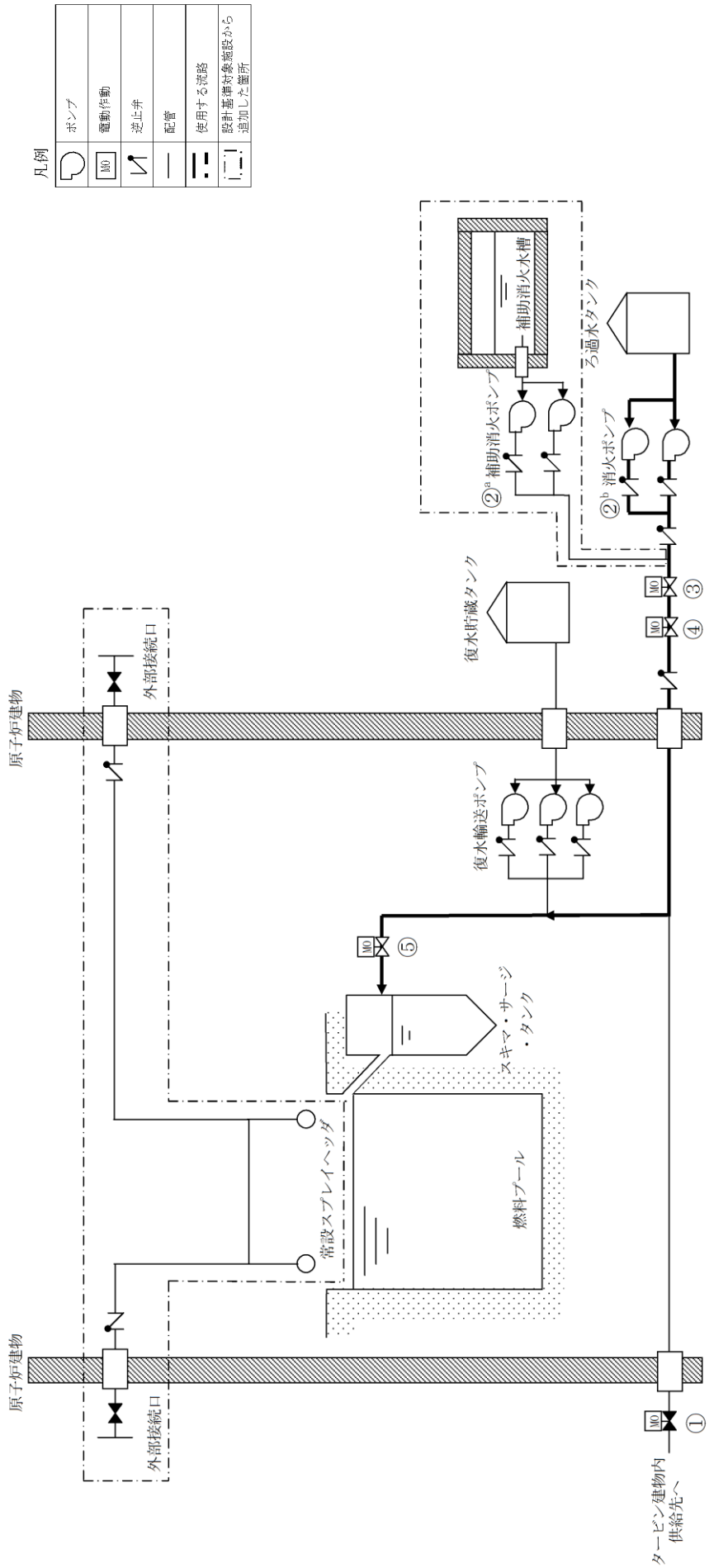


記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。

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
	停止弁
	配管
	使用する流路
	設計基準が表裏図から追加した箇所



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(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

予備品等の確保及び保管場所について

## < 目 次 >

1. 重要安全施設	1.0.3-1
2. 予備品等の確保	1.0.3-1
3. 予備品等の保管場所	1.0.3-2
第1表 重要安全施設一覧	1.0.3-3
第2表 予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材	1.0.3-5
第1図 予備品等の保管場所及びアクセスルート	1.0.3-7
補足1 予備品の確保等の考え方	1.0.3-8



「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」のうち、「1.0 共通事項（2）復旧作業に係る要求事項 ①予備品等の確保」において、重要安全施設の適切な予備品等を確保することが規定されている。

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

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

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

#### 1. 重要安全施設

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

#### 2. 予備品等の確保

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

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取り替え可能な機器、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。

上記の方針に適合する系統として屋外に設置している設備である原子炉補機海水ポンプは自然災害の影響を受ける可能性があるため対象機器として選定し、予備品として保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる機器であり、機械的故障と電氣的故障の要因が考えられる原子炉補機海水ポンプ電動機を予備品として確保する。確保する予備品については、保全計画に基づく定期的な機能確認を行う。

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、予備品への取り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、予備品への取り替え時に使用する重機としてラフタークレーン、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材をあらかじめ確保する。（第2表参照）

### 3. 予備品等の保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、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重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

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

なお、設備の復旧作業場所へのアクセスルートについては、第1図に示すアクセスルートから複数のルートを確認してアクセスし、予備品の保管場所から復旧作業場所へ予備品を移動させて復旧する。

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

第1表 重要安全施設一覧

安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・設備
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）
原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード） 高圧炉心スプレイ系
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系
格納容器の冷却機能	残留熱除去系（格納容器冷却モード）
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系（交流）
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系（直流）
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電設備
非常用の直流電源機能	直流電源設備
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備
補機冷却機能	原子炉補機冷却系

安全機能 (設置許可基準規則第 12 条)	系統・設備
冷却用海水供給機能	原子炉補機海水系※
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁，自動減圧機能のアクムレータ 主蒸気隔離弁のアクムレータ
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁
原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能	原子炉保護系
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束 原子炉スクラム用電磁接触器の状態又は制御棒位置
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位（広帯域，燃料域） 原子炉圧力
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率 サプレッション・プール水温
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域，燃料域） 格納容器圧力 サプレッション・プール水温 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 排気筒モニタ

※ 予備品（第 2 表 1. 予備品）を保管する系統（区分 I，II）

第2表 予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材

1. 予備品

名称	仕様	数量※	保管場所※
原子炉補機海水ポンプ 電動機	三相誘導電動機	1台	第1保管エリア (EL50m)

2. がれき撤去用重機

名称	仕様	数量※	保管場所※
ホイールローダ	バケット3.4m <sup>3</sup>	3台	第1保管エリア (EL50m) 第3保管エリア (EL13~33m) 第4保管エリア (EL8.5m)

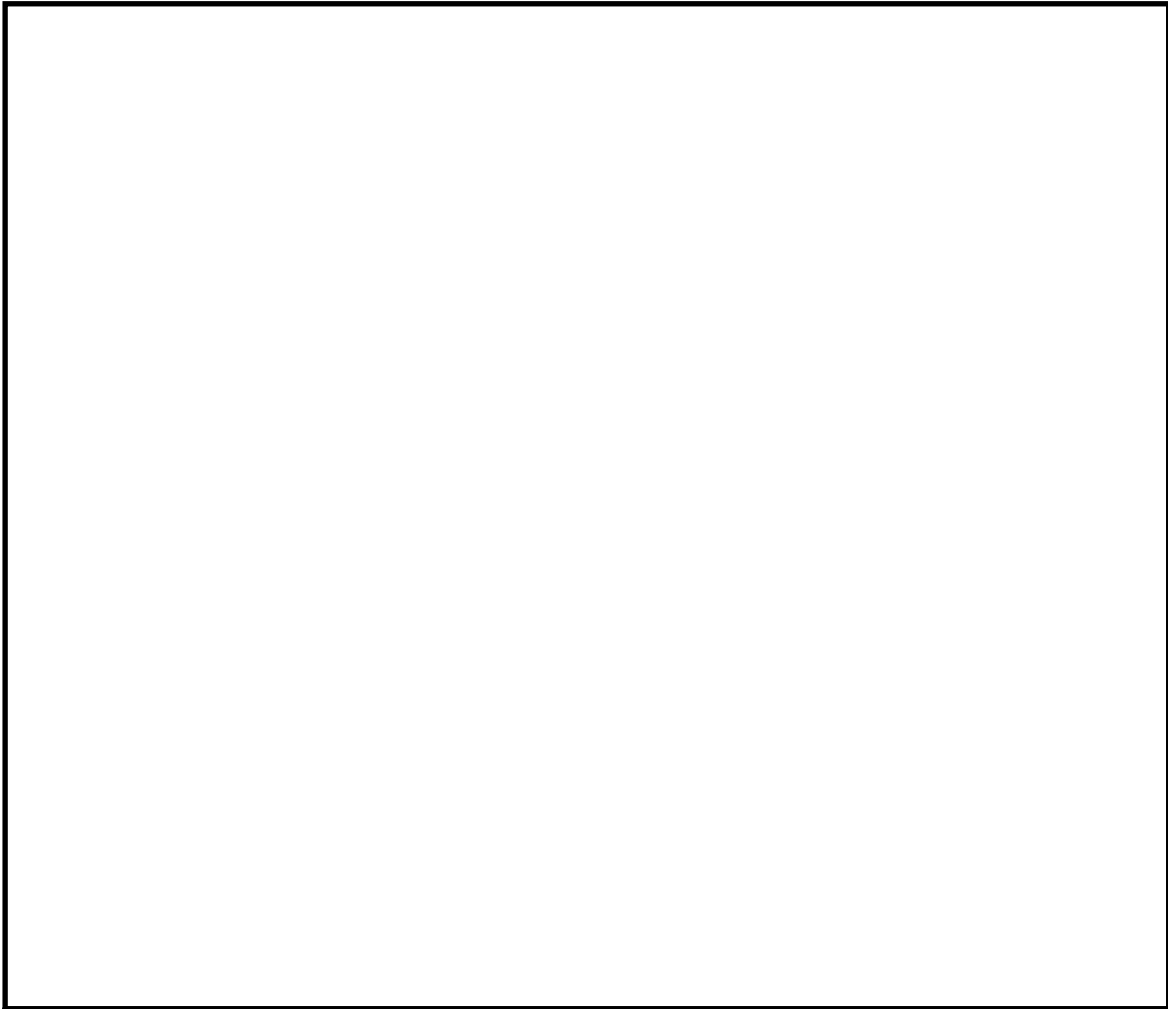
3. 予備品取り替え時に使用する重機

名称	仕様	数量※	保管場所※
ラフタークレーン	最大つり上げ荷重 60 t	1台	第1保管エリア (EL50m)

#### 4. 可搬型照明

名称	電源種別	数量※	保管場所※
ヘッドライト	乾電池	11 個 (運転員分 9 個+予備 2 個)	中央制御室
		38 個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち免震重要棟で宿泊する要員分 34 個+予備 4 個)	免震重要棟
		3 個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち第 1 チェックポイントで当直する要員分 2 個+予備 1 個)	第 1 チェックポイント
懐中電灯	乾電池	11 個 (運転員分 9 個+予備 2 個)	中央制御室
		11 個 (運転員分 9 個+予備 2 個)	第 2 チェックポイント
		43 個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応要員分 38 個+予備 5 個)	緊急時対策所 (対策本部)
		38 個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち免震重要棟で宿泊する要員分 34 個+予備 4 個)	免震重要棟
		3 個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち第 1 チェックポイントで当直する要員分 2 個+予備 1 個)	第 1 チェックポイント
LED ライト (ランタンタイプ)	乾電池	12 個 (中央制御室対応として中央制御室執務机 6 個+中央制御室待避室 2 個+予備 4 個)	中央制御室
		9 個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応要員分 7 個+予備 2 個)	緊急時対策所 (対策本部)
LED ライト (三脚タイプ)	蓄電池	3 台 (中央制御室 2 台+予備 1 台)	中央制御室前通路
LED ライト (フロアタイプ)	蓄電池	4 個 (非常用ガス処理系配管の補修用 2 個+予備 2 個)	第 2 チェックポイント

※ 数量、保管場所については、今後の検討により変更となる可能性がある。



第1図 予備品等の保管場所及びアクセスルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 予備品の確保等の考え方

## 1. 残留熱除去系（RHR）の復旧に関する予備品の確保等について

島根原子力発電所では、アクシデントマネジメント活動の一環として行われる復旧活動に際して、プラントの安全性確保に必要な機能を持つ系統・機器を復旧させる手順を「原子力災害対策手順書（復旧班）」にて整備している。本手順書には、事故収束を安定的に継続するために有効である残留熱除去系（以下、「RHR系」という。）の復旧手順も盛り込まれており、RHR系（A）、（B）の全ての除熱能力が喪失あるいは低下した際に、「RHR系系統異常発生要因フローチャート」により異常のある系統を判断し、「機器別故障原因特定マトリクス」にて故障個所の特定を行い、故障個所に応じた「復旧手順」にて復旧を行う構成としている（第2図）。しかしながら、すべての系統・機器の故障モードを網羅して予備品を確保することは効率的ではないので、以下の方針に基づき重要安全施設の取り替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

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

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

確保する予備品については、保全計画に基づく定期的な機能確認を行う。

なお、残留熱を除去する機能を有するRHR系は2系統（RHR系3系統のうち1系統は注水機能のみ）あり、防波壁等の津波対策及び原子炉建物内の内部溢水対策により区分分離されていることから、東日本大震災のように複数のRHR系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられるが、ある1系統のRHR系の電動機が浸水し、当該のRHR系が機能喪失に至った場合においても、他系統のRHR系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

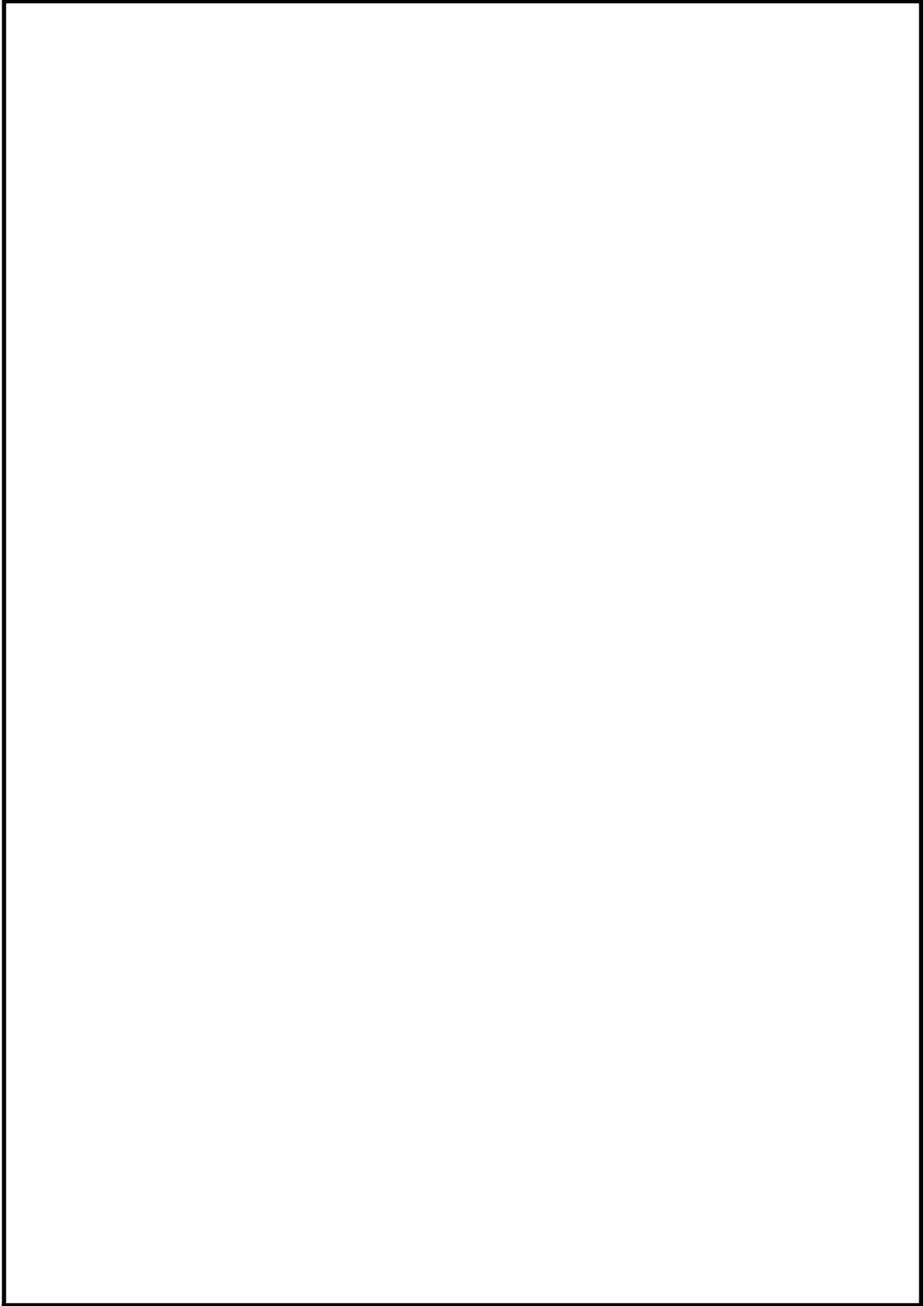
## 2. 予備品を用いた復旧作業について

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



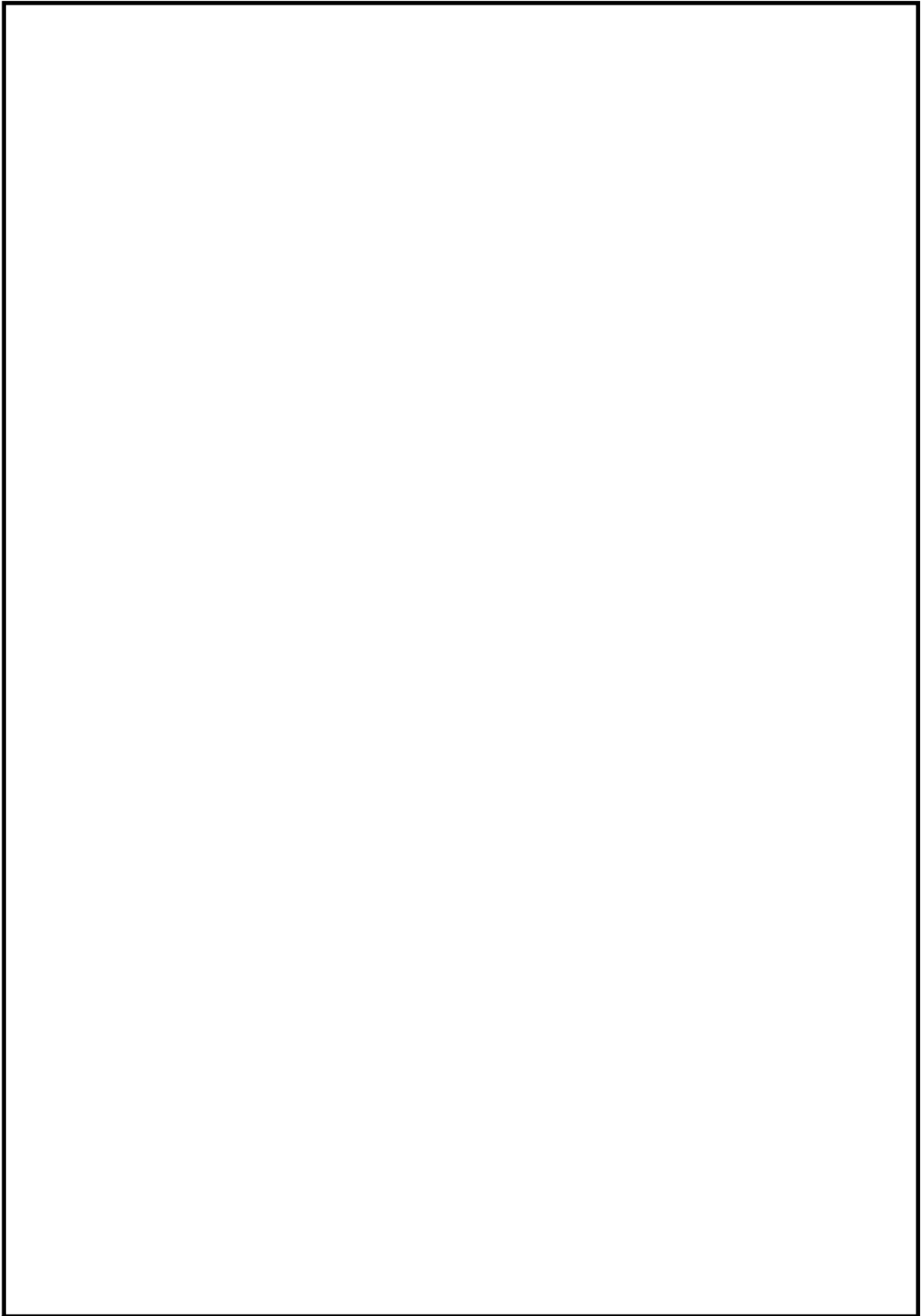
また、予備品を用いた原子炉補機海水ポンプ電動機の復旧作業は協力会社の支援による実施を考えている。

本復旧作業は事故収束後のプラントの安定状態を継続する上で有効であることから、直営訓練等を通じて復旧手順の整備や作業内容把握、訓練施設において予備品の類似機器を用いた分解点検や組立作業訓練等を通じて現場技能向上への取り組みを継続的に実施していく。



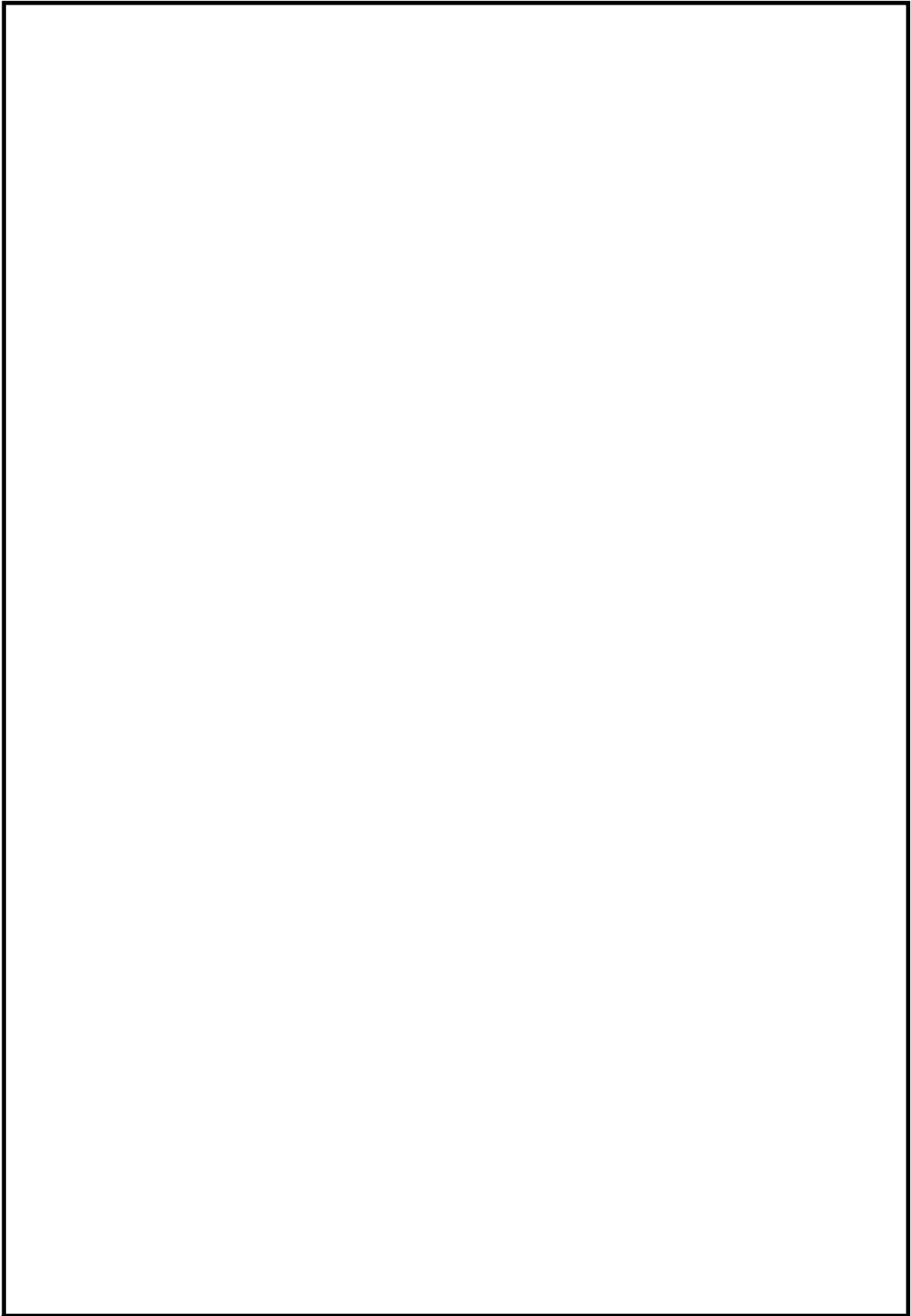
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（1 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



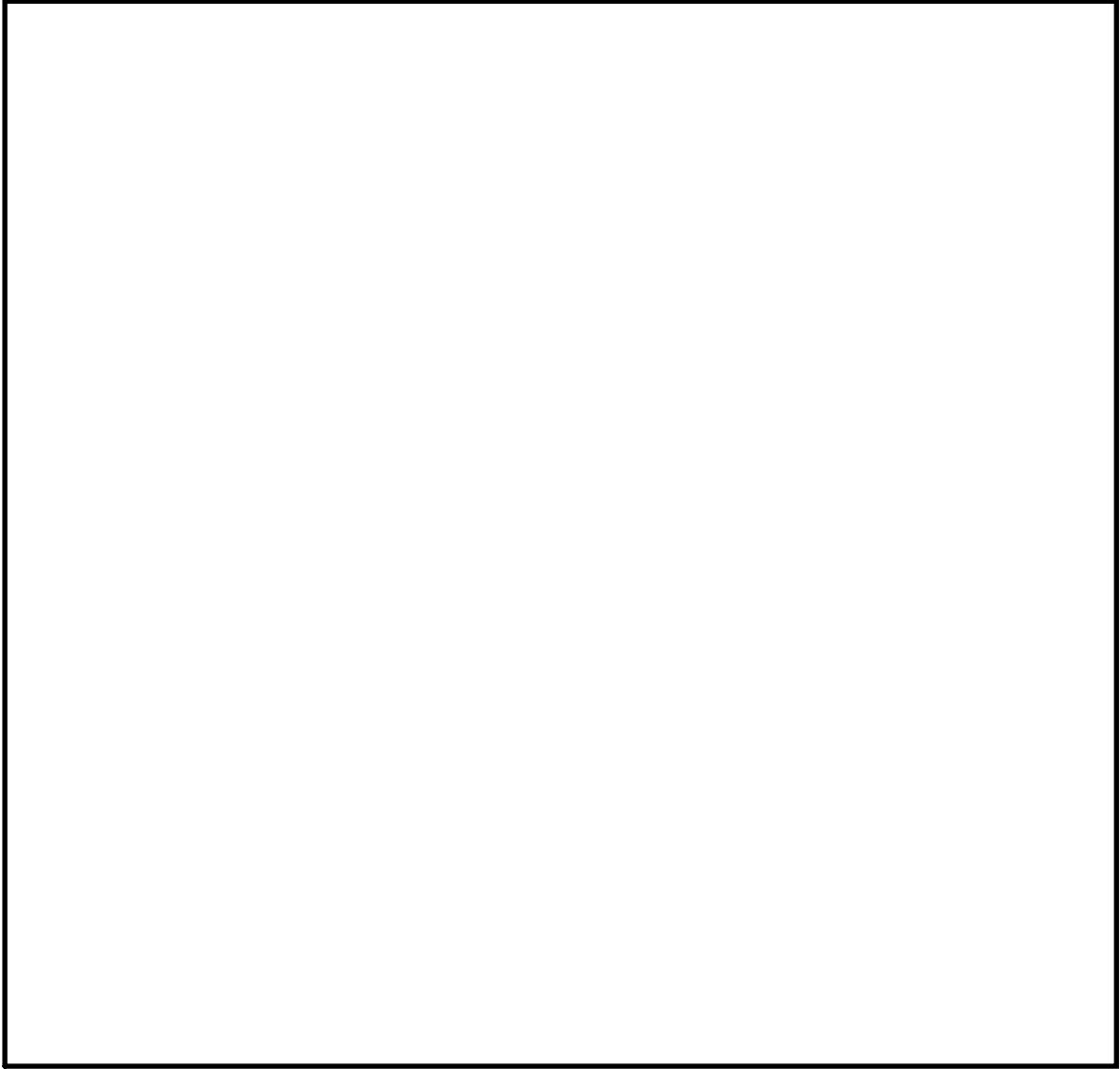
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（2 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



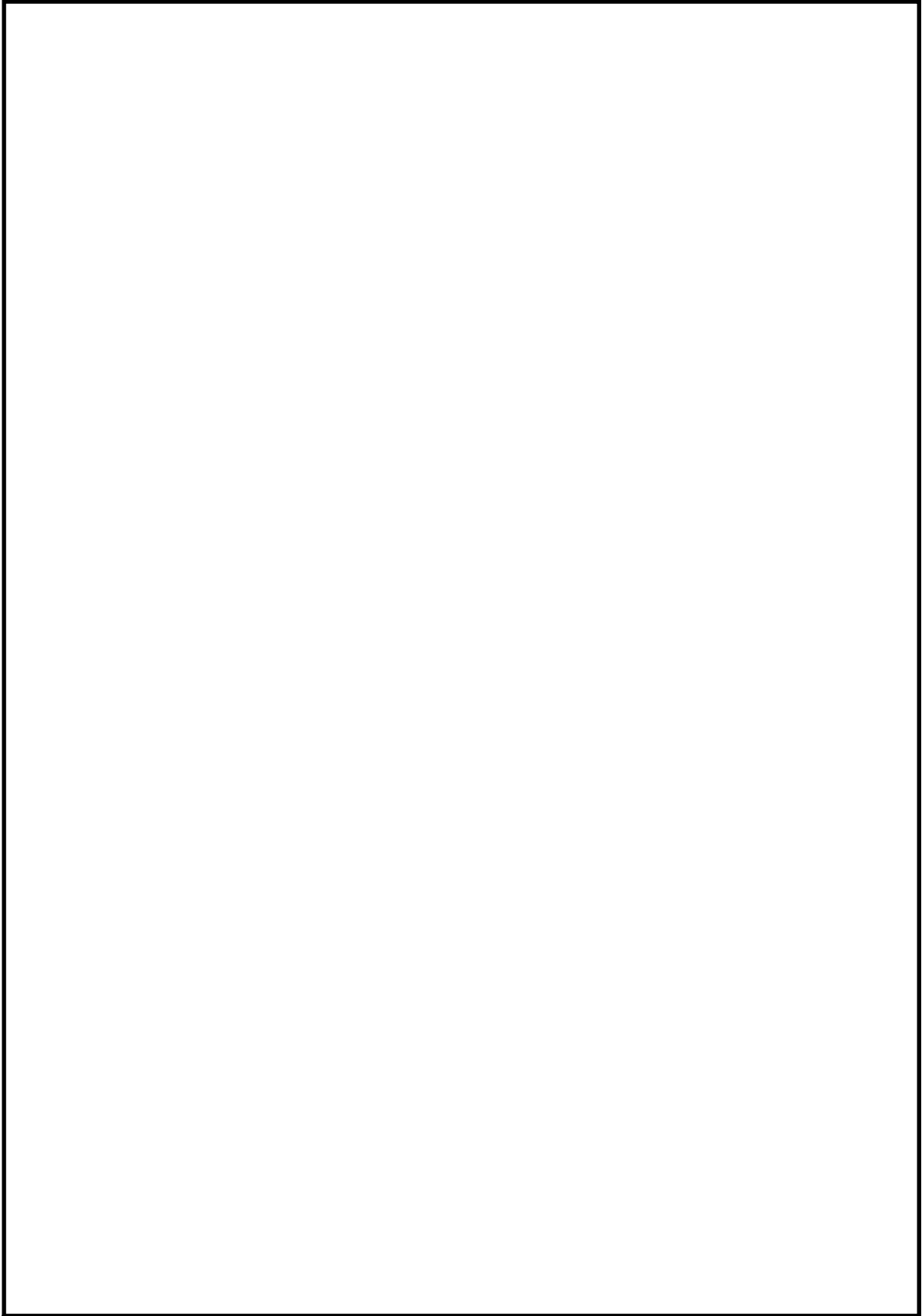
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（3 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



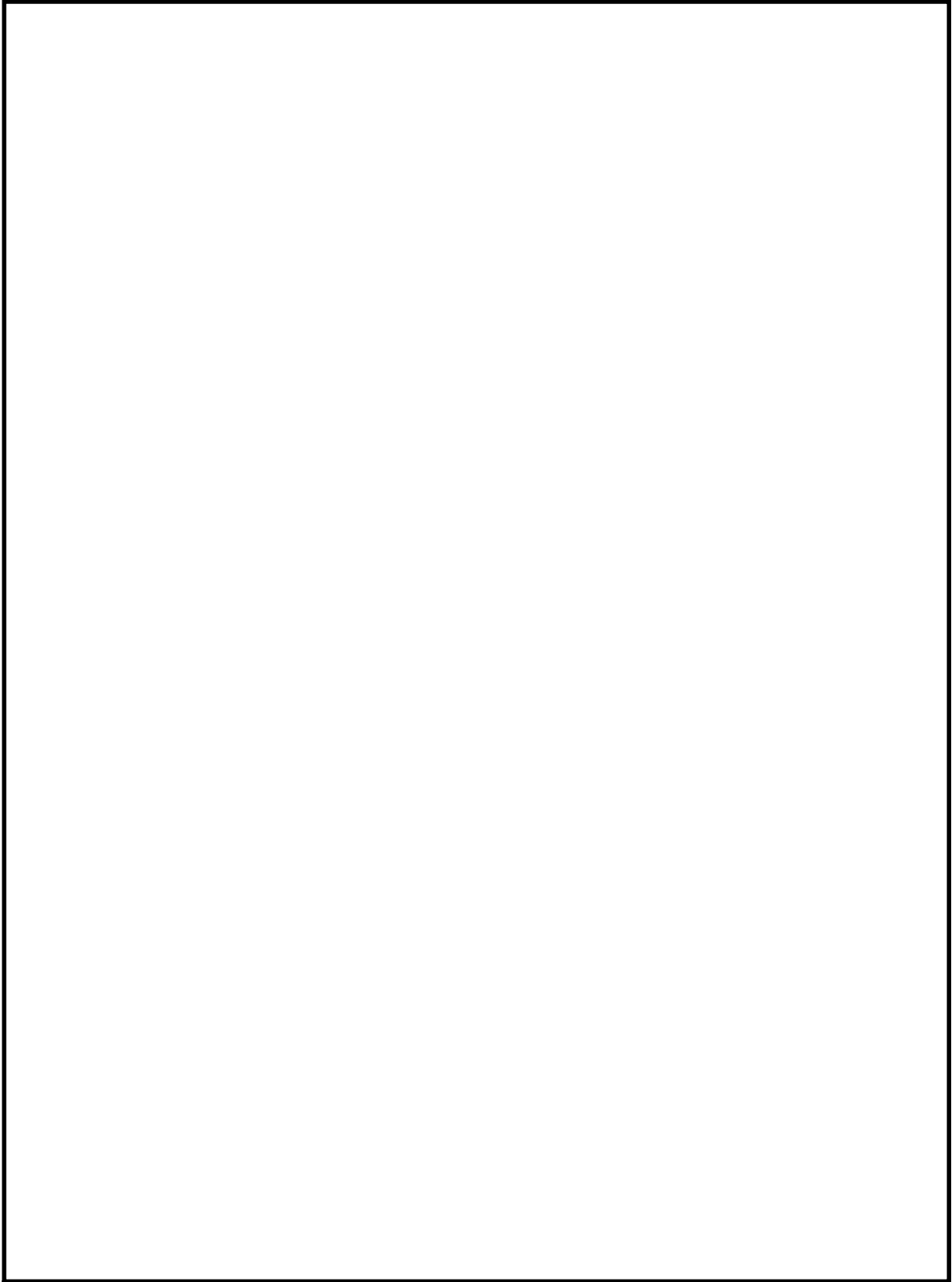
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（4 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



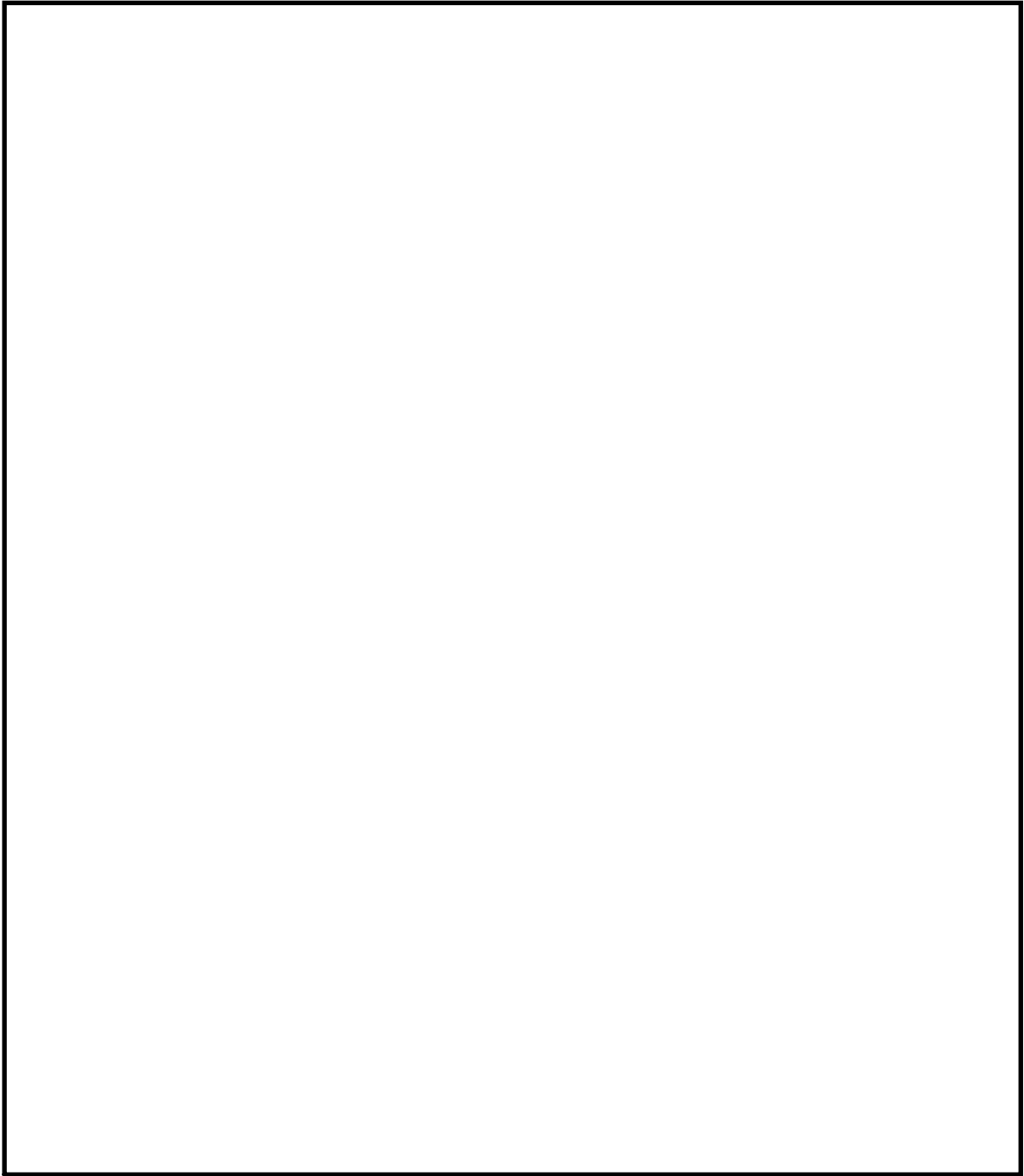
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（5 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（6 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（7 / 7）

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。



## 島根原子力発電所 2 号炉

### 外部からの支援について

## <目 次>

1. 事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材	1.0.4-1
(1) 重大事故等発生後7日間の対応	1.0.4-1
(2) 重大事故等発生後8日目以降の対応	1.0.4-1
2. プラントメーカ及び協力会社による支援	1.0.4-2
(1) プラントメーカによる支援	1.0.4-2
a. 支援体制	1.0.4-2
(2) 協力会社による支援	1.0.4-3
a. 放射線測定，管理業務等の支援体制	1.0.4-3
b. 緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制	1.0.4-3
c. 資機材等の輸送に係る支援体制	1.0.4-3
d. 燃料調達に係る支援体制	1.0.4-4
e. 消火，注水活動に係る支援体制	1.0.4-4
3. 原子力事業者による支援	1.0.4-4
4. その他組織による支援	1.0.4-5
5. 原子力事業所災害対策支援拠点	1.0.4-7
第1表 発電所構内に確保している燃料（事象発生後7日間の対応）	1.0.4-8
第2表 放射線管理用資機材品名と配備数	1.0.4-9
第3表 チェンジングエリア用資機材	1.0.4-12
第4表 その他資機材等（緊急時対策所）	1.0.4-13
第5表 原子力災害対策活動で使用する資料（緊急時対策所）	1.0.4-14
第6表 原子力事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材	1.0.4-15
第7表 原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材，通信連絡設備の整備状況等	1.0.4-16
第1図 飛行場外離着陸場の位置	1.0.4-17
第2図 重大事故等時における発電所外からの支援体制	1.0.4-18
第3図 防災組織全体図	1.0.4-19
第4図 原子力事業所災害対策支援拠点 体制図	1.0.4-20
別紙1 原子力事業所災害対策支援拠点について	1.0.4-21

## 1. 事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材

### (1) 重大事故等発生後 7 日間の対応

島根原子力発電所では，重大事故等が発生した場合において，当該事故等に対処するために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，重大事故等発生後 7 日間における事故収束対応を実施する。あらかじめ用意された手段のうち，重大事故等対処設備については，技術的能力 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」から 1.19「通信連絡に関する手順等」にて示す。

重大事故等に対処するために必要な燃料とその考え方については，第 1 表に示すとおり，外部からの支援なしに重大事故等発生後 7 日間における必要燃料を上回る数量を発電所内に保有している。必要燃料の数量は，重大事故等対処に必要な設備を重大事故等発生後 7 日間連続して運用する条件で算出している。島根原子力発電所では，第 1 表に示す必要燃料合計を上回る保有量を，今後も継続して確保する。

放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材，その他資機材，原子力災害対策活動で使用する資料の数量とその考え方については，第 2～5 表に示すとおり，外部からの支援なしに重大事故等発生後 7 日間の活動に必要な資機材等を緊急時対策所等に配備している。重大事故等時において，現場作業では作業環境が悪化していることが予想され，重大事故等に対処する要員は環境に応じた放射線防護具を着用する必要がある。このため，要員は，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」に示す着用基準に従い，これらの資機材の中から必要なものを装備し，作業を実施する。島根原子力発電所では，第 2～5 表に示す緊急時対策所，中央制御室の資機材を，今後も継続して配備する。

重大事故等の対応に必要な水源については，輪谷貯水槽等の淡水源に加え，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手順を整備することとしている。具体的には，技術的能力 1.13「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて示す。

### (2) 重大事故等発生後 8 日目以降の対応

重大事故等発生後 8 日目以降の事故収束対応を維持するため，重大事故等発生後 6 日後までに，あらかじめ選定している候補施設の中から原子力事業所災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）を選定し，発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材等を支援できる体制を整備している。また，発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段，資機材及び燃料を支援できるよう，社内で発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（電源車，通信連絡設備等），主要な設備の取替部品，食料その他の消耗品も含めた資機材，予備品及び燃料等について，継続的な重大事故等対策を実施できるよう重大事故等発生後 6 日後までに支援できる体制を整備している。

さらに、現在、他の原子力事業者と、原子力災害発生時における設備及び資機材の融通に向けた検討を進めており、各社が保有する主な設備及び資機材のデータベースを整備中である。

## 2. プラントメーカ及び協力会社による支援

重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカ及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する人員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び人員の派遣等について、協議及び合意のうえ、支援計画を定め、「非常災害発生時における応急復旧の支援に関する覚書」を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

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

なお、プラントメーカ、協力会社及び燃料供給会社等から支援を受ける場合に必要となる資機材については、あらかじめ緊急時対策所に確保している資機材の余裕分を活用すると合わせ、必要に応じて資機材の追加調達を緊急時対策総本部に要請して調達する。

### (1) プラントメーカによる支援

重大事故等時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため、プラントの状況に応じた事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援を迅速に得られるよう、プラントメーカ（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）との間で支援体制を整備するとともに、平常時から必要な連絡体制を整備している。また、事故対応が長期に及んだ場合においても交替要員等の継続的に支援を得られる体制としている。

#### a. 支援体制

##### (平時体制)

- ・緊急時の技術支援のため、本社とプラントメーカ社員（部長クラス）と平時から連絡体制を構築。

##### (緊急時体制)

- ・原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第10条第1項又は第15条第1項に定める事象（おそれとなる事象が発生した場合も含む）が発生した場合に技術支援を要請。
- ・緊急時の状況評価及び復旧対策に関する助言、電気・機械・計装設備、その他の技術的情報を提供等により当社を支援。
- ・中長期対応として、プラントメーカ本社等における1,000名規模の技術支援体制を構築。

- ・技術支援については、緊急時対策総本部のみならず、必要に応じて緊急時対策本部でも実施可能。

## (2) 協力会社による支援

重大事故等時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため、事故収束及び復旧対策活動の協力が得られるよう、協力会社 13 社と支援内容に関する覚書等を締結し、支援体制を整備するとともに、平常時から必要な連絡体制を整備している。

協力会社 13 社の支援については、重大事故等時においても支援を要請できる体制であり、協力会社要員の人命及び身体の安全を最優先にした放射線管理を行う。また、事故対応が中長期に及んだ場合においても交替要員等の継続的な派遣を得られる体制としている。

### a. 放射線測定、管理業務等の支援体制

重大事故等時における放射線測定、管理業務の実施について、協力会社と合意文書を締結している。

### b. 緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制

重大事故等時における、以下に示す設備の修理・復旧等の作業に関する支援協力について、協力会社と合意文書を締結している。

- (a) 移動式代替熱交換設備等への電源ケーブル繋ぎ込み
- (b) 原子炉等への注水のためのホース繋ぎ込み
- (c) 高圧発電機車等の操作
- (d) 大量送水車等の操作
- (e) 軽油タンク等からタンクローリへの燃料抜き取り
- (f) 大量送水車等への燃料補給
- (g) がれき等の撤去作業
- (h) 機械・計装設備・通信連絡設備等の復旧に関する事項
- (i) 仮設事務所等の設置作業
- (j) その他原子力施設の応急復旧に必要な作業

### c. 資機材等の輸送に係る支援体制

島根原子力発電所で重大事故等が発生した場合又は発生のおそれがある場合の陸路による資機材の輸送、空路による資機材及び要員の輸送について、それぞれ協力会社と協定等を結んでいる。

資機材の輸送に当たっては、陸路による輸送を基本とするが、島根原子力発電所又は重大事故等時に設置される支援拠点へのアクセス道路の寸断等により陸路での資機材、要員の輸送が困難な場合には、空路での輸送も実施する。

なお、陸路での輸送及び空路での輸送について、それぞれ運輸会社と契約を結んでいる。

ヘリコプターによる空輸を実施する場合には、広島ヘリポート（広島県広島市）に常駐のヘリコプターを優先して使用し、発電所構内のヘリポート間を往復する。発電所近隣のヘリポートとしては、災害時の飛行場外離着陸場として松江市内の3箇所について、発電所構内のヘリポートとともに契約を結んでいる航空会社から大阪航空局へ飛行場外離着陸許可申請書を提出し、許可を得ている。第1図に飛行場外離着陸場の位置を示す。

d. 燃料調達に係る支援体制

島根原子力発電所に重大事故等が発生した場合又は発生のおそれがある場合における燃料調達手段として、当社と取引のある燃料供給会社と燃料供給の契約を締結している。

また、島根原子力発電所内の備蓄及び近隣からの調達を強化している。

e. 消火、注水活動に係る支援体制

島根原子力発電所の構内（建物内含む）で火災が発生した場合の消火、発電用原子炉や燃料プール注水活動、低圧原子炉代替注水槽等への水補給に関する活動の支援について協力会社と契約を結んでいる。

なお、消火活動としては平時から、島根原子力発電所内で訓練を実施するとともに、24時間交替勤務体制が取られているため、迅速な初動活動が可能である。

3. 原子力事業者による支援

上記のプラントメーカーや協力会社等からの支援のほか、原子力事業者で「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」及び「原子力事業における相互協力に関する協定書」を締結し、他の原子力事業者による支援を受けられる体制を整備している。

「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」の内容は以下のとおり。

(目的)

国内原子力事業所（事業所外運搬を含む）において、原子力災害が発生した場合、協力事業者が発災事業者に対し、協力要員の派遣、資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し、原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努める。

(情報連絡)

- ・各社の原子力事業者防災業務計画に定める警戒事象が発生した場合、すみやかにその情報を他の原子力事業者に連絡する。

(協力要請)

- ・原災法第10条に基づく通報を実施した場合、ただちに他の協定事業者に

協力要員の派遣及び資機材の貸与に係る協力要請を行う。

(協力の内容)

協力事業者は、発災事業者からの協力要請に基づき、原子力事業所災害対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、以下の措置を講じる。

- ・環境放射線モニタリングに関する協力要員の派遣
- ・周辺地域の汚染検査及び汚染除去に関する協力要員の派遣
- ・第6表に示す資機材の貸与他

(支援本部の活動)

- ・幹事事業者

発災事業者の場所ごとに、あらかじめ支援本部幹事事業者、支援本部副幹事事業者を設定している。(当社島根原子力発電所が発災した場合は、それぞれ九州電力株式会社、関西電力株式会社としている。)

幹事事業者は副幹事事業者と協力し、協力要員及び貸与された資機材の受入と協力に係る業務の基地となる原子力事業所支援本部(以下「支援本部」という。)を設置し、運営する。なお、幹事事業者が被災する等、業務の遂行が困難な場合は、副幹事事業者が幹事事業者の任に当たり、幹事事業者以外の事業者の中から副幹事事業者を選出することとしている。また、支援期間が長期化する場合は、幹事事業者、副幹事事業者を交替することができる。

- ・支援本部の設置について

当社は、あらかじめ支援本部候補地を4箇所程度設定している。発災事業者は、協力を要請する際に、候補地の中から支援本部の設置場所を決定し伝える。

支援本部設置後は、緊急事態応急対策等拠点施設(オフサイトセンター)に設置される原子力災害合同対策協議会と連携を取りながら、発災事業者との協議のうえ、各協力事業者に対して具体的な業務の依頼を実施する。

4. その他組織による支援

原子力事業者は、東京電力福島第一原子力発電所の事故対応の教訓を踏まえ、重大事故等が発生した場合に多様かつ高度な災害対応を可能とする原子力緊急事態支援組織を設立することとし、平成25年1月に原子力緊急事態支援センター(以下「支援センター」という。)を共同で設置した。

支援センターは、平成28年3月に体制の強化及び資機材の更なる充実化を図り、平成28年12月より美浜原子力緊急事態支援センター(以下「美浜支援センター」という。)として本格的に運用を開始した。

美浜支援センターは、発災事業者からの原子力災害対策活動に係る要請を受け

て以下の内容について支援する。

なお、美浜支援センターにおいて平時から実施している、遠隔操作による災害対策活動を行うロボット操作技術等の訓練には当社の緊急時対策要員も参加し、ロボット操作技術の習得による原子力災害対策活動能力の向上を図っている。

#### (支援要請)

発災事業者は、原災法第10条に基づく通報後、速やかにその情報を美浜支援センターに連絡するとともに、事態に応じて資機材の提供などの支援要請を行う。

#### (美浜支援センターによる支援の内容)

美浜支援センターは、発災事業者からの支援要請に基づき、美浜支援センター要員の安全が確保される範囲において以下の業務を実施することで、発災事業者の事故収束活動を積極的に支援する。

- ・美浜支援センターから支援拠点までの、美浜支援センター要員の派遣や資機材の搬送。
- ・支援拠点から発災事業者の災害現場までの資機材の搬送。
- ・発災事業者の災害現場における放射線量をはじめとする環境情報収集の支援活動。
- ・発災事業者の災害現場における作業を行ううえで必要となるアクセスルートの確保作業の支援活動。
- ・支援組織の活動に必要な範囲での、放射性物質の除去等の除染作業の支援活動。

美浜支援センターの支援体制は以下のとおり。

#### (事故時)

- ・原子力災害発生時、事故が発生した事業者からの出動要請を受け、要員・資機材を美浜支援センターから迅速に搬送する。
- ・事故が発生した事業者の指揮の下、協働で遠隔操作可能なロボット等を用いて現場状況の偵察、空間線量率の測定、がれき等屋外障害物の除去によるアクセスルートの確保、屋内障害物の除去や機材運搬等を行う。

#### (平常時)

- ・緊急時の連絡体制（24時間体制）を確保し、出動計画を整備する。
- ・ロボット等の操作訓練や必要な資機材の調達・維持管理及び訓練等で得られたノウハウや経験に基づく改良を行う。



(要員)

21名

(資機材)

- ・遠隔操作資機材（小型・中型ロボット，無線重機，無線ヘリコプター）
- ・現地活動用資機材（放射線防護用資機材，放射線管理・除染用資機材，作業用資機材，一般資機材）
- ・搬送用車両（ワゴン車，大型トラック（重機搬送用），中型トラック）

#### 5. 原子力事業所災害対策支援拠点

東京電力福島第一原子力発電所の事故において，発電所外からの支援に係る対応拠点としてJヴィレッジを活用したことを踏まえ，島根原子力発電所においても同様な機能を配置する候補地点をあらかじめ選定し，必要な要員及び資機材を確保する。候補地点の選定に当たっては，重大事故等時における風向及び放射性物質の拡散範囲等を考慮し，島根原子力発電所からの方位，距離（約20km圏内外）が異なる地点を複数選定する。

別紙1の第1図に，支援拠点の候補地を記した地図を示す。島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画においては，島根支社（島根県松江市），中国電力ネットワーク株式会社 知井宮変電所（島根県出雲市），広瀬中央公園（島根県安来市）を支援拠点の候補地として定めている。

第2図に防災組織全体図を，第3図に支援拠点の体制図を示す。

原災法第10条に基づく通報の判断基準に該当する事象が発生した場合，社長は，原子力事業所災害対策の実施を支援するための発電所周辺の拠点として支援拠点の設置を指示する。支援拠点の責任者は，原子力災害の進展状況等を踏まえながら支援活動の準備を実施する。

支援拠点の設置場所及び活動場所を，放射性物質が放出された場合の影響，周囲の道路状況等を踏まえたうえで決定し，発電所，本社や関係機関と連携をして，発電所における災害対策活動の支援を実施する。

また，支援拠点で使用する主な原子力関連資機材は本社等に確保しており，定期的に保守点検を行い，常に使用可能な状態に整備している。（第7表）

なお，資機材の消耗品については，初動7日間の対応を可能とする量であり，8日目以降は，原子力事業者間協力協定に基づく支援物資及び外部からの購入品等で対応する計画としている。

第1表 発電所構内に確保している燃料（事象発生後7日間の対応）

プラント状況：2号炉運転中，1号炉廃止措置中，3号炉初装荷燃料装荷前。

事象：LOCA時注水機能喪失は2号炉を想定。

なお，全プラントで外部電源喪失が発生することとし，緊急時対策所用可搬型電源設備等，プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列	合計	判定
2号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	7日間の 軽油消費量 約700m <sup>3</sup>	非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等 容量約730m <sup>3</sup> 及びガスタービン 発電機用軽油タンク 容量450m <sup>3</sup> であり 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 <sup>※1</sup> (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1. 618m <sup>3</sup> /h×24h×7日×2台=543. 648m <sup>3</sup>		
	高压炉心スプレイス系ディーゼル発電機 1台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 0. 927m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=155. 736m <sup>3</sup>		
	事象発生直後～事象発生後7日間		
	ガスタービン発電機 1台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2. 09 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=351. 12m <sup>3</sup>		
1号炉	大量送水車 1台起動。 0. 0652m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=10. 9536m <sup>3</sup>	7日間の 軽油消費量 約40m <sup>3</sup>	非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク容量約78m <sup>3</sup> であり，7日間対応可能。
	事象発生直後～事象発生後7日間		
	高压発電機車 1台起動。 0. 11 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=18. 48m <sup>3</sup>		
	大量送水車 1台起動。 0. 0652 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=10. 9536m <sup>3</sup>		
	・化学消防自動車 1台起動。 0. 0275 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=4. 62m <sup>3</sup> ・小型動力ポンプ付水槽車 1台起動。 0. 025 m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=4. 2m <sup>3</sup>		
その他	事象発生直後～事象発生後7日間	7日間の 軽油消費量 約8m <sup>3</sup>	緊急時対策所用燃料 地下タンク容量は 45m <sup>3</sup> であり， 7日間対応可能。
	緊急時対策所用発電機 1台起動。 0. 0469m <sup>3</sup> /h×24h×7日×1台=7. 8792m <sup>3</sup>		

※1：事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが，保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

第2表 放射線管理用資機材品名と配備数

○防護具

品名	配備数 <sup>※7</sup>		
	緊急時対策所	中央制御室	構内（参考）
汚染防護服	1,050 着 <sup>※1</sup>	210 着 <sup>※8</sup>	約 5,000 着
靴下	1,050 足 <sup>※1</sup>	210 足 <sup>※8</sup>	約 5,000 足
帽子	1,050 着 <sup>※1</sup>	210 着 <sup>※8</sup>	約 5,000 着
綿手袋	1,050 双 <sup>※1</sup>	210 双 <sup>※8</sup>	約 5,000 双
ゴム手袋	2,100 双 <sup>※2</sup>	420 双 <sup>※9</sup>	約 15,000 双
ろ過式呼吸用保護具 （以下内訳）	450 個 <sup>※3</sup>	90 個 <sup>※10</sup>	約 2,100 個
電動ファン付き全面マスク	30 個 <sup>※5</sup>	10 個 <sup>※12</sup>	約 100 個
全面マスク	420 個 <sup>※15</sup>	80 個 <sup>※16</sup>	約 2,000 個
チャコールフィルタ （以下内訳）	1,050 組 <sup>※1</sup>	210 組 <sup>※8</sup>	約 5,100 組
電動ファン付き全面マスク用	210 組 <sup>※17</sup>	70 組 <sup>※19</sup>	約 100 組
全面マスク用	840 組 <sup>※18</sup>	140 組 <sup>※20</sup>	約 5,000 組
被水防護服	525 着 <sup>※4</sup>	105 着 <sup>※11</sup>	約 3,000 着
作業用長靴	30 足 <sup>※5</sup>	10 足 <sup>※12</sup>	約 100 足
高線量対応防護服 （タングステンベスト）	12 着 <sup>※6</sup>	—	約 10 着
セルフエアーセット	—	4 台 <sup>※13</sup>	約 50 台
酸素呼吸器	—	3 台 <sup>※14</sup>	約 10 台

※1：100名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋余裕，以下同様）  
×7日×1.5倍

※2：※1×2重（内側，外側）

※3：100名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※4：100名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※5：30名（1号及び2号炉対応の現場復旧班要員24名＋放射線管理班要員4名＋余裕）

※6：12名（プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員12名）

※7：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

※8：10名（1号及び2号運転員9名＋余裕，以下同様）×2交替×7日×1.5倍

※9：※8×2重（内側，外側）

※10：10名×2交替×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※11：10名×2交替×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※12：10名

※13：初期対応用3台＋予備1台

※14：インターフェイスシステム LOCA 等対応用2台＋予備1台

※15：※3－※5

※16：※10－※12 ※17：※5×7日 ※18：※1－※17 ※19：※12×7日

※20：※8－※19

・1.5倍の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

全体体制時（1日目）、1号及び2号炉対応の要員は緊急時対策要員92名（運転員9名を除く。）であり、本部要員49名、現場要員28名及び自衛消防隊15名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は12時間を目途に1回交替するため、2回の交替分を考慮する。また、現場要員28名は、1日に6回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

ブルーム通過以降（2日目以降）、1号及び2号炉対応の要員は緊急時対策要員60名（運転員9名を除く。）であり、本部要員46名及び現場要員14名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は7日目以降に1回交替するため、1回の交替分を考慮する。また、現場要員は1日に2回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

$$92名 \times 2 \text{ 交替} + 28名 \times 6 \text{ 回} + 60名 + 14名 \times 2 \text{ 回} \times 6 \text{ 日} = 580 \text{ 着} < 1,050 \text{ 着}$$

【中央制御室】

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

$$9名 \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} + 4名 \times 1 \text{ 回} \times 2 \text{ 交替} \times 7 \text{ 日} = 182 \text{ 着} < 210 \text{ 着}$$

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

なお、いずれの場合も防護具類が不足する場合は、構内より適宜運搬することにより補充する。

○計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数 <sup>※10</sup>	
		緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	電子式線量計	100 台 <sup>※1</sup>	10 台 <sup>※2</sup>
	ガラスバッジ	100 個 <sup>※1</sup>	10 個 <sup>※2</sup>
GM汚染サーベイ・メータ		4 台 <sup>※3</sup>	3 台 <sup>※4</sup>
電離箱サーベイ・メータ		5 台 <sup>※5</sup>	2 台 <sup>※6</sup>
可搬式エア放射線モニタ		2 台 <sup>※7</sup>	3 台 <sup>※8</sup>
ダストサンプラ		2 台 <sup>※9</sup>	2 台 <sup>※9</sup>

※1：100名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋余裕）

※2：10名（1号及び2号運転員9名＋余裕）

※3：緊急時対策所内モニタリング用1台＋チェン징ングエリア用2台＋予備1台

※4：中央制御室内外モニタリング用1台＋チェン징ングエリア用1台＋予備1台

※5：緊急時対策所内モニタリング用1台＋屋外モニタリング用3台＋予備1台

※6：中央制御室内外モニタリング用1台＋予備1台

※7：緊急時対策所の居住性（線量率）を確認するための重大事故等対処設備として1台＋予備1台（緊急時対策本部に1台設置する。設置のタイミングは、チェン징ングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第10条特定事象））

※8：中央制御室内用1台＋チェン징ングエリア用1台＋予備1台（設置のタイミングは、チェン징ングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第10条特定事象））

※9：室内のモニタリング用1台＋予備1台

※10：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

○飲食料等

品名	配置数 <sup>※10</sup>	
	緊急時対策所	中央制御室
飲食料 <sup>※1</sup> ・食料 ・飲料水 (1.5 リットル)	2,100 食 <sup>※4</sup> 1,400 本 <sup>※5</sup>	210 食 <sup>※7</sup> 140 本 <sup>※8</sup>
簡易トイレ <sup>※2</sup>	1 式	1 式
安定よう素剤 <sup>※3</sup>	800 錠 <sup>※6</sup>	160 錠 <sup>※9</sup>

※1：プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要があるように、余裕数を見込んで7日分以上の食料及び飲料水を緊急時対策本部に配備する。

※2：プルーム通過中に緊急時対策所又は中央制御室待避室から退出する必要があるよう、また、本設のトイレが使用できない場合に備え、簡易トイレを配備する。

※3：初日に2錠、2日目以降は1錠/日服用する。

※4：100名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋余裕、以下同様）  
×7日×3食

※5：100名×7日×2本（1.5リットル/本）

※6：100名×8錠（初日2錠＋2日目以降1錠/日×6日）

※7：10名（1号及び2号運転員9名＋余裕、以下同様）×7日×3食

※8：10名×7日×2本

※9：10名×8錠（初日2錠＋2日目以降1錠/日×6日）×2交替

※10：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）

○薬品防護具類

品名	配備数 <sup>※1</sup>	
	緊急時対策所	中央制御室
化学防護服	40 セット <sup>※2, 3</sup>	10 セット <sup>※2, 4</sup>
化学防護手袋		
化学防護長靴		
全面マスク		
チャコールフィルタ		

※1：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う。）

※2：装備品一式を1セットとして配備する。

※3：40名（1号及び2号炉対応の現場復旧班要員24名＋放射線管理班要員4名＋余裕）

※4：10名（1号及び2号運転員9名＋余裕）

第3表 チェンジングエリア用資機材

名称	数量 <sup>※1</sup>		根拠
	緊急時対策所	中央制御室	
チェンジングエリア区画資材	—	1式	チェンジングエリアの運用に必要な数量
養生シート	5巻 <sup>※2</sup>	2巻 <sup>※12</sup>	
バリア	5個 <sup>※3</sup>	4個 <sup>※13</sup>	
粘着マット	4枚 <sup>※4</sup>	4枚 <sup>※14</sup>	
装備回収箱	8個 <sup>※5</sup>	6個 <sup>※15</sup>	
ヘルメット掛け	1式	1式	
ポリ袋	300枚 <sup>※6</sup>	200枚 <sup>※16</sup>	
テープ	24巻 <sup>※7</sup>	12巻 <sup>※17</sup>	
ウエス	1箱 <sup>※8</sup>	1箱 <sup>※18</sup>	
ウェットティッシュ	5個 <sup>※9</sup>	5個 <sup>※19</sup>	
はさみ	1個	1個	
マジック	2本	2本	
簡易テント	1台 <sup>※10</sup>	1台 <sup>※20</sup>	
簡易シャワー	1台	1台	
簡易タンク	1台	1台	
トレイ	1個	1個	
バケツ	2個	2個	
ベルトパーテーション	3本 <sup>※11</sup>	—	
可搬式空気浄化装置	1式	1式	
チェンジングエリア用照明	—	2個	

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 約130m<sup>2</sup>（床、壁の養生面積（エリア全面張替え1回分））×2（補修張替え等）  
÷90m<sup>2</sup>/巻×1.5倍≒5巻（養生シート損傷、汚染時等）

※3 5個（各エリア間設置箇所数）

※4 2枚（設置箇所数）×2（汚染時の交換用）=4枚

※5 8個（設置箇所数）

※6 8枚（設置箇所）×3枚/日（1日交換回数）×7日×1.5倍=252枚→300枚

※7 約230m（養生エリアの外周距離（エリア全面張替え1回分））×2（補修張替え等）  
÷30m/巻×1.5倍=23巻→24巻（養生シート損傷、汚染時等）

※8 1,200枚/箱（除染等）

※9 120枚/個（除染等）

※10 960mm×960mm×1,600mm（除染エリア設置）

※11 3本（設置箇所数）

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

※13 4個（各エリア間設置箇所数）

※14 2枚（設置箇所数）×2（汚染時の交換用）=4枚

※15 6個（設置箇所数）

※16 6枚（設置箇所）×3枚/日（1日交換回数）×7日×1.5倍=189枚→200枚

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

※18 1,200枚/箱（除染等）

※19 120枚/個（除染等）

※20 960mm×960mm×1,600mm（除染エリア設置）

第4表 その他資機材等（緊急時対策所）

名称	仕様等	数量
酸素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> <li>・測定範囲：0.0～25.0vol%</li> <li>・測定精度：±0.5vol%</li> <li>・電 源：単3形乾電池2本</li> <li>・検知原理：ガルバニ電池式</li> <li>・管理目標：19.0vol%以上（鉱山保安法施行規則）</li> </ul>	2台※1
二酸化炭素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> <li>・測定範囲：0～10,000ppm</li> <li>・測定精度：±500ppm</li> <li>・電 源：単4形乾電池2本</li> <li>・検知原理：非分散形赤外線式（NDIR）</li> <li>・管理目標：1.0%以下（鉱山保安法施行規則）</li> </ul>	2台※1
一般テレビ （回線，機器）	報道や気象情報等を入手するため，一般テレビ（回線，機器）を配備する。	1式
社内パソコン （回線，機器）	社内情報共有に必要な資料，書類等を作成するため，社内パソコンを配備するとともに，必要なインフラ（社内回線）を整備する。	1式

※1：予備を含む。

第5表 原子力災害対策活動で使用する資料（緊急時対策所）

資 料 名
1. 島根原子力発電所サイト周辺地図 ① 島根原子力発電所周辺地図（1/25,000） ② 島根原子力発電所周辺地図（1/50,000）
2. 島根原子力発電所サイト周辺航空写真パネル
3. 島根原子力発電所周辺環境モニタリング関係データ ① 空間線量モニタリング配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
4. 島根原子力発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
5. 島根原子力発電所原子炉設置（変更）許可申請書
6. 島根原子力発電所系統図及び配置図（各ユニット） ① 系統図 ② プラント配置図
7. 島根原子力発電所防災関係規程類 ① 原子炉施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画 ③ 異常事象発生時の対応要領
8. 島根原子力発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
9. 島根原子力発電所主要系統模式図（各ユニット）
10. 島根原子力発電所プラント主要設備概要（各ユニット）
11. プラント関係プロセス及びエリア放射線計測配置図（各ユニット）
12. 原子炉安全保護系ロジック一覧表（各ユニット）
13. 事故時操作要領書



第6表 原子力事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材

項 目
汚染密度測定用サーベイ・メータ
N a I シンチレーションサーベイ・メータ
電離箱サーベイ・メータ
ダストサンプラ
個人線量計（ポケット線量計）
高線量対応防護服
全面マスク
タイベックスーツ
ゴム手袋
遮へい材
放射線測定用車両
G e 半導体式試料放射能測定装置
ホールボディカウンタ
全 $\alpha$ 測定装置
可搬式モニタリング・ポスト

原子力災害が発生した場合，又は発生するおそれがある場合には，発災事業者からの要請に基づき，必要数量が貸与される。

第7表 原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材，通信連絡設備の整備状況等

支援拠点に配備する原子力防災関連資機材は以下のとおり。通常は，保管場所に記載されている箇所で保管しているが，支援拠点を開設する際，持ち込むこととしている。

○通信連絡設備

資機材	数量	保管場所
保安電話（災害時優先）	5台	本社
可搬型衛星通信機器 （電話，FAX）	1局	中国電力ネットワーク 株式会社 山陰統括ネットワーク センター 母衣町事務所

○計測器

資機材	数量	保管場所
表面汚染密度測定用サーベイ・メータ	12台	本社
ガンマ線測定用サーベイ・メータ	4台	本社
個人用外部被ばく線量測定器	270個	本社

○出入管理

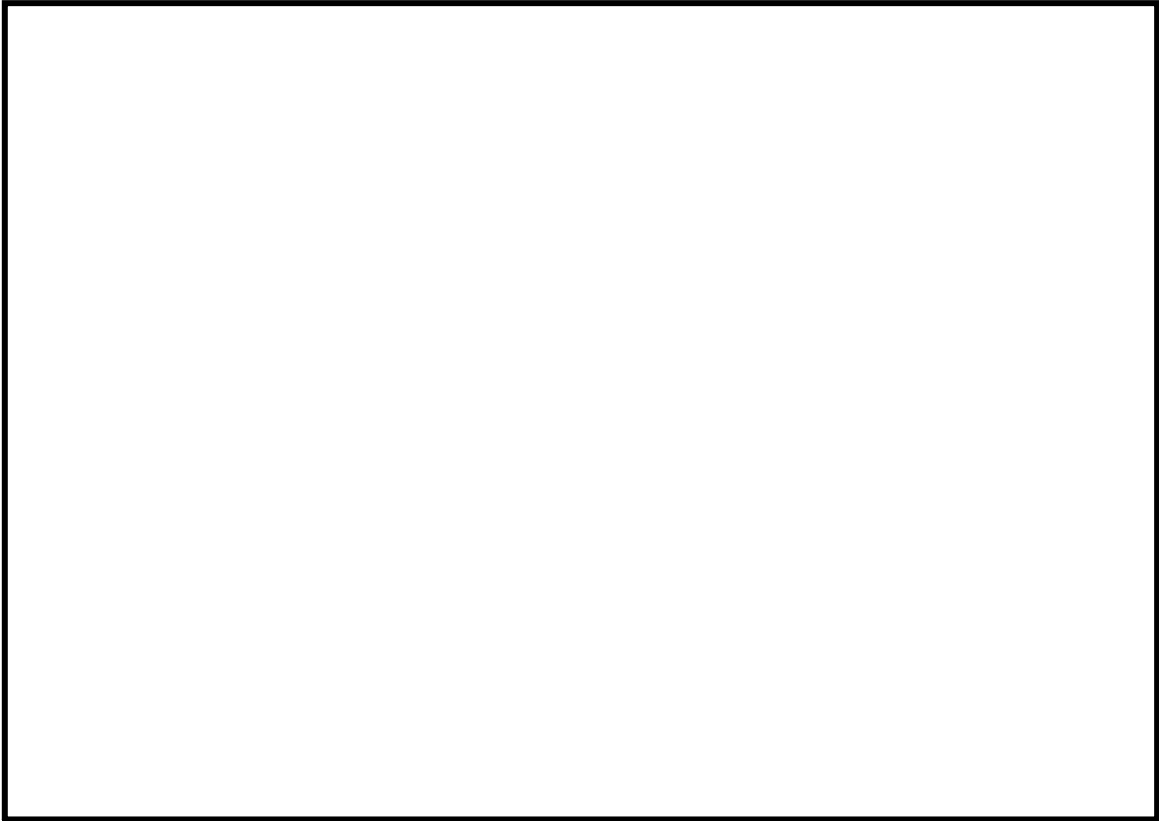
資機材	数量	保管場所
入構管理証発行用機材	2式	本社
作業者証発行用機材	2式	本社

○防護具

資機材	数量	保管場所
汚染防護服	1,800着	宇品東ビル
フィルタ付防護マスク	450個	宇品東ビル

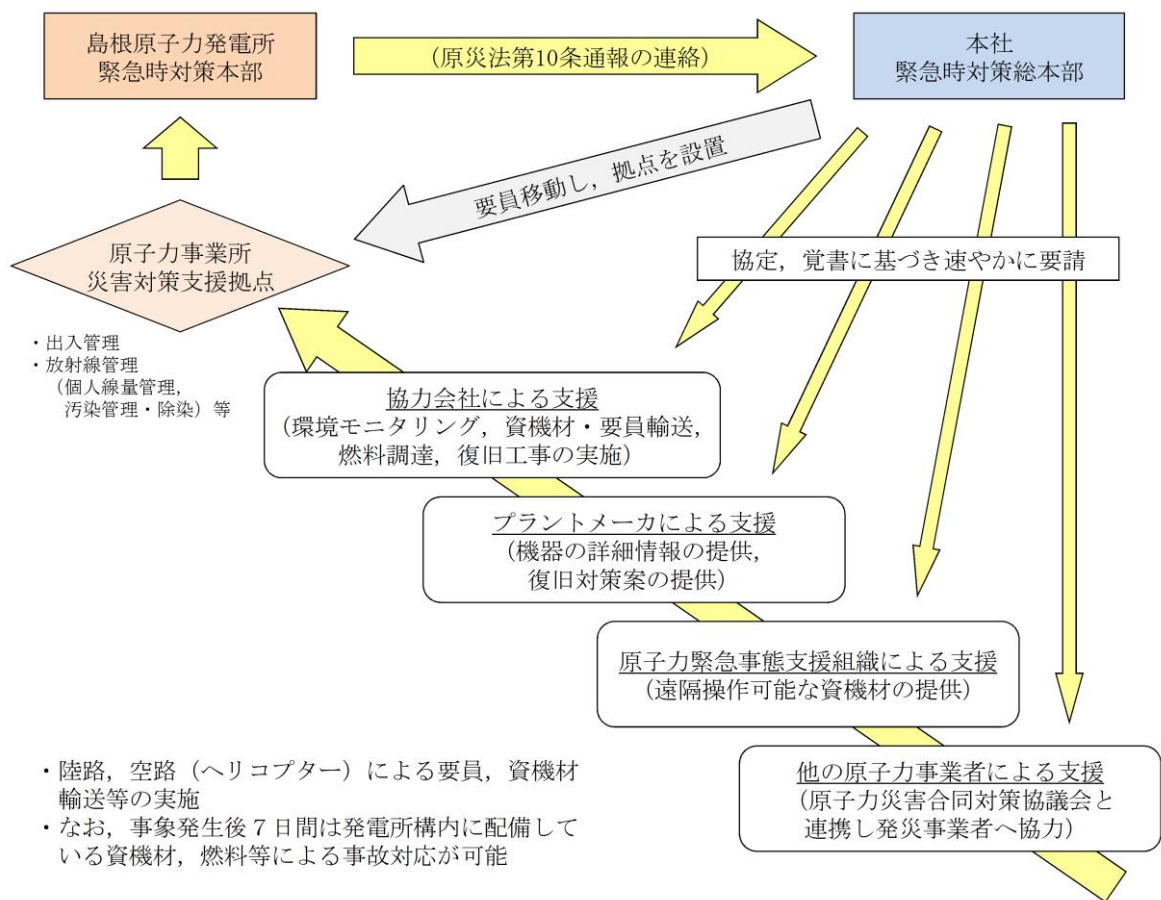
○その他

資機材	数量	保管場所
安定よう素剤	3,240錠	宇品東ビル
可搬式発電機	2台	宇品東ビル

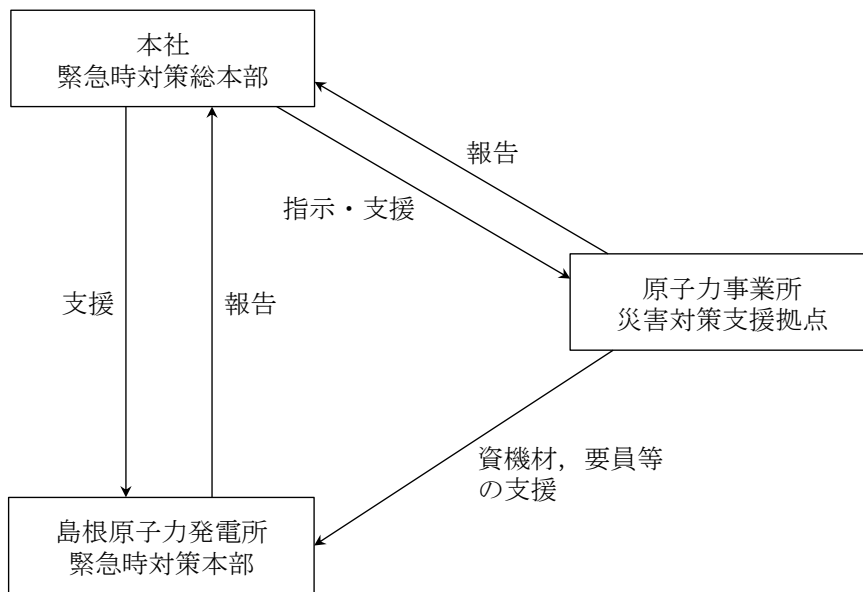


第1図 飛行場外離着陸場の位置

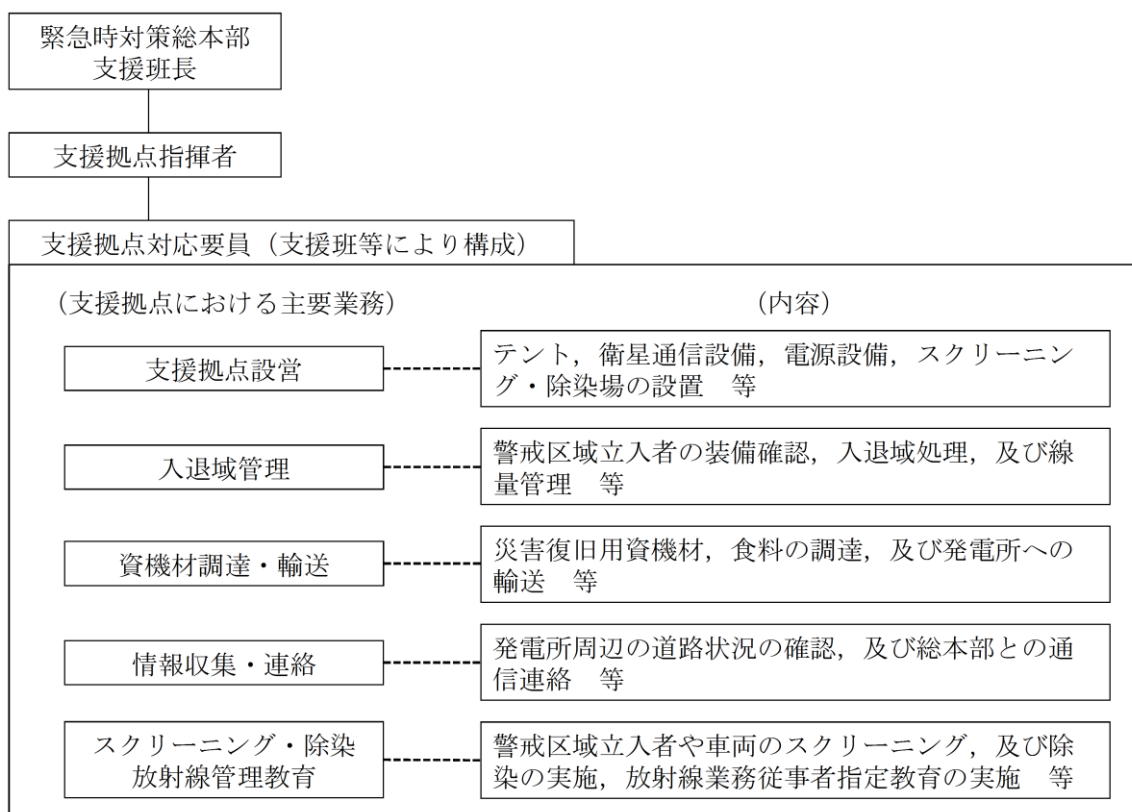
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 重大事故等時における発電所外からの支援体制



第3図 防災組織全体図



第4図 原子力事業所災害対策支援拠点 体制図

## 原子力事業所災害対策支援拠点について

## 島根支社

所在地	島根県松江市母衣町 115
発電所からの方位, 距離	南東約 9 km
敷地面積	約 6,300m <sup>2</sup>
非常用電源	可搬式発電機
通信機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型衛星通信機器 (電話, FAX)</li> <li>・保安電話 (災害時優先)</li> <li>・一般電話・FAX</li> <li>・衛星携帯電話</li> </ul>
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達 駐車場は島根支社から約 4 km 先に位置する自社関連会社の敷地を使用

## 中国電力ネットワーク株式会社 知井宮変電所

所在地	島根県出雲市知井宮町 1756-7
発電所からの方位, 距離	南西約 34km
敷地面積	約 8,100m <sup>2</sup>
非常用電源	可搬式発電機
通信機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型衛星通信機器 (電話, FAX)</li> <li>・保安電話 (災害時優先)</li> </ul>
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達

## 広瀬中央公園

所在地	島根県安来市広瀬町広瀬 307
発電所からの方位, 距離	南東約 25km
敷地面積	約 35,000m <sup>2</sup>
非常用電源	可搬式発電機
通信機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>・可搬型衛星通信機器 (電話, FAX)</li> <li>・保安電話 (災害時優先)</li> </ul>
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達



\*地図データは国土地理院の電子国土Webシステムより引用

第 1 図 原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

## 島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等への対応に係る文書体系



## <目 次>

1. 重大事故等への対応に係る文書体系.....	1.0.5-1
第1表 実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順の関係.....	1.0.5-3
第1図 品質マネジメントシステム文書体系図 （重大事故等発生時等に係る文書）.....	1.0.5-4

## 1. 重大事故等への対応に係る文書体系

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）第92条（保安規定）において、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時（以下「重大事故等発生時等」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備について保安規定に定めることを要求されていることから、島根原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）第17条の6（重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）及び第17条の7（大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）に、以下の内容を新たに規定することとしている。

- ・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置
- ・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員に対する毎年1回以上の教育及び訓練
- ・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な電源車、送水車、ホース及びその他の資機材の配備
- ・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な事項（炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること、使用済燃料貯蔵設備（燃料プール）に貯蔵する燃料体の損傷を防止するための対策に関すること、原子炉停止時における燃料体の損傷を防止するための対策に関すること、大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること、炉心の損傷を緩和するための対策に関すること、原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること、燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料の損傷を緩和するための対策に関すること、放射性物質の放出を低減するための対策に関すること）

当該条文に対する具体的な規定内容については、下部規程（二次文書、三次文書）に以下のとおり展開し、実効的な手順構成となるよう整備している。手順書は、通常時からプラントを運転監視している運転員が事故収束のために用いる手順書と、緊急時対策要員が使用する手順書の二種類に整理している。

運転員が使用する手順書は、保安規定第14条（規定類の作成）に基づき「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）」、「事故時操作要領書（徴候ベース）」及び「AM設備別操作要領書」、保安規定第110条（原子力防災資機材等の整備）に基づき「事故時操作要領書（シビアアクシデント）」を作成し、それぞれ具体的な対応を定めている。これらは、第1図に示すとおり二次文書である「運転管理要領」に繋がる三次文書として整理している。

また、緊急時対策要員が使用する手順書は、保安規定第9章 緊急時の措置（第108条～第117条）に基づく二次文書「緊急時の措置要領」に繋がる三次文書として、「事故時操作要領書（AMガイドライン）」、「緊急時対策本部対応手順書」、「原子力災害対策手順書」及び「緊急時対策所運用手順書」を定めている。

なお、運転員が使用する手順書と緊急時対策要員が使用する手順書は、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ります、相互の手順書は関連付けされる。

上記、緊急時対策要員が必要な力量を確保するために、二次文書「力量および教育訓練基本要領」に繋がる三次文書「緊急時対応教育訓練手順書」及び「緊急時対応力量管理手順書」に必要な措置を定めている。

実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順の関係を第1表に示す。また、第1表に示す重大事故等発生時等に係る社内規程類に関する二次及び三次文書の体系を第1図に示す。

第1表 実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順書の関係

実用炉規則	実用炉規則に規定する内容	保安規定	保安規定に規定する内容	社内規程類
第92条第1項 第八号	発電用原子炉施設の運転に関すること。	第14条	規定類の作成	運転管理要領
第92条第1項 第十五号	非常の場合に講ずべき処置に関すること。	第108条 第109条 第110条 第111条 第112条 第113条 第114条 第115条 第116条 第117条	原子力防災組織 原子力防災組織の要員 原子力防災資機材等の整備 通報経路 緊急時訓練 通報 緊急時体制の発令 応急措置 緊急時における活動 緊急時体制の解除	緊急時の措置要領 運転管理要領
第92条第1項 第十六号	設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置に関すること。	第17条の 6  第17条の 7	重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備  大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備	緊急時の措置要領



## 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 .....	1.0.6-6
(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 .....	1.0.6-8
(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

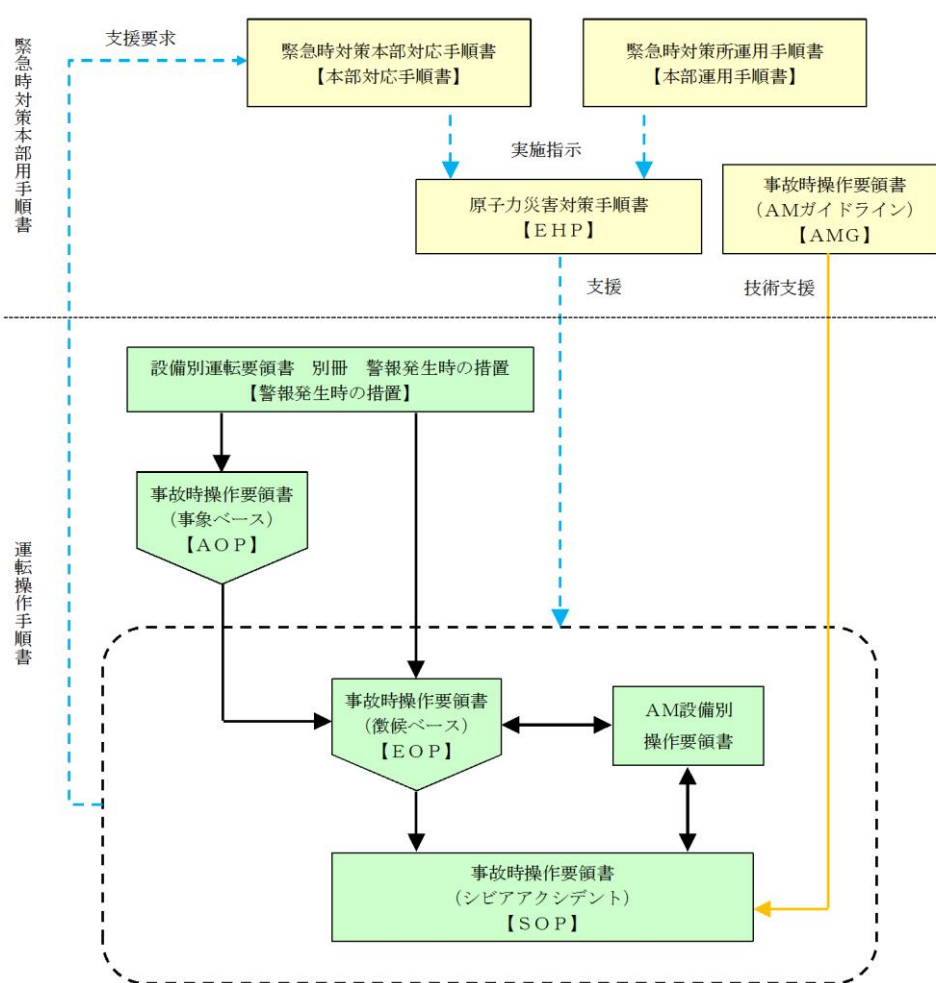
別紙 12 重大事故等対策における作業ごとの想定時間の設定について



## 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 破損前のペデスタル初期注水」

注水-3 b 「R P V 破損後のペデスタル注水」

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	: RCIC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/RSW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付く 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、緊急時対策要員は、常日頃から対応操作について教育及び訓練等を実施し、手順の把握、機器や系統特性の理解及び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「TAF」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。

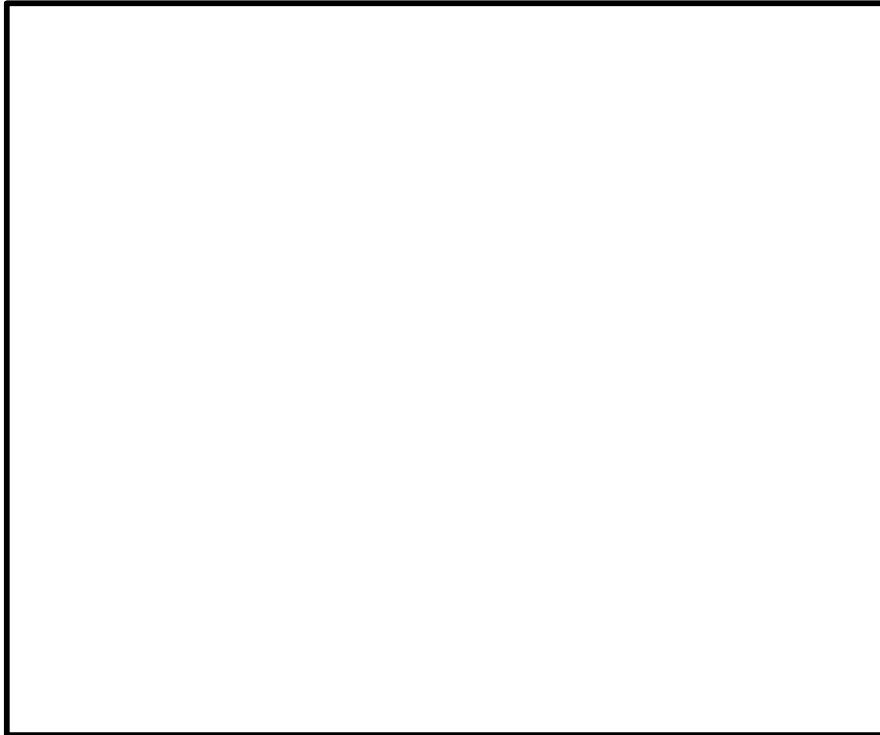
EOPでは、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がTAF未満となった際に、格納容器雰囲気放射線モニタを用いて、ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し、第1図に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合を、炉心損傷開始の判断としている。

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、当該の計器設備にて判断を行う。



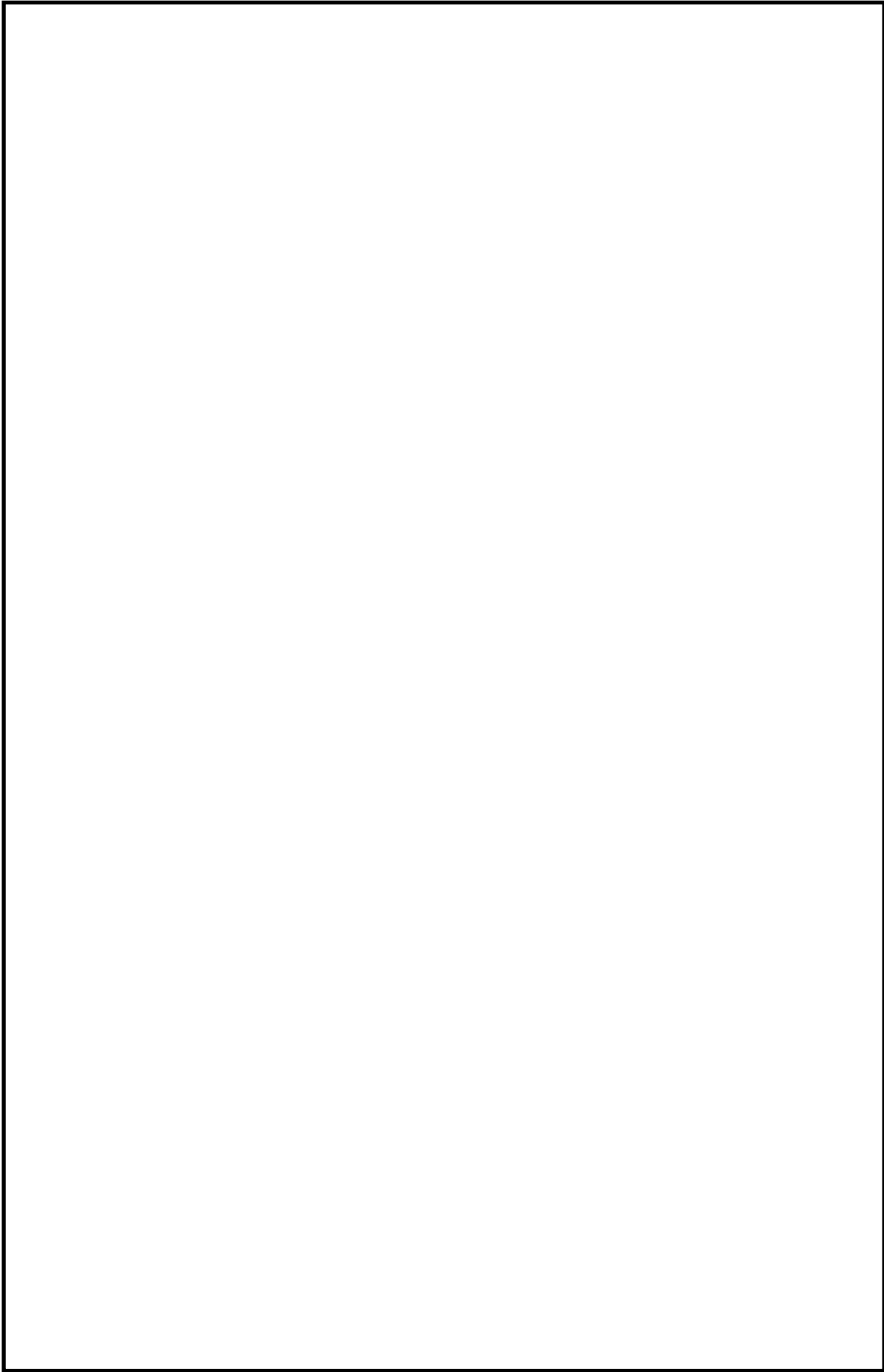
(1) ドライウェルのガンマ線線量率



(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
	<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>			
不測事態	<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			
運転手順書名称			
<p>【崩壊熱除去機能喪失時対応手順】 RL</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>	
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>		
タービン・電気	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>		
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	N 2 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	L 1 以下経験確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉水位</li> </ul>	
	1-3	L 0 以上で安定かつ当該 L P C I 以外の E C C S 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 CUIW 通常モード運転, CUIW 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>• CUIW 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 確認	以内に <input type="checkbox"/> ℃未満に維持可能	・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			<ul style="list-style-type: none"> <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。

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 ( C 1 )」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	<ul style="list-style-type: none"> <li>• ADS 作動状態</li> </ul>	
	1-2 ADS+SRV6 弁開放確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• ADS 系及び SRV 作動状態</li> </ul>	
	1-3 SR 弁 1 弁以上開確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• SRV 作動状態</li> </ul>	
	1-4 代替減圧手段確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• RCIC 系, HPAC 系運転状態</li> </ul>	
	1-5 減圧不可確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉圧力</li> </ul>	
	1-6 水位判明確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉水位</li> </ul>	
	1-7 D/W 空間部温度制限確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 原子炉圧力</li> <li>• D/W 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「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	
C-M/C停電対応	2-2 C-M/C 受電確認	・ C-M/C の受電可否	
	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 ( P S / R )」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	・ 交流母線の受電可否 ・ 交流母線への給電可否	
	5-1	24 時間以内に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	
	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	
	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	
代替除熱系統 による除熱	3-2	炉水温度下降傾向確認	・冷却材温度	
	4-1	注水量を調整確認	・冷却材温度	
注水による事 象緩和	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	2-1 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>	
	2-2 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TAF以上に確保する。</li> <li>・ ドライウエルヘッドフラン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TAF以上に維持しつつ、低圧ECCSが復旧又はRHAR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 「RPV破損前のペデスタル初期注水/RPV破損後のペデスタル注水」	<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RPV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ECCSが復旧又はRHAR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ン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	<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>
	2-2	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>ベデスタル水温度</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>
	2-3	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「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	D/W ヘッド 雰囲気温度	<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	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	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	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	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>	
低圧 ECCS 復旧					

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		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認し、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認し、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認し、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認し、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認し、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
代替監視	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	空気ポンベによる中央制御室待避室の陽圧化及び準備を行う。
	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。
電源確保	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)による直流B-115V系直流盤に給電する
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、異常の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	原子炉の異常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、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、退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	化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車、又は、化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び小型放水砲により初期対応における泡消火を行う。
	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。
原子炉压力容器への注水戦略	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。
	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るように、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ページを実施する。
	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。
燃料プール注水戦略	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	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、ディーゼル燃料貯蔵タンク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置及び運用手順	モニタリング及び作業服の着替え等を行うための放管エリアを設置する。
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

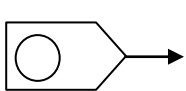
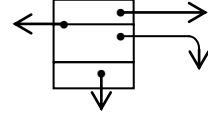


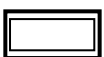
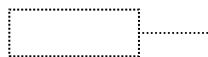

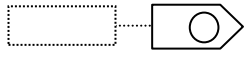
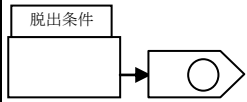
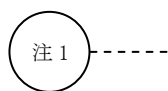
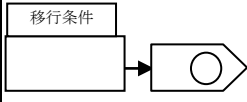
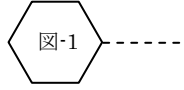

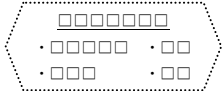

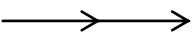
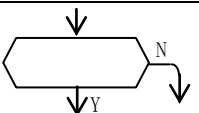
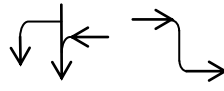
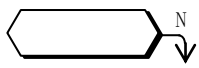
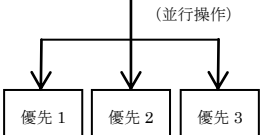
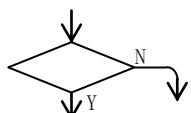
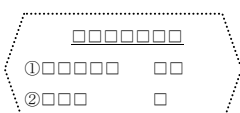
その他

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ジングエリアの運用手順	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のチェンジングエリアを運用する
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。
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及び食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理する
被ばくを低減するための原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止手順	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置き、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、有線式通話装置の敷設を考慮し、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

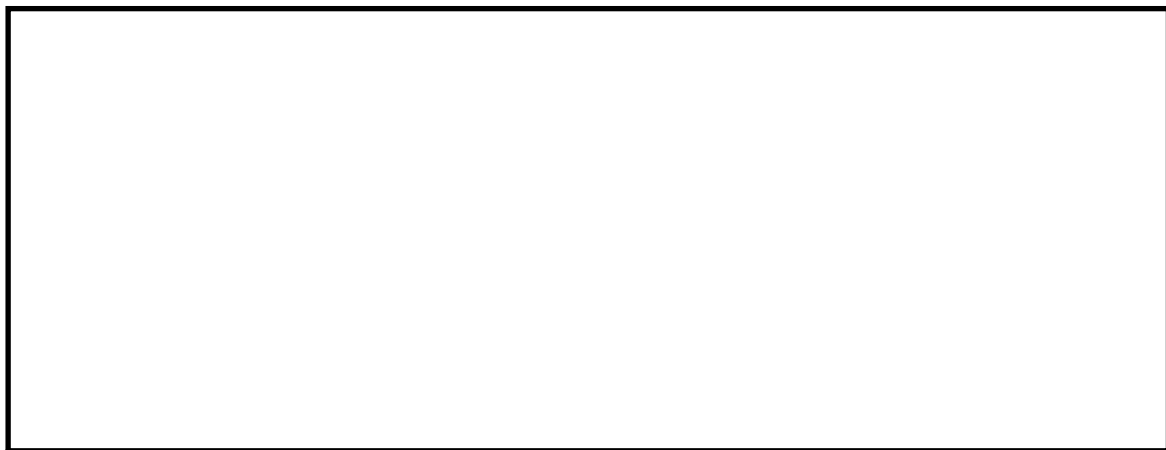
項目		算定の考え方	考慮有無
通信	有線式 通話装置	運転員は 2 人以上で 1 組のチームを組み、作業を実施するため、移動時において 1 名が通信設備の準備を実施することが可能。また、有線式通話装置の敷設による移動時間への影響は実測時間の 1.5 倍とし、想定時間を上回ることがないことを確認した。	1.5 倍を考慮
水密扉		訓練により計測した時間を切り上げた時間、又は設備設計により設定した時間に保守性を加えた時間とした。	60 秒

## 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

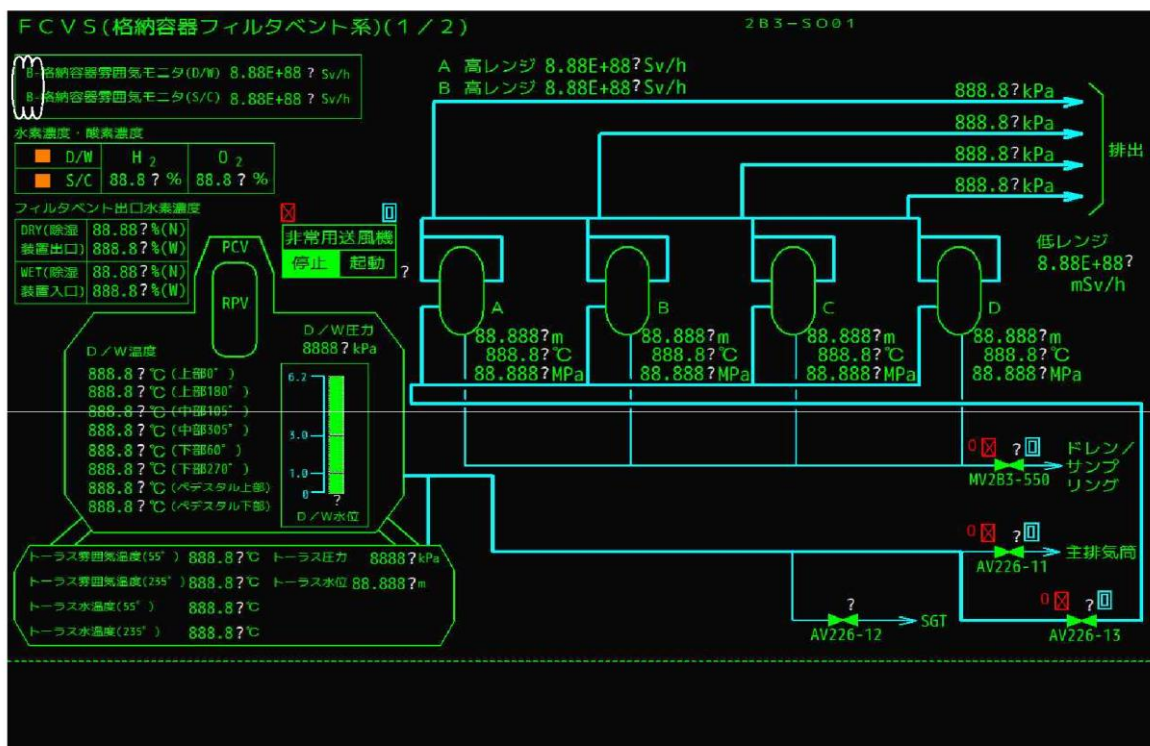
訓練にて計測した時間により設定した。また、新規に設置される設備については類似機器により訓練を行い計測した時間にて設定した。なお、中央制御室における運転員の作業に関し考慮した事項を第 4 表に、タッチパネル式である重大事故操作盤の監視操作画面（イメージ図）を第 2 図に示す。

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

有効性評価における重大事故対応時の  
手順について

## < 目 次 >

1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
  - 1.1 高圧・低圧注水機能喪失
  - 1.2 高圧注水・減圧機能喪失
  - 1.3 全交流動力電源喪失
    - 1.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗
    - 1.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧炉心冷却失敗
    - 1.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失
    - 1.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗
  - 1.4 崩壊熱除去機能喪失
    - 1.4.1 取水機能が喪失した場合
    - 1.4.2 残留熱除去系が故障した場合
  - 1.5 原子炉停止機能喪失
  - 1.6 LOCA時注水機能喪失
  - 1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）
2. 運転中の原子炉における重大事故
  - 2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
    - 2.1.1 残留熱代替除去系を使用する場合
    - 2.1.2 残留熱代替除去系を使用しない場合
  - 2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
  - 2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
  - 2.4 水素燃焼
  - 2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
3. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
  - 3.1 想定事故1
  - 3.2 想定事故2
4. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故
  - 4.1 崩壊熱除去機能喪失
  - 4.2 全交流動力電源喪失
  - 4.3 原子炉冷却材の流出
  - 4.4 反応度の誤投入 ※重大事故等の対策は、全て自動で作動するため、手順による対応は不要。

# 1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

## 1.1 高圧・低圧注水機能喪失

### 特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することを想定する。このため、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、低圧注水機能喪失を想定することから、併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。

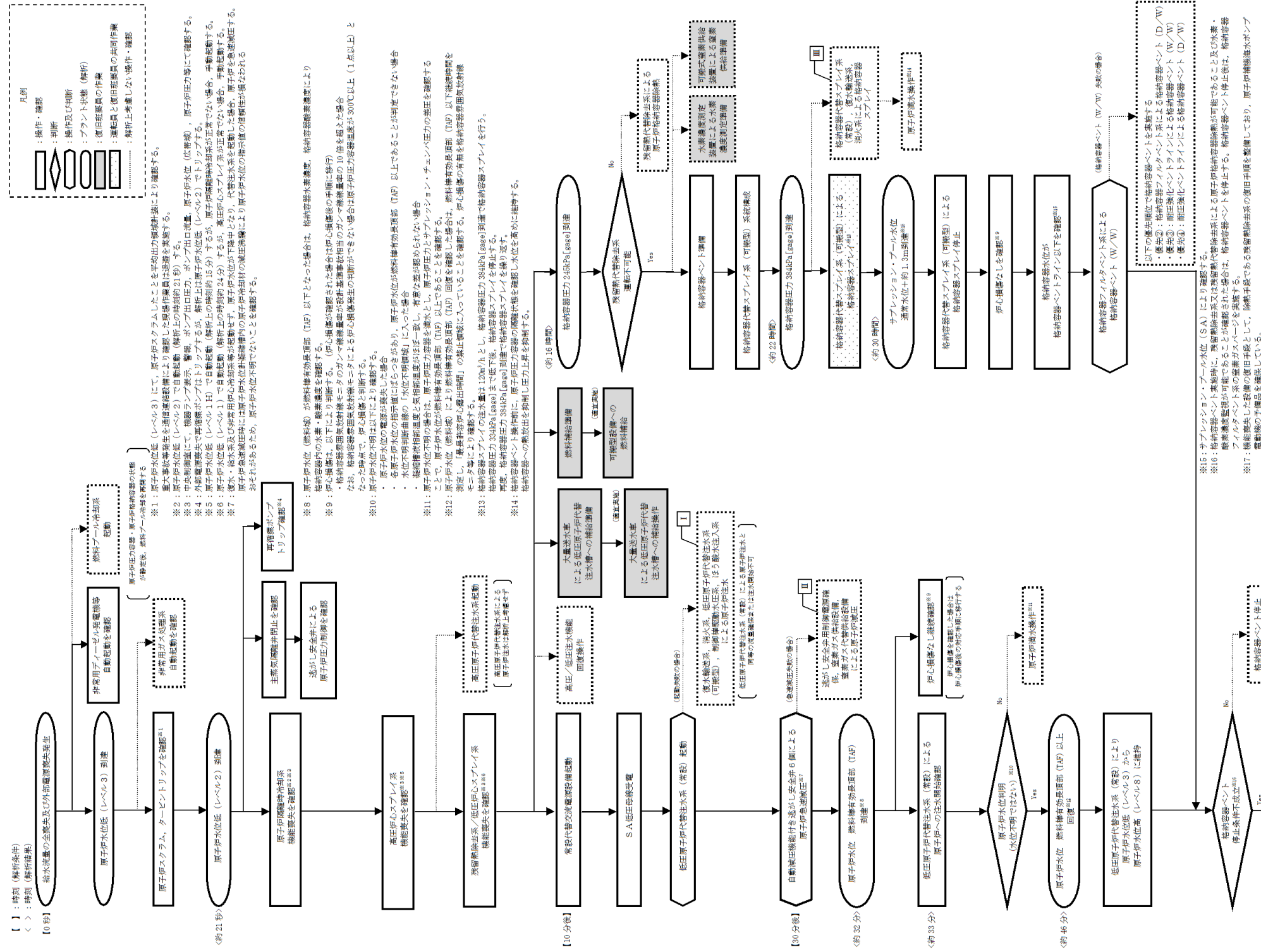
### 基本的な考え方

逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系（常設）により炉心を冷却を図る。また、炉心損傷の防止を目的として、格納容器代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。

### 対応手順の概要

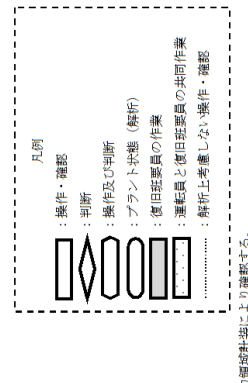
- 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 高圧・低圧注水機能喪失確認
- 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
- 格納容器代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器冷却
- 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱

### 解析上の対応手順の概要フロー



低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉水位を維持し、格納容器ベントによる格納容器減圧を確認する。また、機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後、原子炉圧力容器は冷却除熱系（原子炉停止時冷却モード）により炉心温度停止状態へ、格納容器ベントは高圧原子炉代替注水系による原子炉格納容器冷却の準備が可能であること及び外液・崩壊熱除去機能が確認し停止する。

【冷却経路の寸断とほしてはならないが、他に得る手段】  
 ※1: 低圧原子炉代替注水系（常設）と同量の流量は確保できないが、復水送水系、消火系による代替注水も実施可能である。注水開始時刻は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水も実施可能である。炉心損傷防止としての流量は確保できないが、高圧原子炉代替注水系による注水も確保していることを確認する。また、道の閉鎖の準備も開始する。炉心損傷防止としての流量は確保できないが、高圧原子炉代替注水系による注水も確保していることを確認する。  
 ※2: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※3: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※4: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※5: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※6: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※7: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※8: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※9: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※10: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※11: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※12: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※13: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※14: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁手動制御電源設備操作を行う。必要ガスの供給を行う。  
 ※15: サプレッション・プール水位（SA）により確認する。  
 ※16: 格納容器ベント実施時に、蒸餾除熱系又は蒸餾代替注水系による原子炉格納容器減熱が可能であること及び外液・崩壊熱除去機能が確認し停止することを確認された場合は、格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は、格納容器フィルタベント系の蒸餾系を稼働させる。  
 ※17: 機能喪失した設備の復旧手段として、隔離手段がある蒸餾除熱系による原子炉格納容器減熱を実施することを確認する。また、可搬型注水系を用いた原子炉格納容器減熱を実施することも可能である。

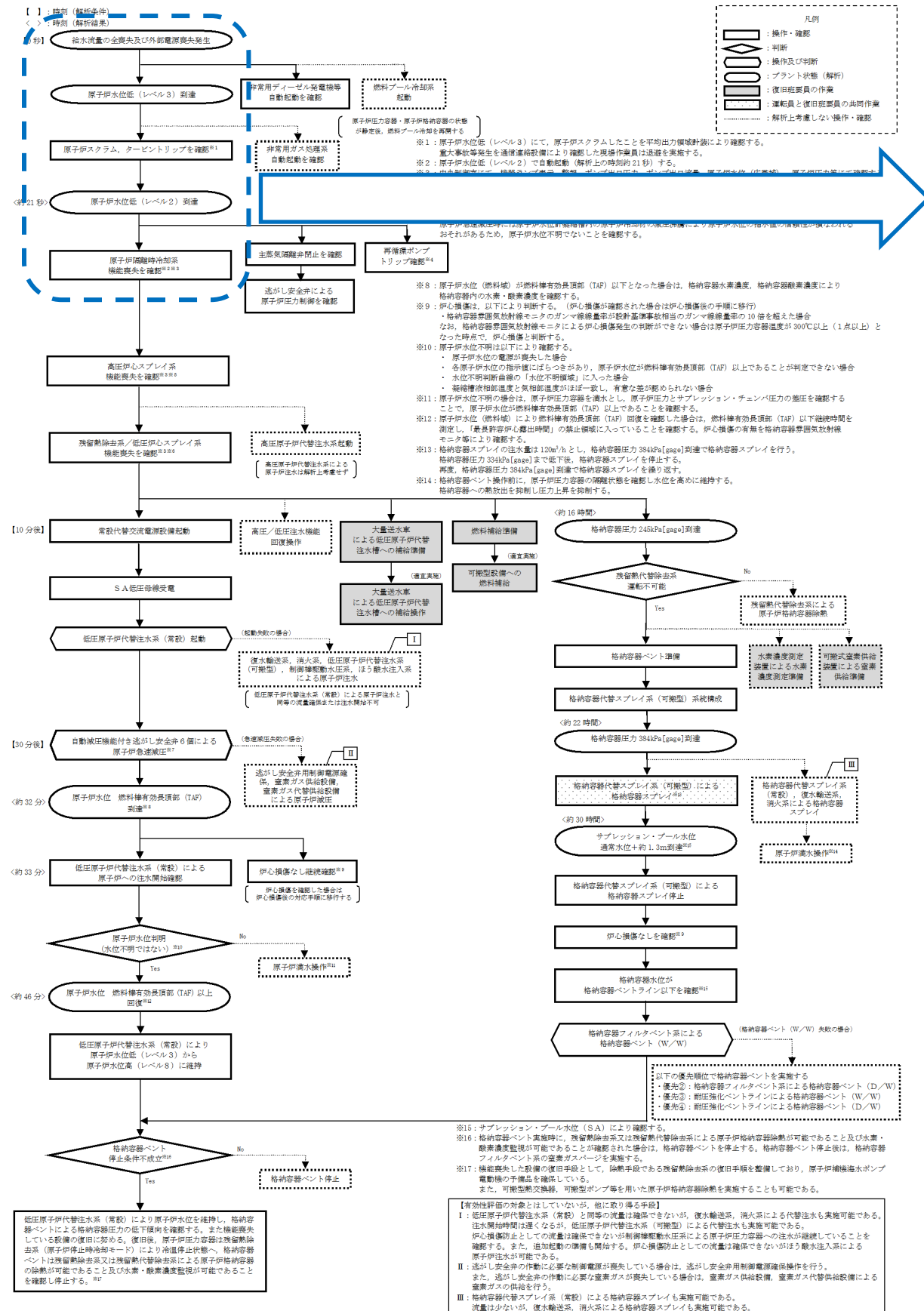


事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

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。

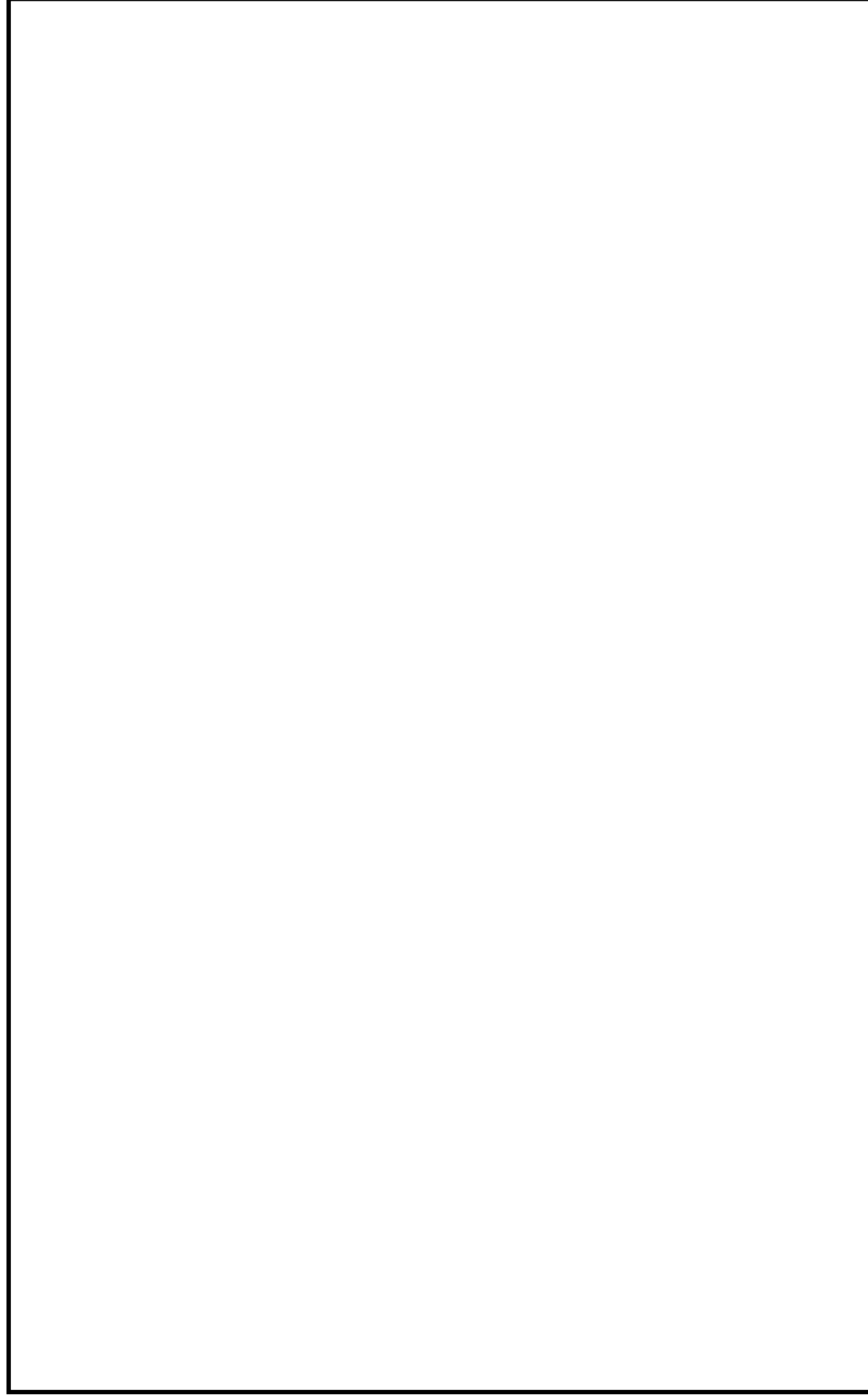
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

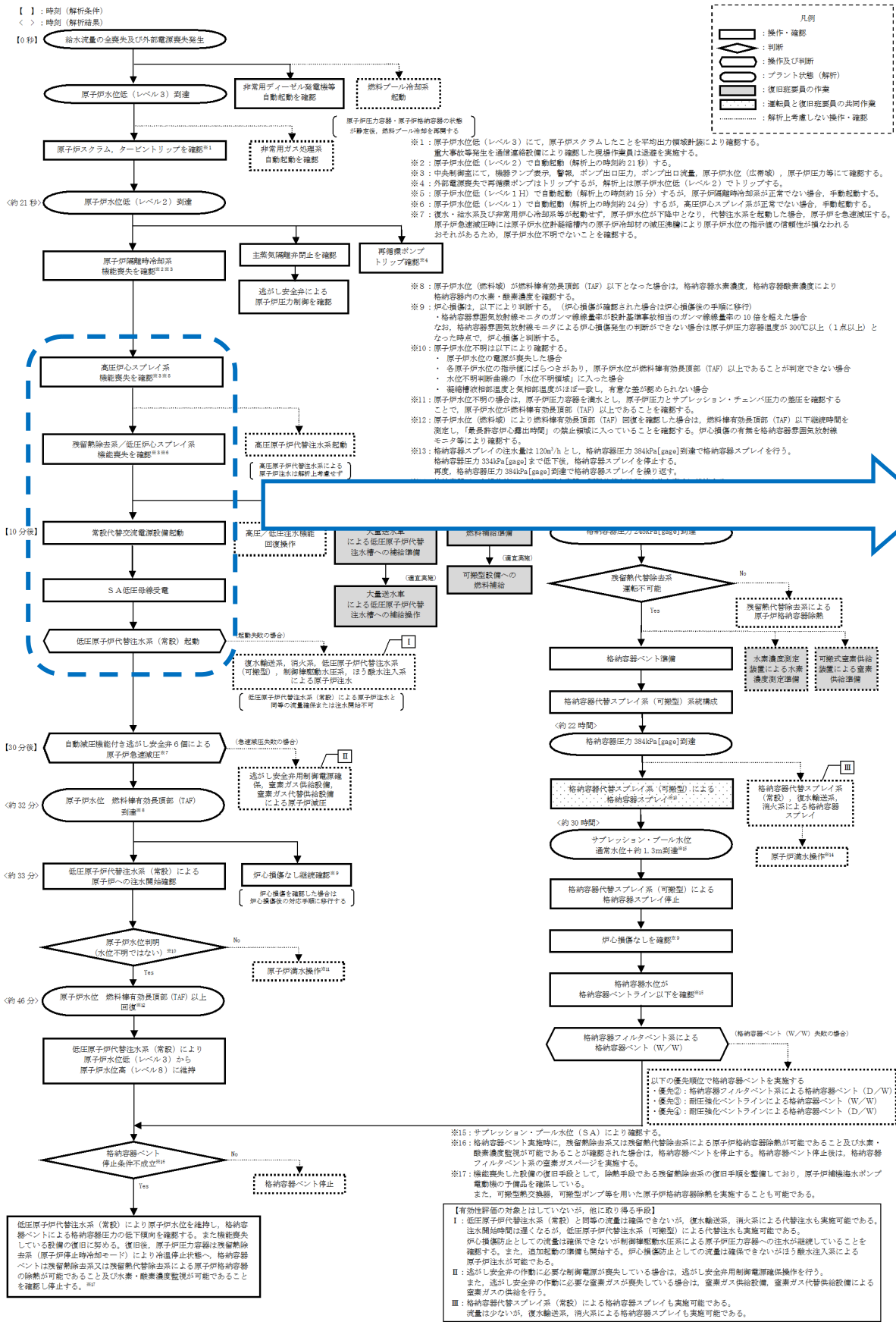
給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」  
最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。  
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。  
原子炉水位は全給水喪失し、原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが高圧注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水が不可となる。原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため、原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。  
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。  
逃がし安全弁の動作により、格納容器圧力が上昇する。ドライウェル圧力 13.7kPa [gage] 到達で格納容器制御「PCV圧力制御 (PC/P)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

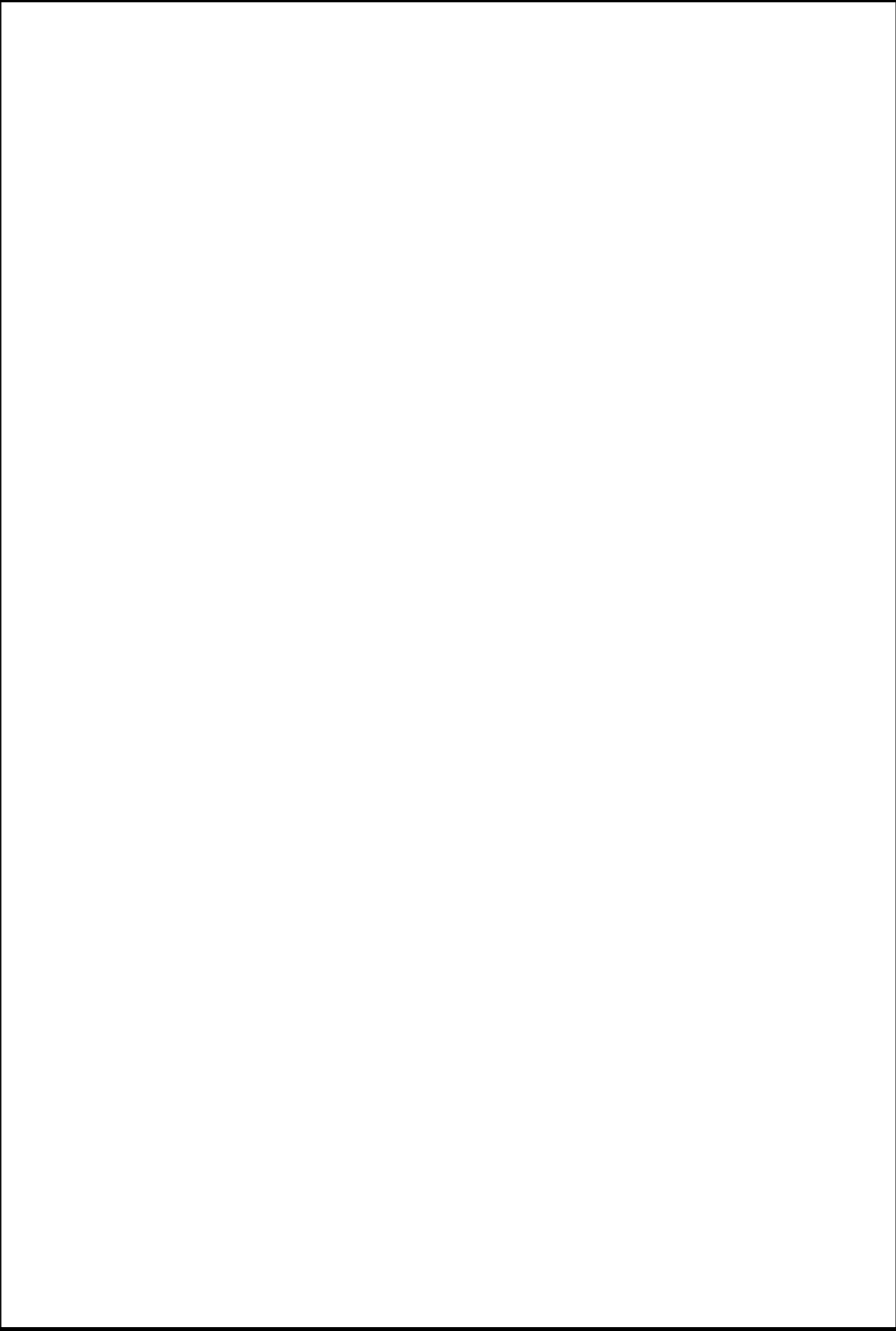
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

「水位確保」  
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。  
 高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。  
 全給水喪失し原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系の起動に失敗し原子炉水位の低下が継続する。**ガスタービン発電機起動及び低圧原子炉代替注水系(常設)を起動し不測事態「急速減圧(C2)」へ移行する。**

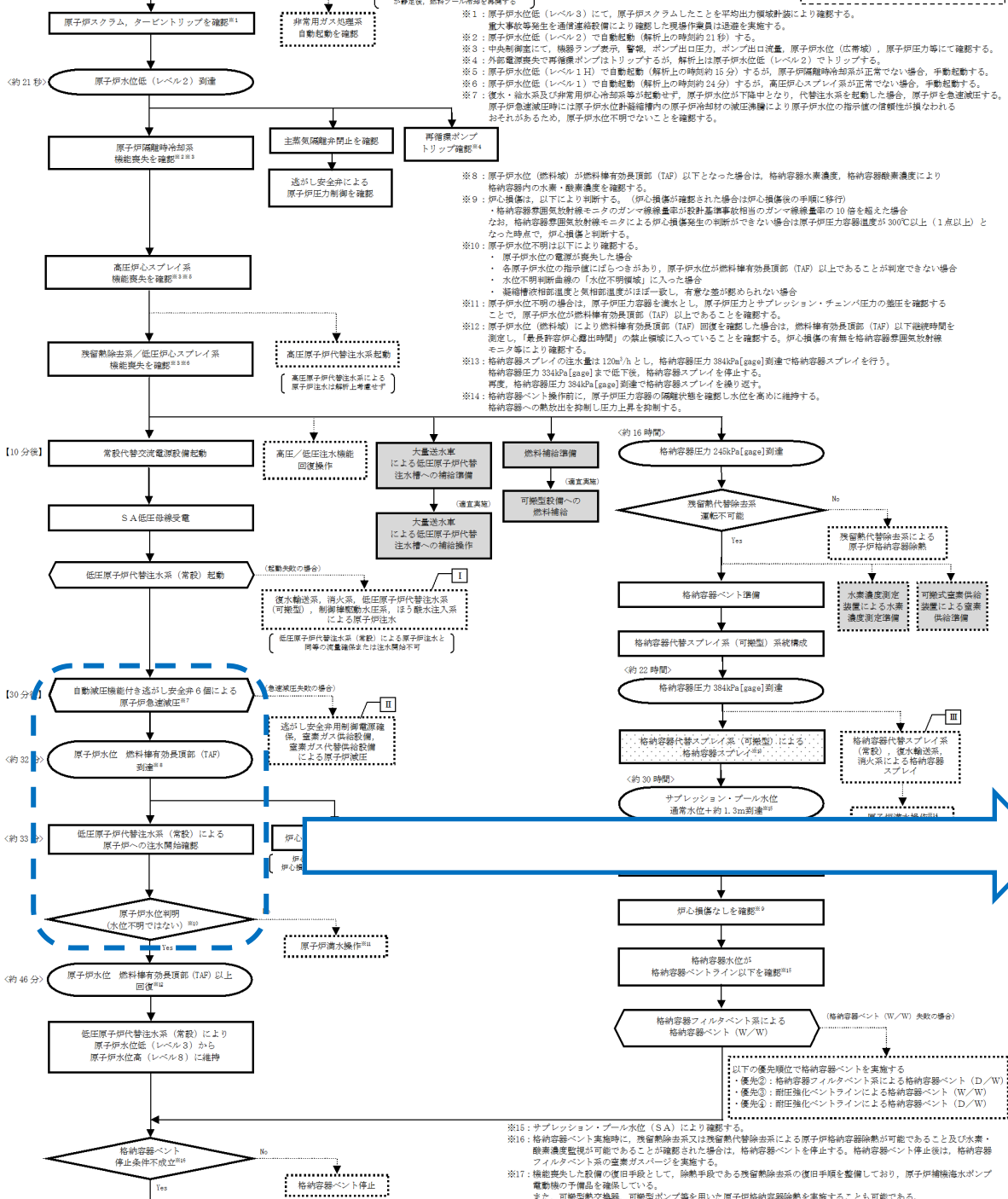
AM設備別操作要領書

**AM 1**: 「原子炉注水戦略」  
 ・FLSRポンプによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

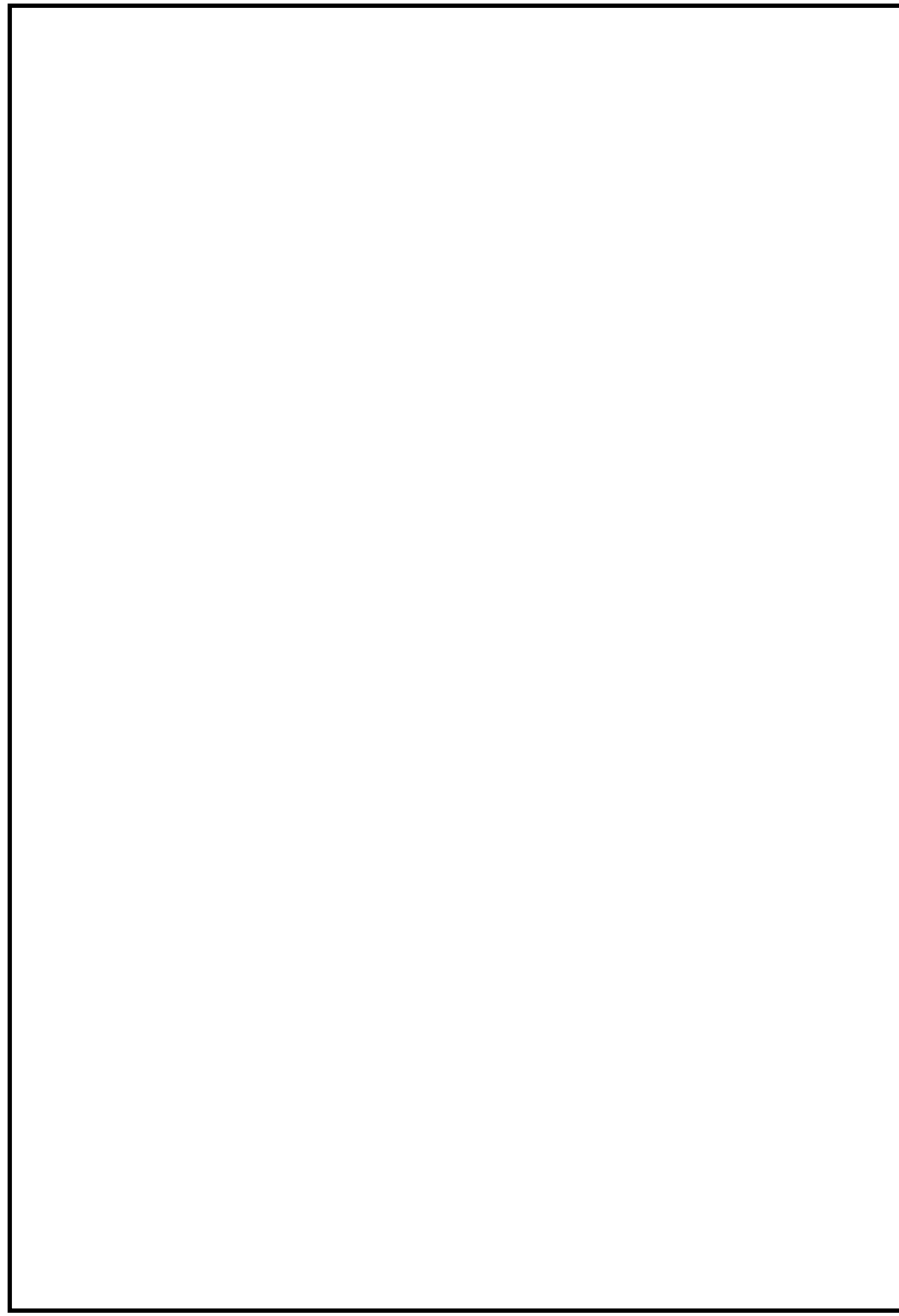


解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

「急速減圧」  
 低圧代替原子炉注水系 (常設) が起動していることを確認し、自動減圧機能付き逃がし安全弁6個を全開し原子炉を減圧する。  
**原子炉水位が判明していることを確認し、不測事態「水位回復 (C1)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

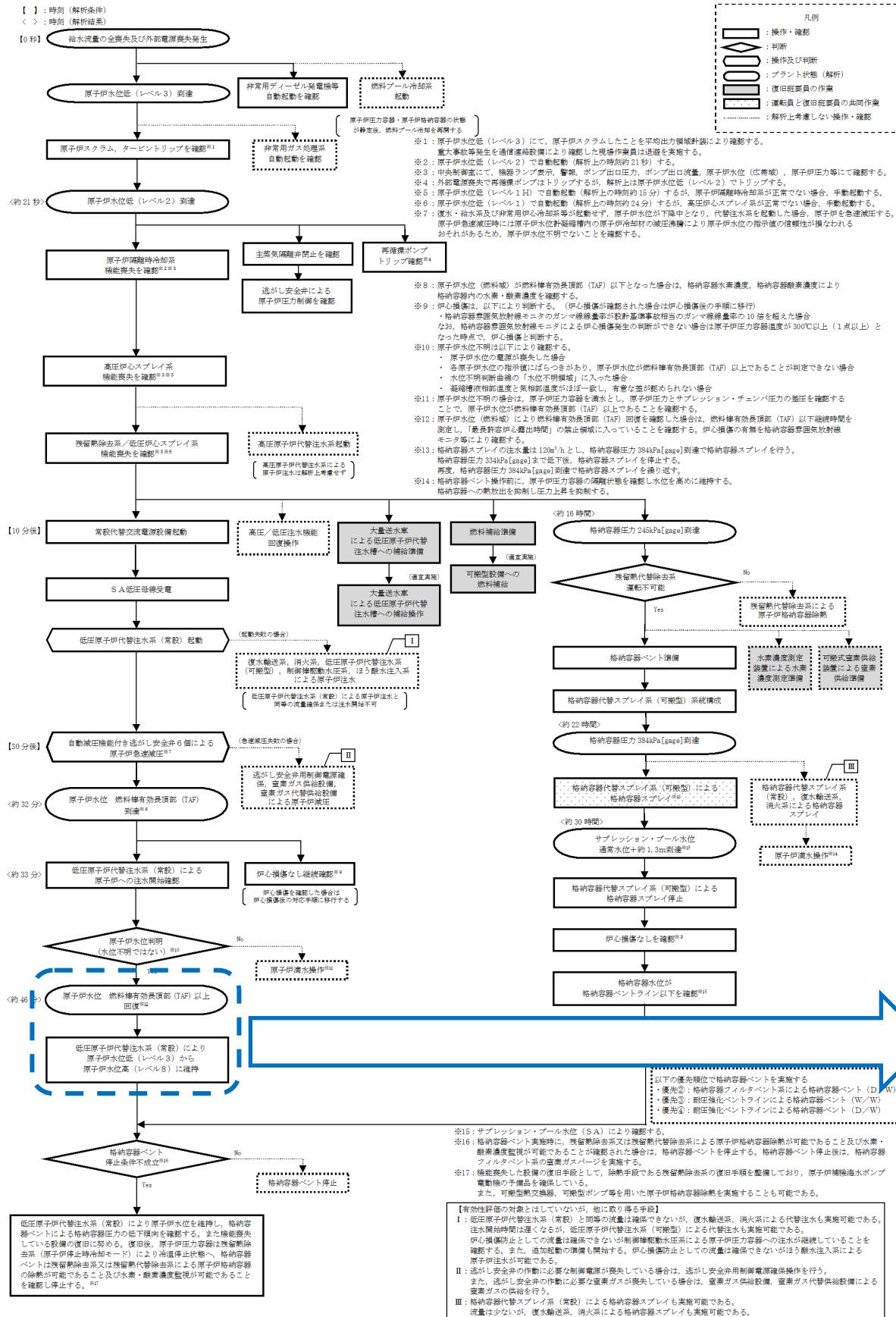


原子力災害対策手順書



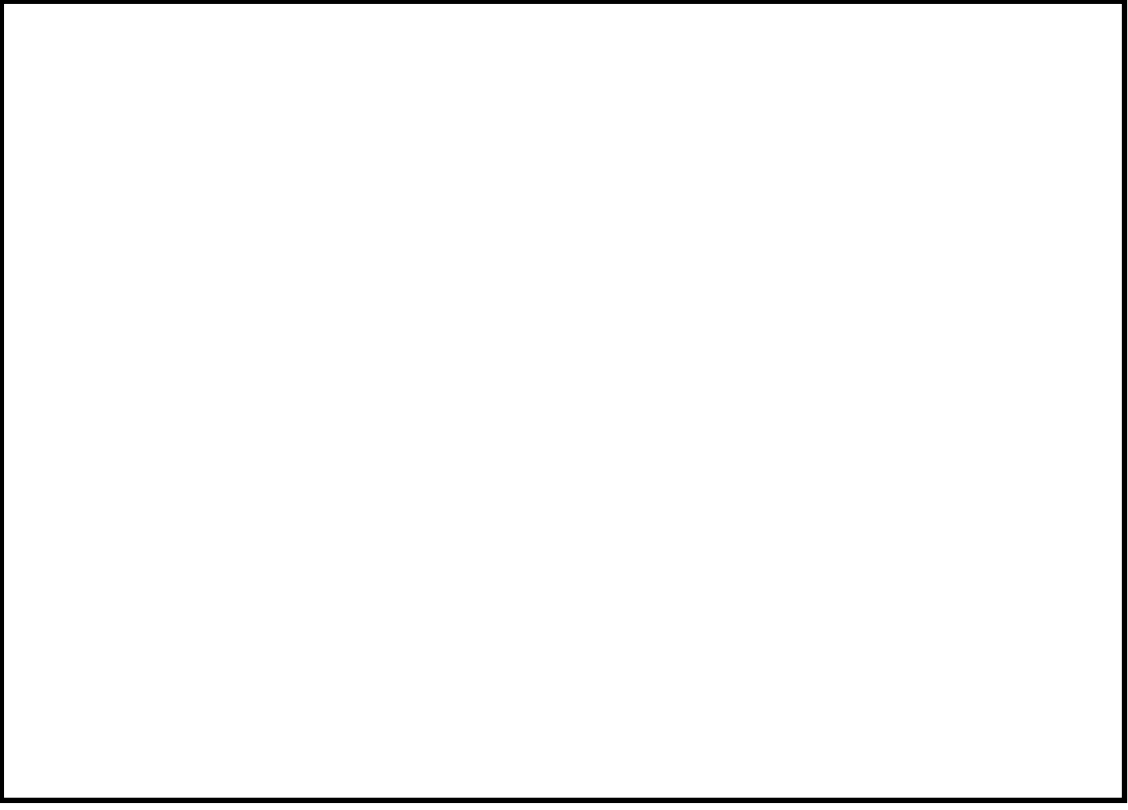
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

「水位回復」  
原子炉減圧により、低圧原子炉代替注水系（常設）から原子炉へ注水が開始し、**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上になれば、原子炉制御「水位確保（RC/L）」へ移行する。**

「水位確保」  
低圧原子炉代替注水系（常設）により、**原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できるため、原子炉制御「スクラム（RC）」へ移行する。**

AM設備別操作要領書



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



原子力災害対策手順書



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。

解析上の対応手順の概要フロー

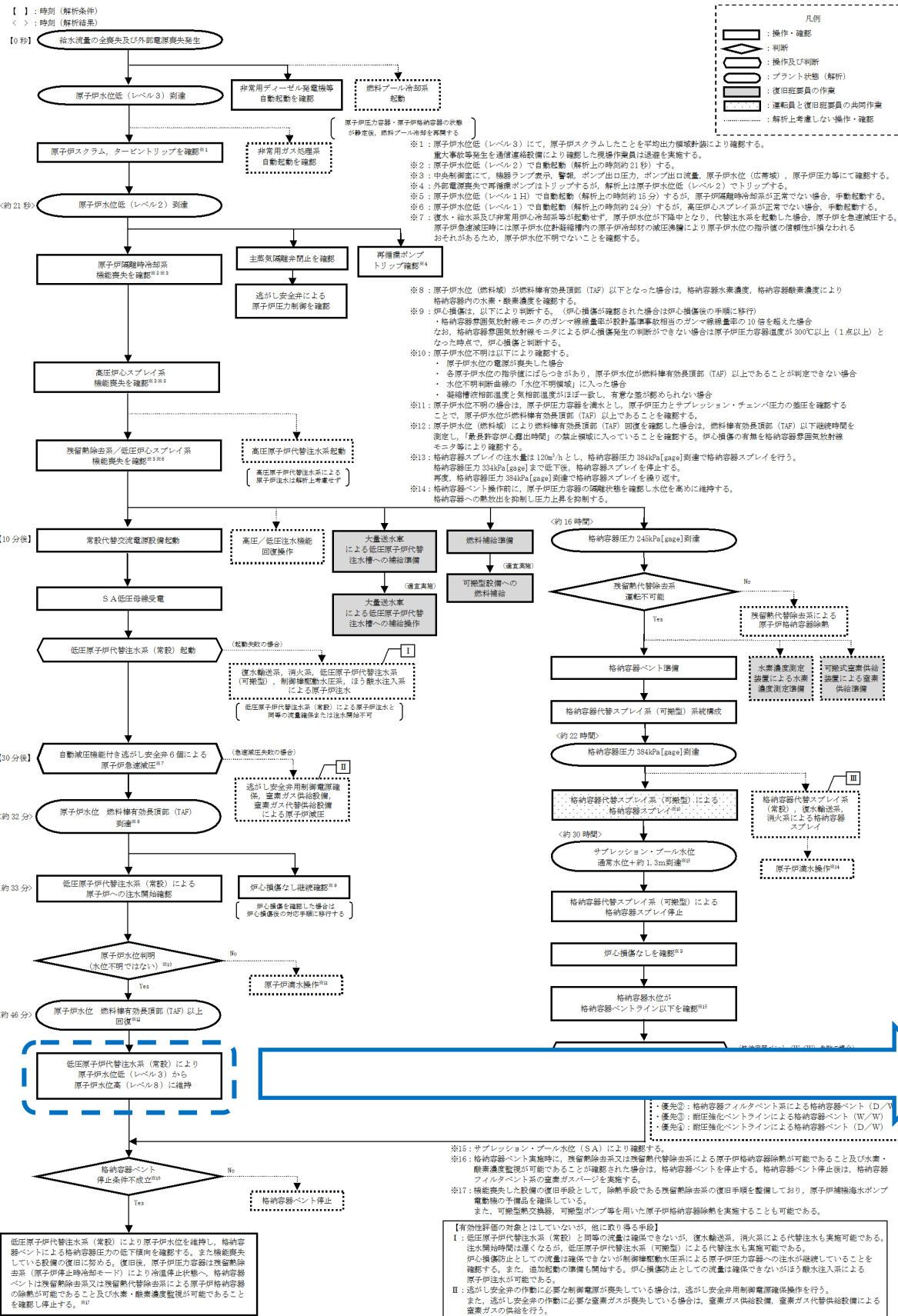
事故時操作要領書

操作補足事項

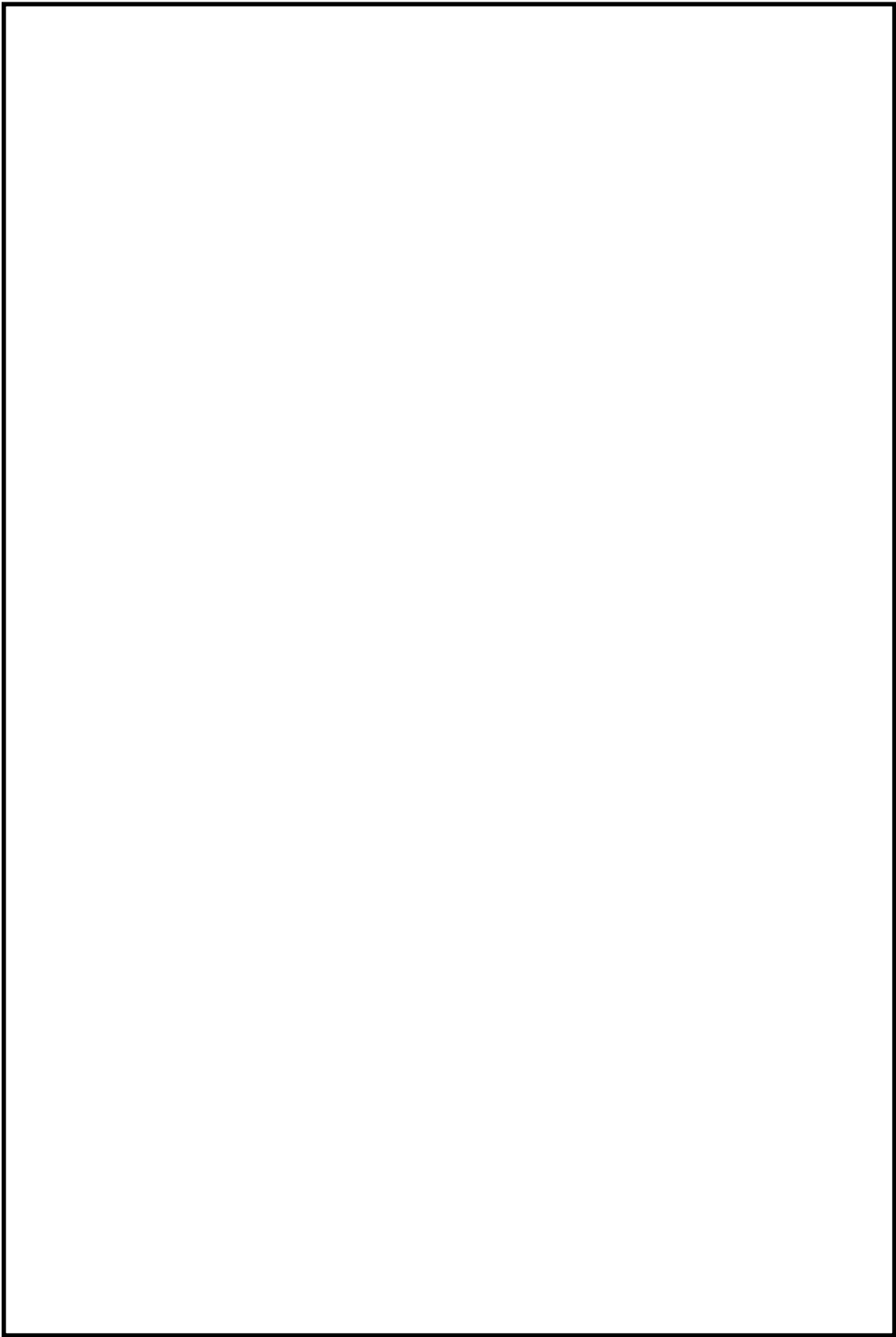
「スクラム」  
原子炉水位を継続監視する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

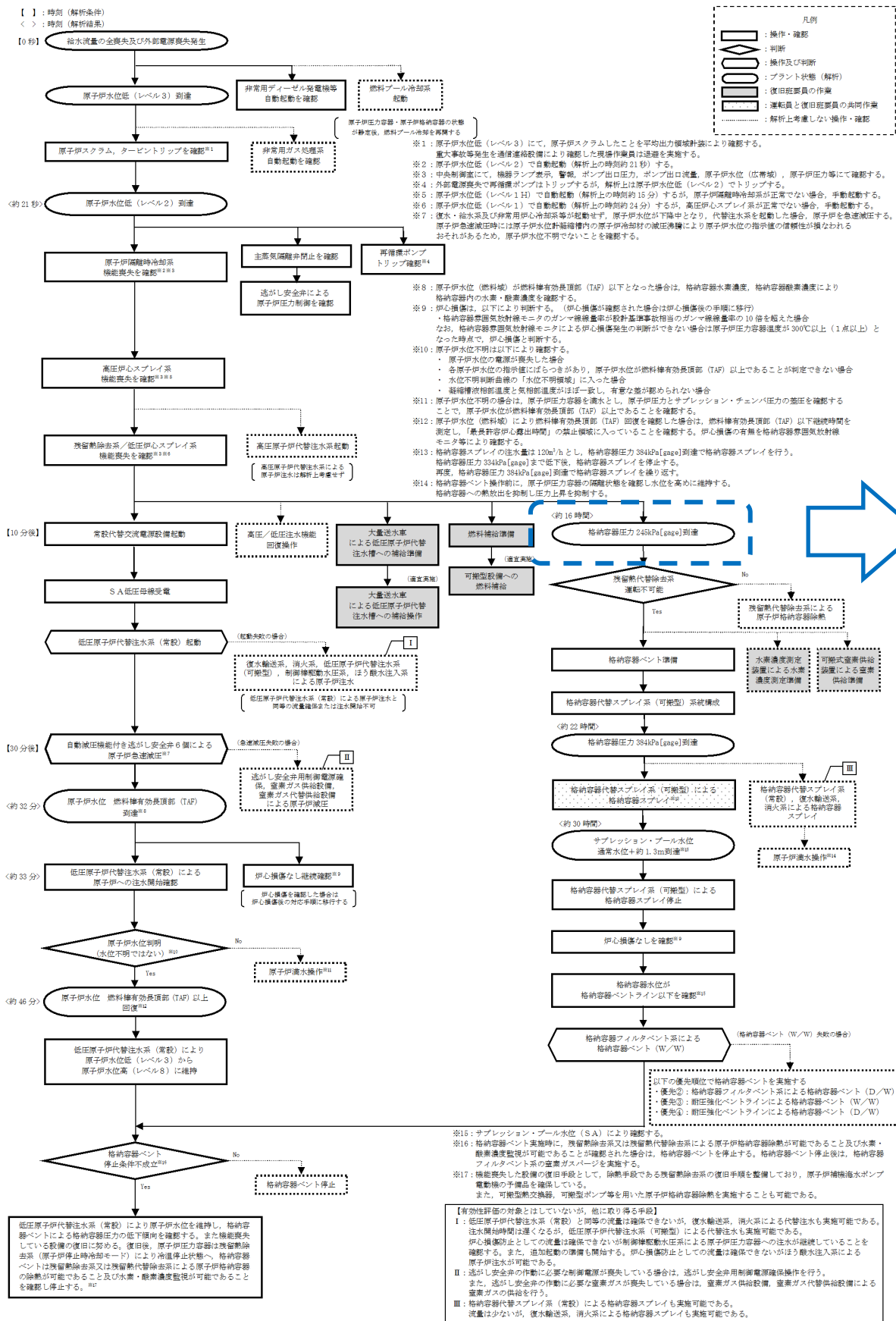


事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



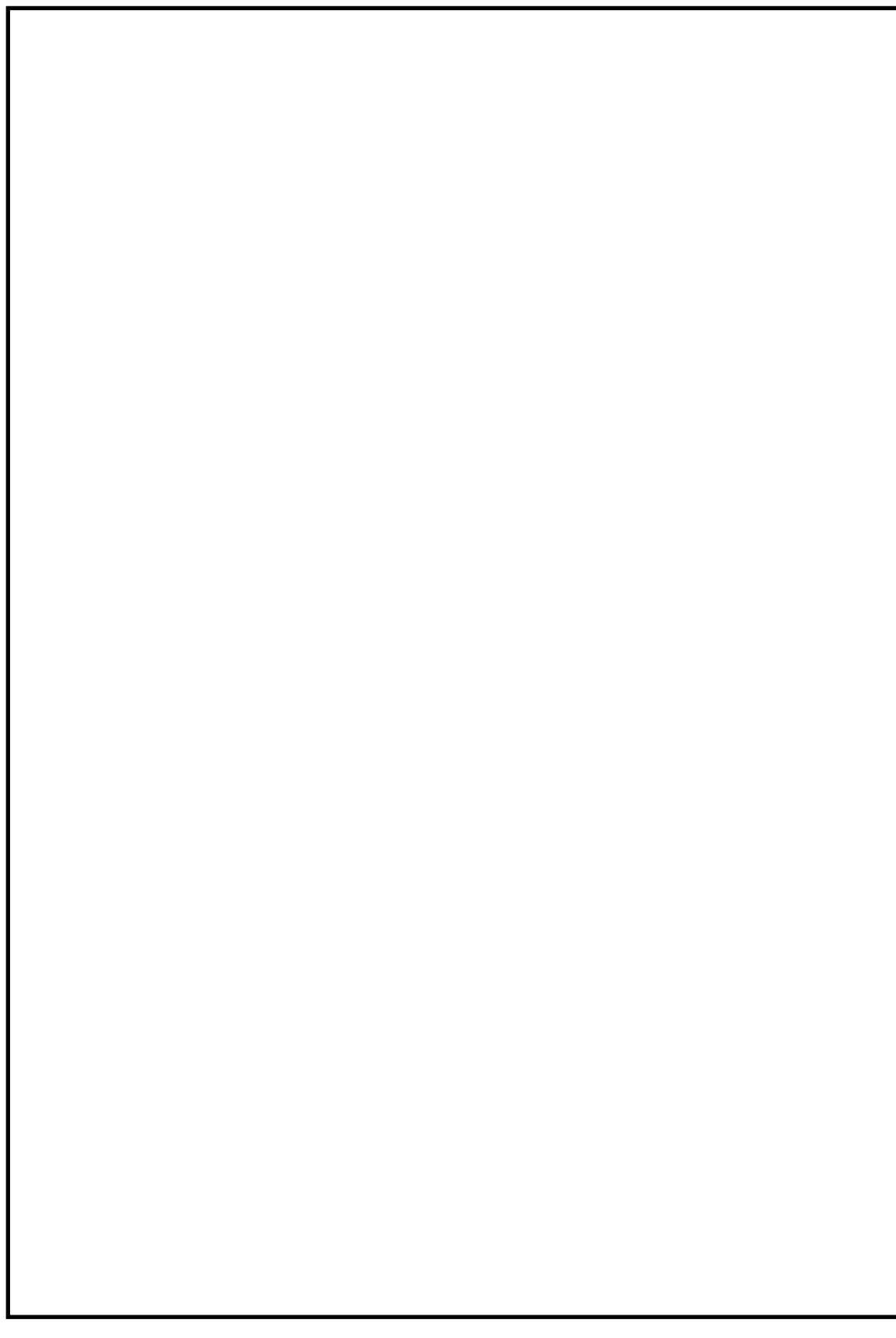
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」 F



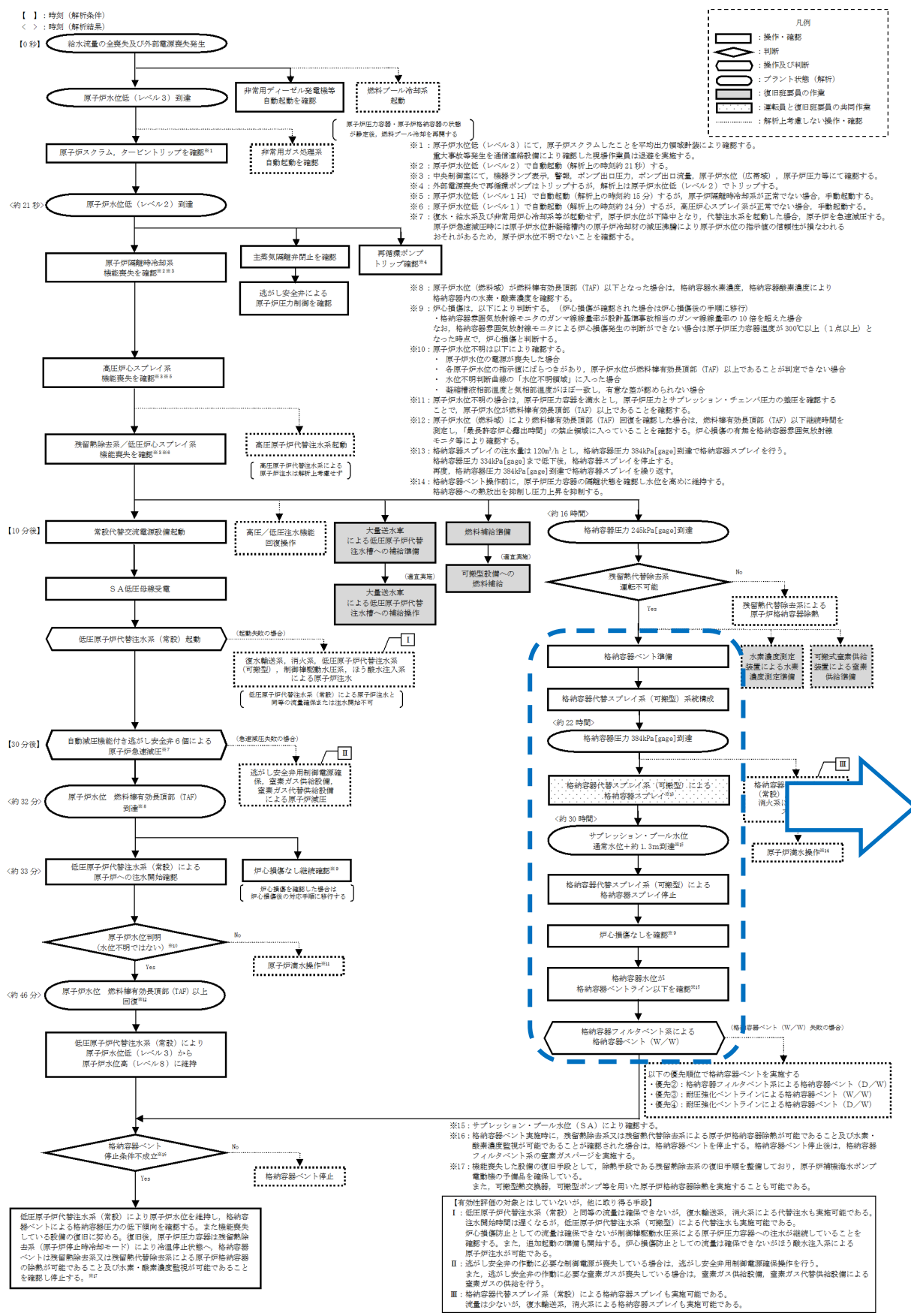
操作補足事項

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

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。

## 解析上の対応手順の概要フロー



- 【】：時刻（解析条件）  
 <>：時刻（解析結果）
- 10分以内  
 約21秒  
 約10分  
 約16時間  
 約22時間  
 約30時間  
 約32分  
 約33分  
 約46分
- 凡例  
 □：操作・確認  
 ○：判断  
 ◇：操作及び判断  
 ▭：プラント状態（解析）  
 ▨：復旧作業の作業  
 ▩：運転員と復旧作業員の共同作業  
 ▪：解析上考慮しない操作・確認

- ※1：原子炉水位（レベル3）にて、原子炉スタラムしたことを平均出力領域計測により確認する。重大事故等発生を通報連絡段階により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2：原子炉水位（レベル2）で自動起動（解析上の時間約21秒）する。
- ※3：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量、原子炉水位（広帯域）、原子炉圧力等にて確認する。
- ※4：外部電源喪失で再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位（レベル2）でトリップする。
- ※5：原子炉水位（レベル1）で自動起動（解析上の時間約15分）するが、原子炉隔離時冷却系が正常でない場合、自動起動する。
- ※6：原子炉水位（レベル1）で自動起動（解析上の時間約24分）するが、高圧炉心スプレイ系が正常でない場合、自動起動する。
- ※7：復水・給水系及び非常用炉心冷却系等が起動せず、原子炉水位が下落中となり、代替注水系を起動した場合は、原子炉を急速減圧する。原子炉急速減圧時には原子炉水位計箱内での原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
- ※8：原子炉水位（燃料槽）が燃料棒有効長頂部（TAF）以下となった場合は、格納容器水素濃度、格納容器酸素濃度により格納容器内の水素・酸素濃度を監視する。
- ※9：炉心損傷は、以下により判断する。（炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行）  
 ・格納容器空気放射線モニタ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  
 ・格納容器空気放射線モニタによる炉心損傷発生判断ができない場合は原子炉圧力容器温度が300℃以上（1点以上）となった時点で、炉心損傷と判断する。
- ※10：原子炉水位不明は以下により確認する。  
 ・原子炉水位の電圧が喪失した場合  
 ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部（TAF）以上であることが判定できない場合  
 ・水位不明判断自動機の「水位不明領域」に入った場合  
 ・蓄電池監視装置と監視装置がばらばらとし、異常な状態が認められない場合
- ※11：原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を減水とし、原子炉圧力とサプレッション・プール圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部（TAF）以上であることを確認する。
- ※12：原子炉水位（燃料槽）により燃料棒有効長頂部（TAF）回復を確認した場合は、燃料棒有効長頂部（TAF）以下減速時間を測定し、「最終炉心スプレイ時間」の禁止領域に入っていることを確認する。炉心損傷の有無を格納容器空気放射線モニタ等により確認する。
- ※13：格納容器スプレイの注水量は120m<sup>3</sup>/hとし、格納容器圧力384kPa[gage]到達で格納容器スプレイを行う。格納容器圧力334kPa[gage]まで低下後、格納容器スプレイを停止する。再度、格納容器圧力384kPa[gage]到達で格納容器スプレイを繰り返す。
- ※14：格納容器ベント操作前に、原子炉圧力容器の隔離状態を確認し水位を高めに維持する。格納容器への熱放出を抑制し圧力上昇を抑制する。
- 【有効性評価の対象とはしていないが、他に取らざる手段】  
 I：低圧原子炉代替注水系（常設）と同等の流量は確保できないが、復水輸送系、消火系による代替注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水も実施可能である。炉心損傷防止としての効果は確保できないが格納容器水位による原子炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の際も開始する。炉心損傷防止としての効果は確保できないが注水注入による原子炉注水が可能である。  
 II：送りが安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、送りが安全弁制御電源確保操作を行う。また、送りが安全弁の作動に必要な流量が喪失している場合は、流量ガス代替供給設備、流量ガス代替供給設備による流量ガスの供給を行う。  
 III：格納容器代替注水系（常設）による格納容器スプレイも実施可能である。流量は少ないが、復水輸送系、消火系による格納容器スプレイも実施可能である。

## 事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」 F



### 操作補足事項

「PCV圧力制御」  
 サプレッション・チェンバ圧力が384kPa[gage]にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。  
 炉心損傷が発生していないことを確認する。  
 サプレッション・プール水位が+1.29m到達にて、ウェットウェル側からの格納容器ベントを実施する。

### AM設備別操作要領書

- AM 4**：「格納容器除熱戦略」
- ・FCVSによる格納容器ベント
- AM 5**：「格納容器機能維持戦略」
- ・大量送水車による格納容器スプレイ

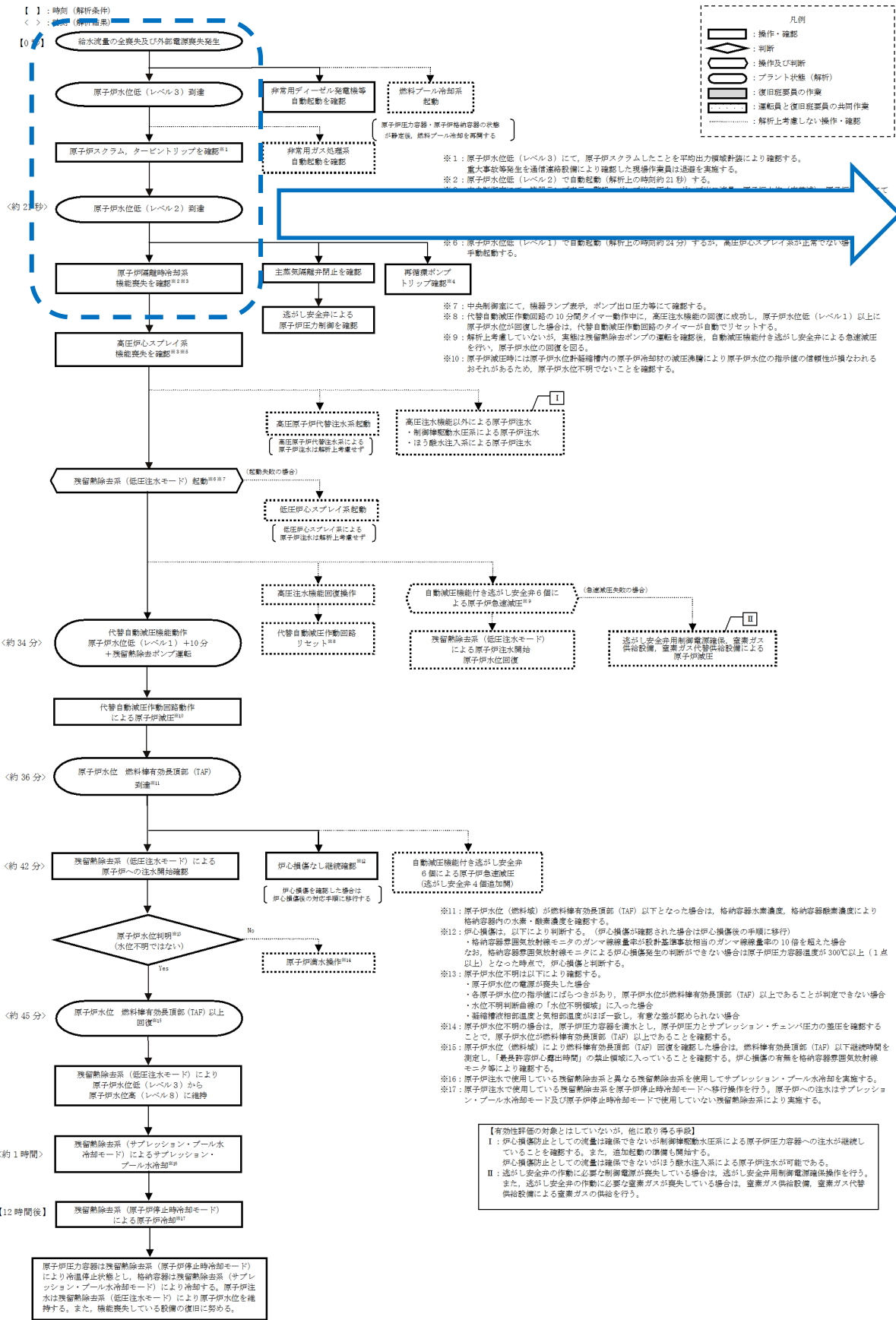
### 原子力災害対策手順書

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。





解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」  
 最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

原子炉水位は全給水喪失し、原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが高圧注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水が不可となる。原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため、原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。

所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。

逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。サブプレッション・プール水温度 35℃到達で格納容器制御「S/C 水温度制御 (SP/T (W))」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

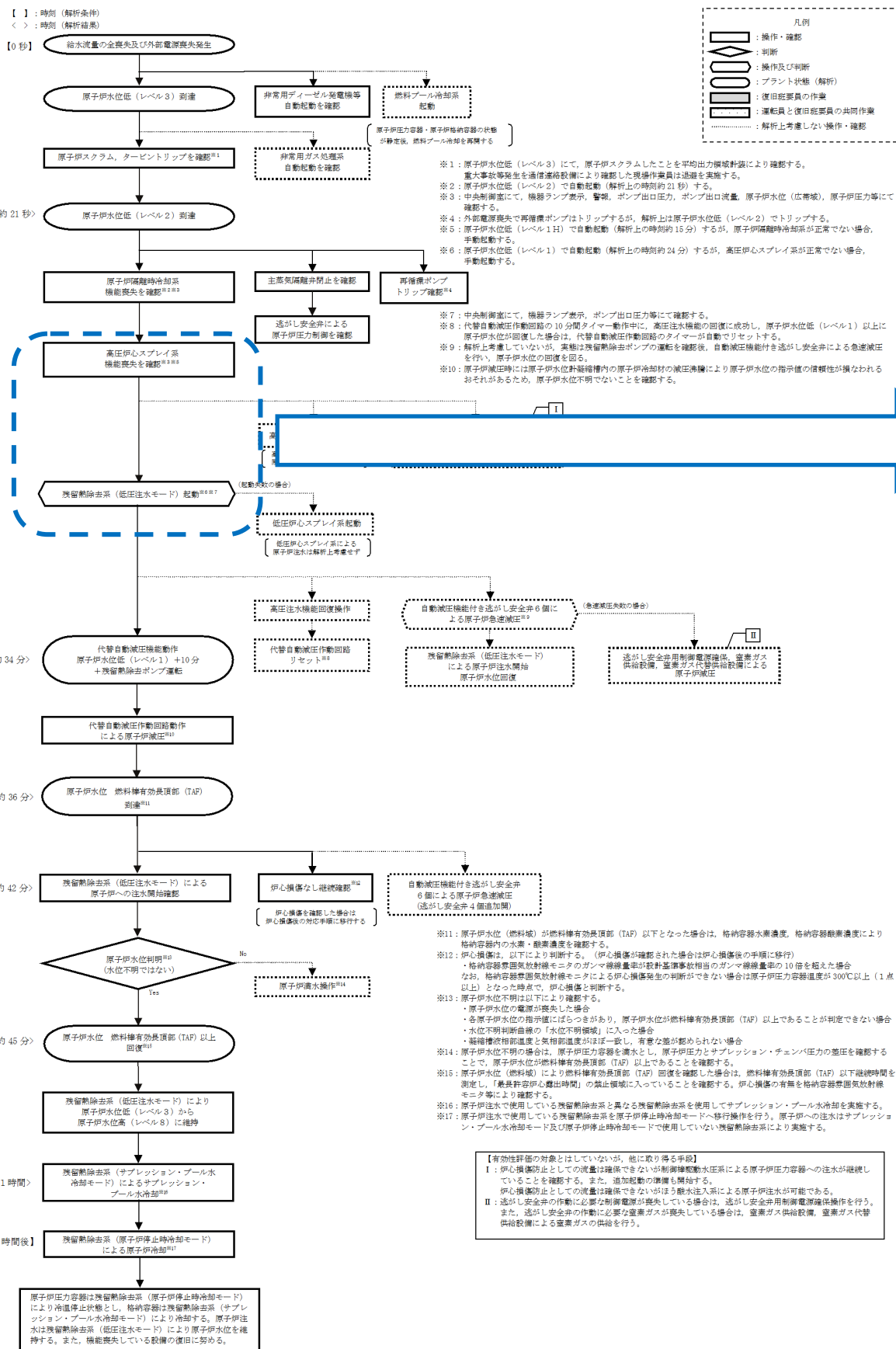


解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「水位確保」



「水位確保」

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。

高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。

全給水喪失し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により、原子炉圧力容器への注水ができず原子炉水位は低下する。

原子炉水位低 (レベル1) にて低圧注水系、低圧炉心スプレイ系の起動を確認する。

**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上に維持不可のため不測事態「水位回復 (C1)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

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。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

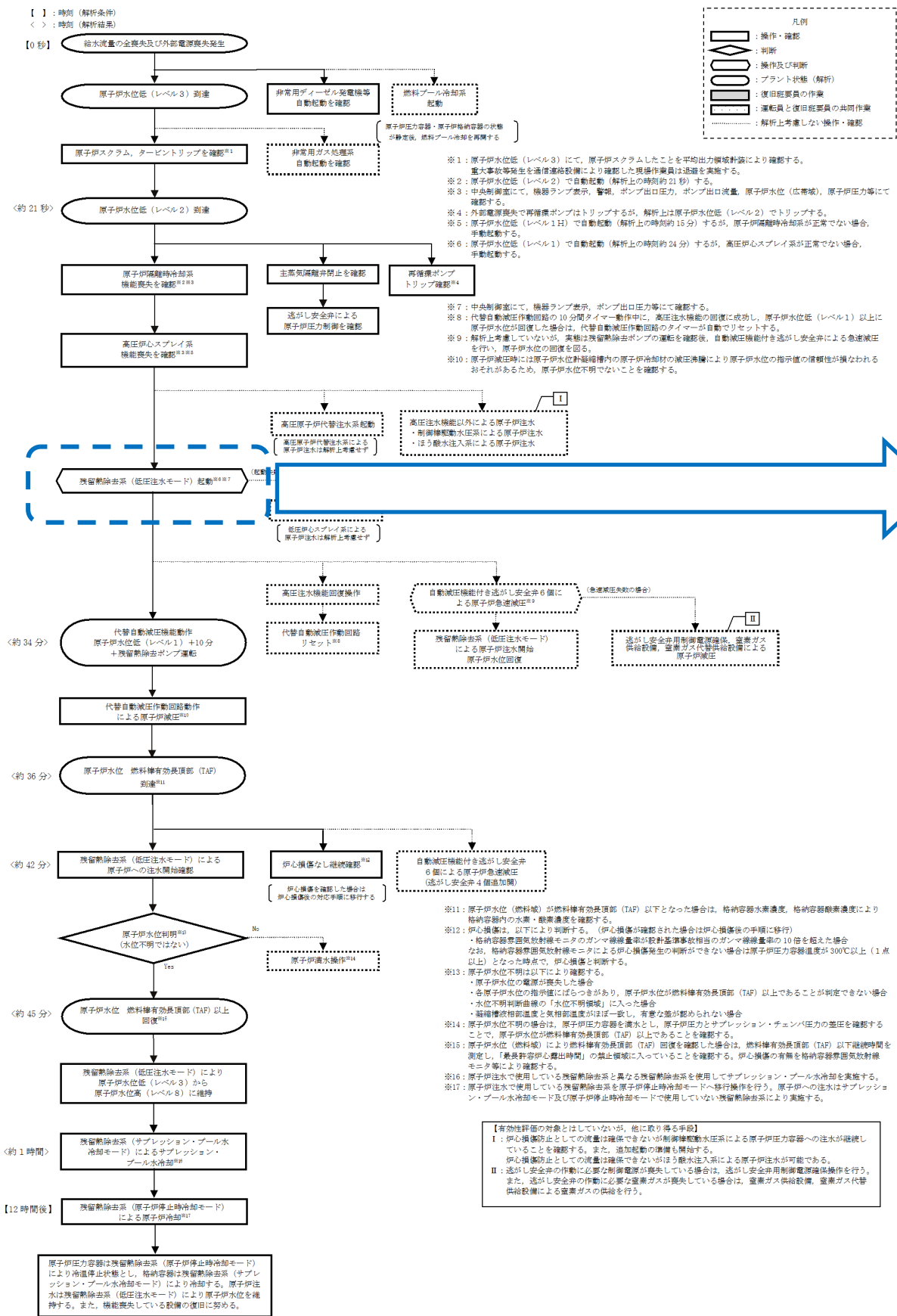
事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」



「水位回復」  
 低圧注水系は、自動起動には成功するが、減圧機能喪失により原子炉圧力容器への注水が不可となることから、原子炉水位は低下する。  
**低圧注水可能系統1系統以上があることを確認後、不測事態「急速減圧(C2)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書



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。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

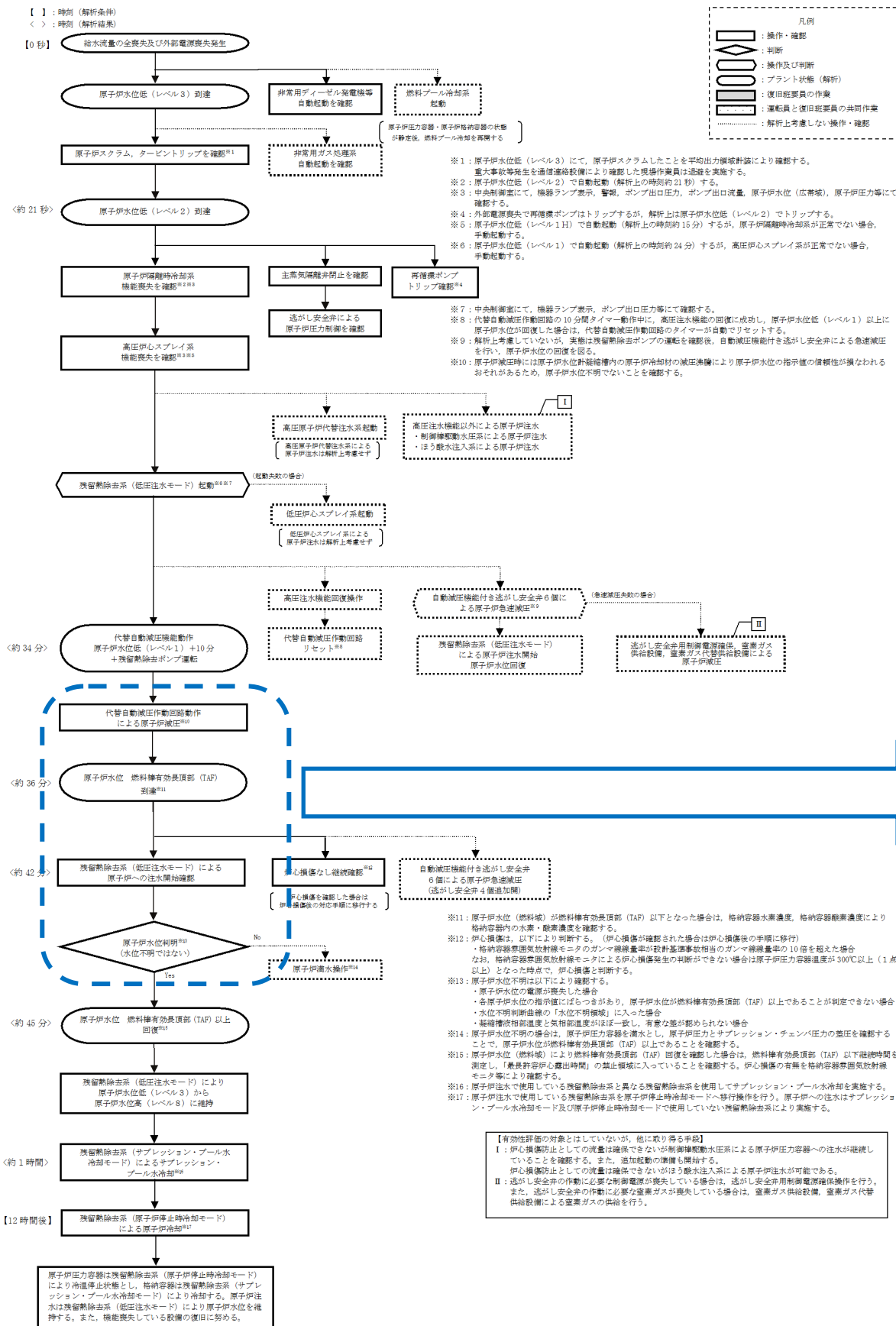
事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



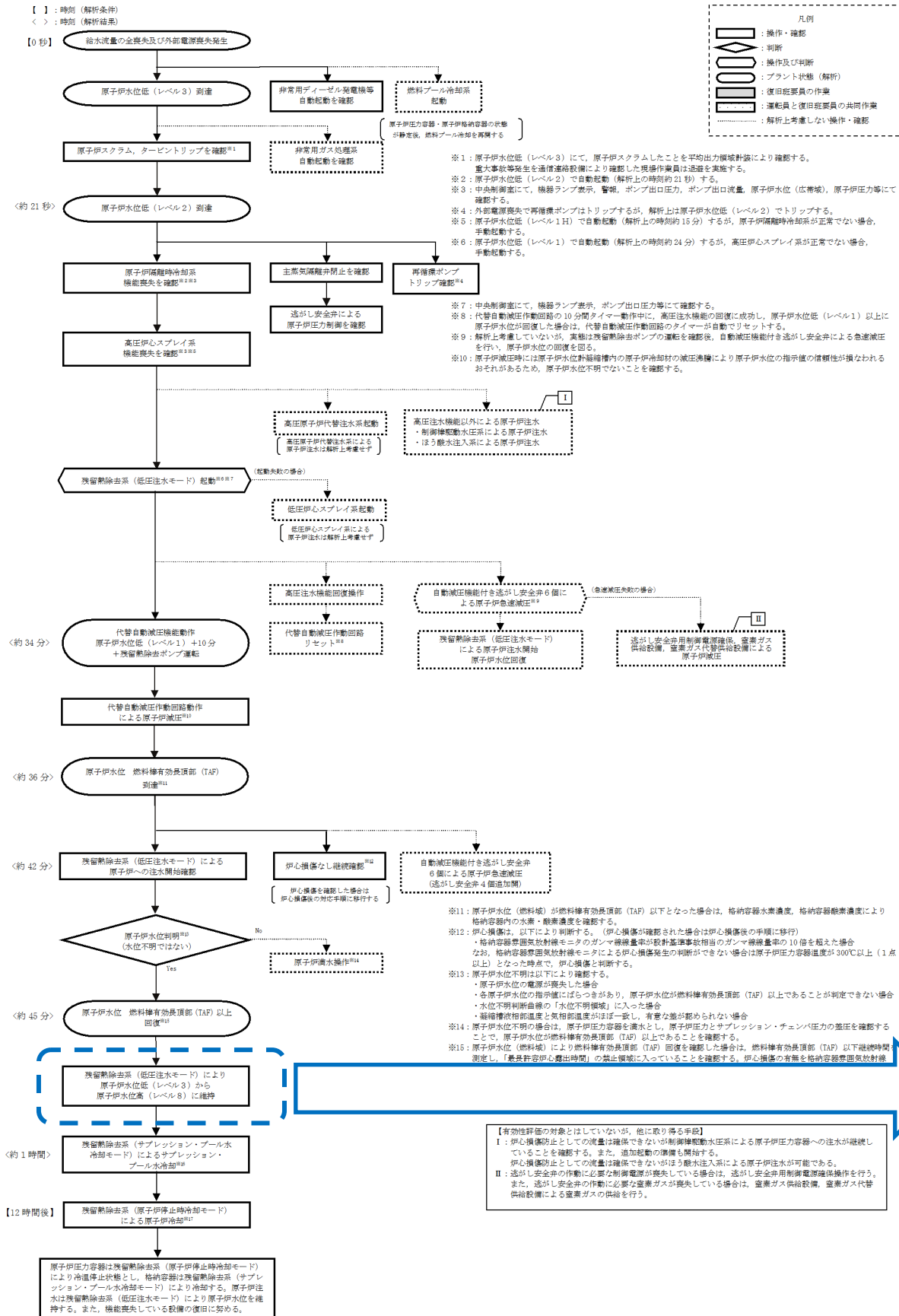
「急速減圧」  
 原子炉水位低（レベル1）の状態が10分継続し、低压注水可能系統が起動している場合、代替自動減圧機能付き逃がし安全弁2個による原子炉減圧が開始する。  
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。  
**原子炉水位が判明していることを確認し、不測事態「水位回復（C1）」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書



解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

「水位回復」  
原子炉減圧により、低圧炉心スプレイ系から原子炉へ注水が始まる。**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上になれば、原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。**

「水位確保」  
低圧炉心スプレイ系により、**原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持し、「スクラム (RC)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

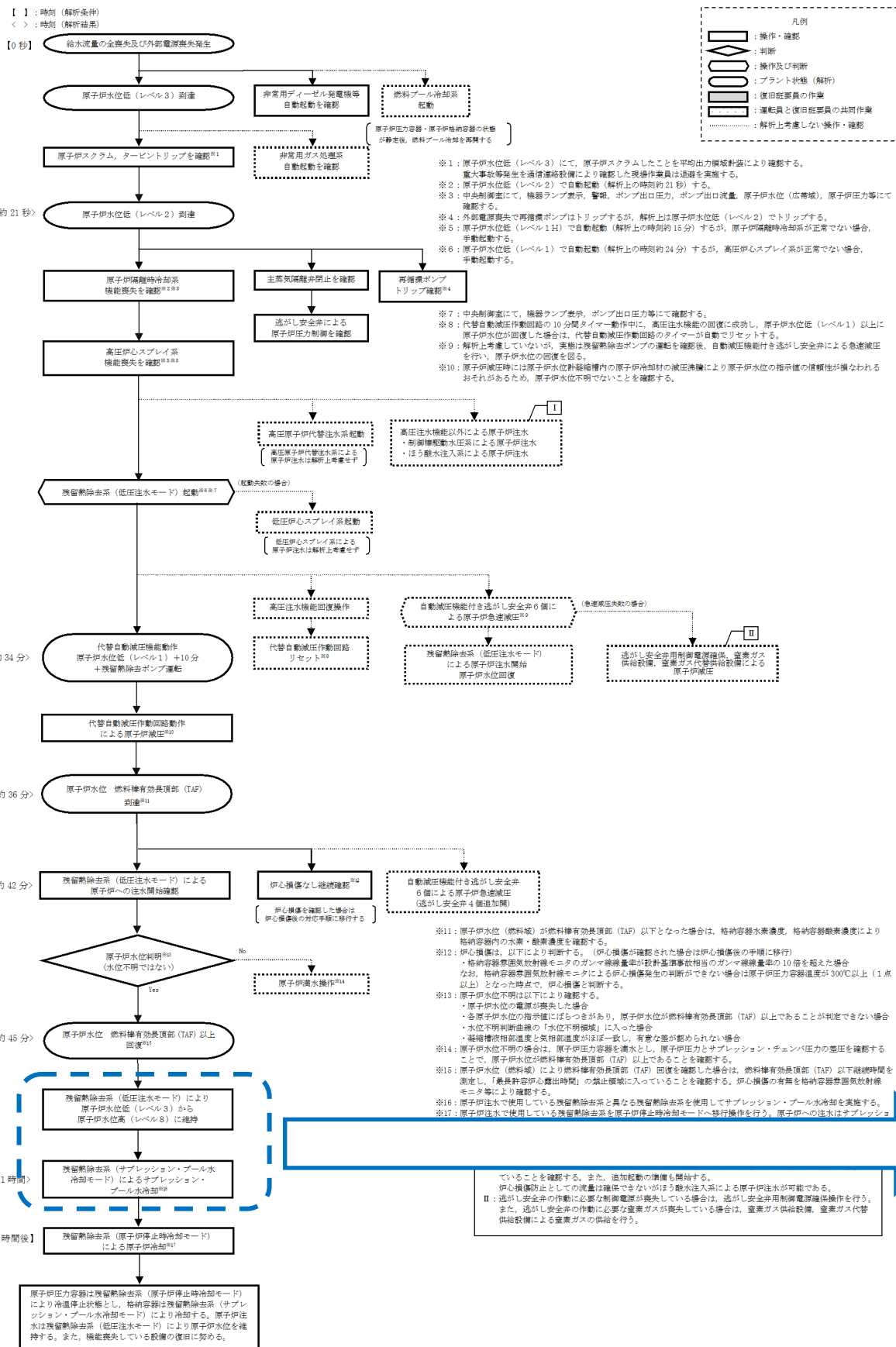
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



原子力災害対策手順書

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。

解析上の対応手順の概要フロー

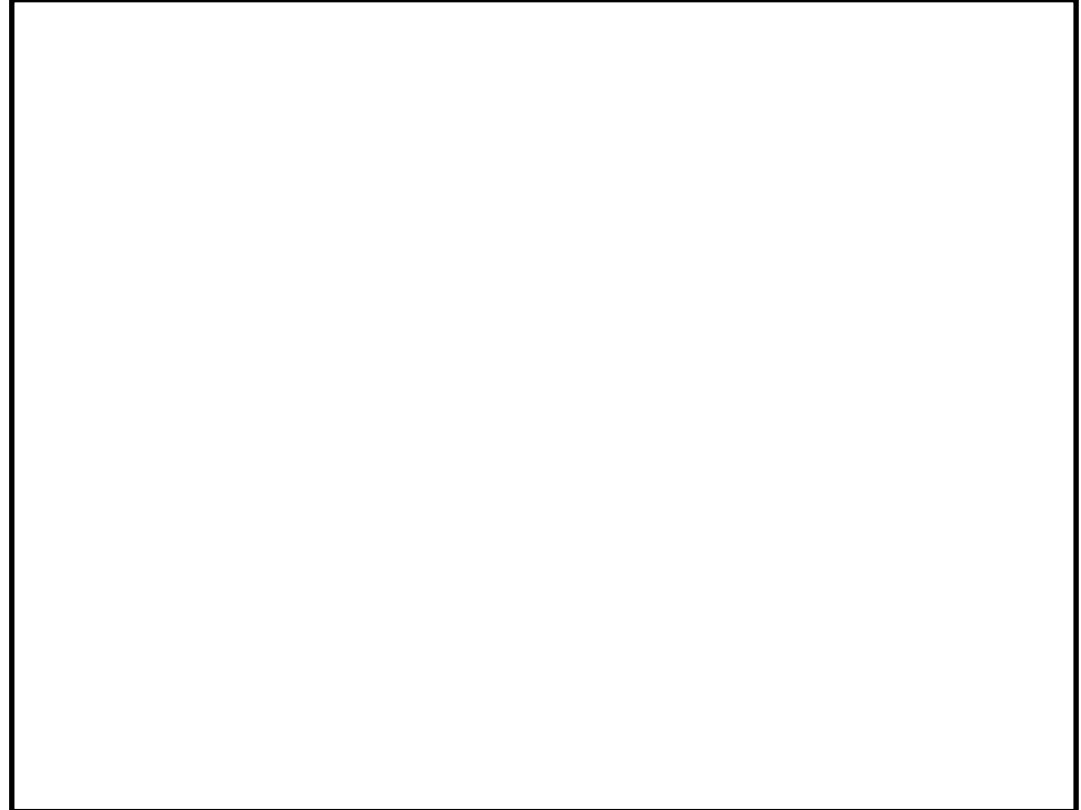


事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「S/C温度制御」



操作補足事項

「スクラム」  
 原子炉水位を連続監視する。

「S/C温度制御」  
 低圧注水モードで起動した残留熱除去系をサブプレッション・プール水冷却モードに切り替えを行い、サブプレッション・プール水の冷却を行う。

AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書



### 1.3 全交流動力電源喪失

- 1.3.1 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + HPCS失敗
- 1.3.2 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + 高圧炉心冷却失敗
- 1.3.3 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗) + 直流電源喪失

#### 特徴

全交流動力電源喪失後、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの、その期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して原子炉隔離時冷却系に期待できなくなることを想定する。このため、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

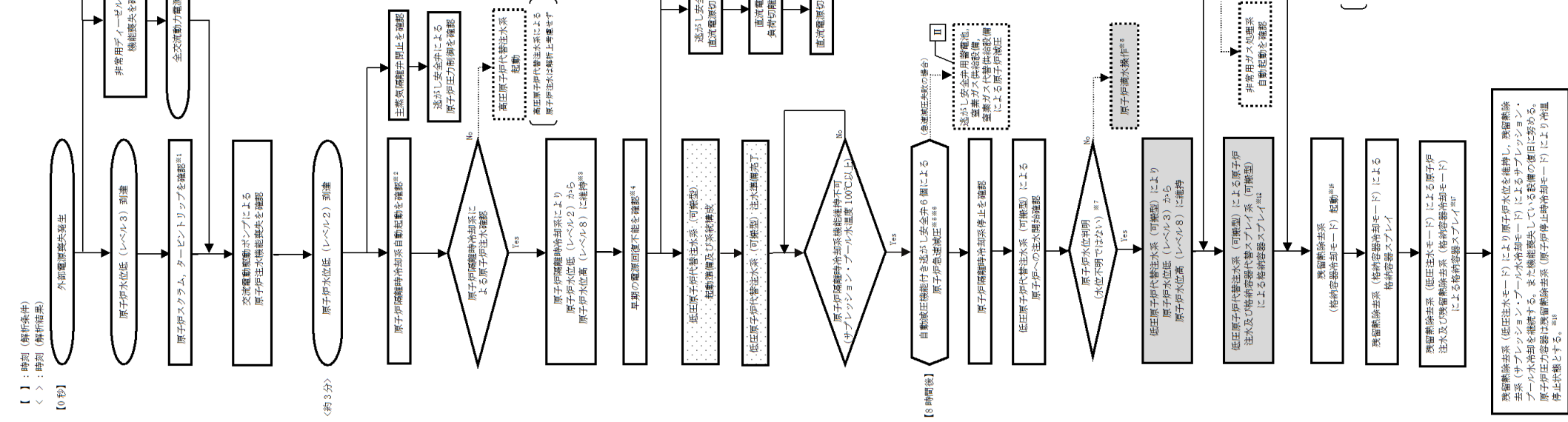
#### 基本的な考え方

所内常設蓄電式直流電源設備から電源を給電した原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって事象発生8時間後まで炉心を冷却し、その後、自動減圧機能付き逃がし安全弁の自動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水によって事象発生24時間30分後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電後に残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代替系(可搬型)による原子炉格納容器冷却並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

#### 対応手順の概要

- a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
- b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- d. 直流電源負荷分離し及び切替え
- e. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備
- f. 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急減圧
- g. 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水
- h. 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冷却
- i. 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除熱
- j. 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水

#### 解析上の対応手順の概要フロー



- ※1: 原子炉水位(レベル3)にて、原子炉スクラムとして、原子炉スクラムしたことを平均出力燃料材料により確認する。重大事故発生を待機状態により確認し、現操作員は迅速を要する。
- ※2: 原子炉水位(レベル2)で自動起動(解析上での時刻約9分)する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、音、スクラム回収機、スクラム回収機等により確認する。
- ※3: 運用上は原子炉水位(レベル3)から原子炉水位(レベル2)に維持する。
- ※4: 中央制御室からの監視条件により外部電源喪失及び非常用ディーゼルの発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回路がない場合、本所の電源回復不能と判断する。
- ※5: 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水開始が完了後、サブプレッション・プール水温度が100℃に到達した時点で原子炉隔離時冷却系を停止する。また、冷却の停止では、原子炉圧力が低下し低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水開始された後、原子炉隔離時冷却系が停止するが、解析上は低圧原子炉代替注水系(可搬型)のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉注水と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- ※6: 原子炉急減圧時には原子炉水位不明等の原因により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明により確認する。
- ※7: 原子炉水位不明は以下により確認する。
  - ・原子炉水位の電源が喪失した場合
  - ・水位不明原因の指示値には不明がある。原子炉水位が燃料棒有効長頂部(7MF)以上であることが判定できない場合
  - ・燃料棒有効長頂部と気相温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合
- ※8: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を減水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ(圧力の差圧を確認することで、原子炉圧力と外部電源喪失)を確認する。
- ※9: 逃がし安全弁用電源をB-115V系電源からS.A用115V系電源へ切替える。
- ※10: 必要な制御電源をB-115V系電源からB-1-115V系電源(S.A)へ切替える。
- ※11: 格納容器スプレイスの注水量は100t/hとし、格納容器圧力384kPa(asee)到達で格納容器スプレイスを行う。
- ※12: 格納容器圧力384kPa(asee)まで低下後、格納容器スプレイスを停止する。
- ※13: 格納容器への蒸気発生を抑制し、原子炉圧力容器の腐蝕状態を確認し水位を高め、格納容器スプレイスを実施する。
- ※14: 急減圧時に必要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※15: 非常用高圧母線2系列のうち、1系列は移動式代替機試験機ケーブル接続後に受電する。

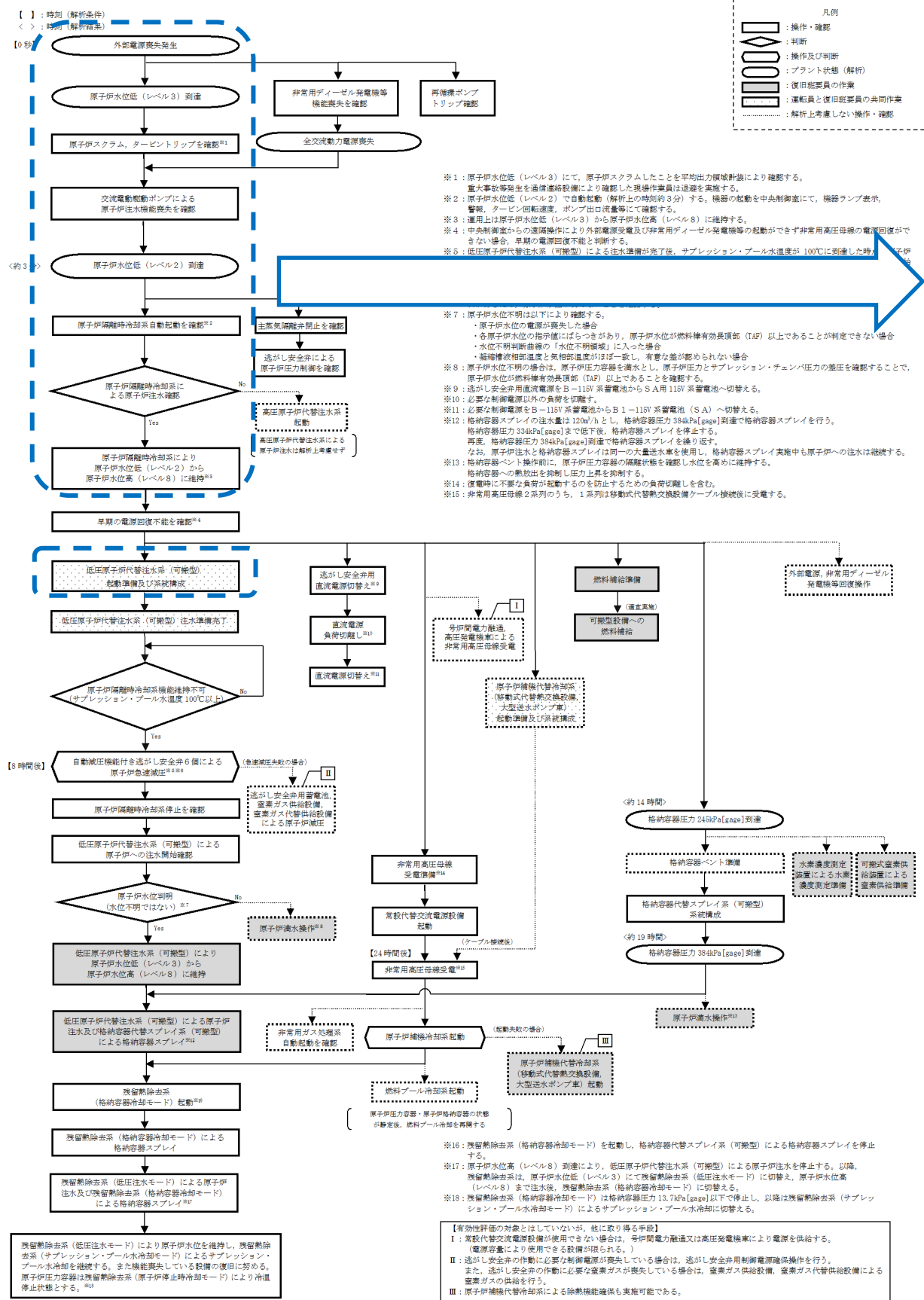
事故シナリオグループ「全交流電源喪失」に含まれる事故シナリオグループのうち、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」は原子炉圧力容器への注水方法に原子炉隔離時冷却系と高圧原子炉代替注水系の違いがあるが手順上同じであることから「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗」を代表して記載する。

事故時操作運転手順書 EOP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。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低(レベル3)で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書(徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム(RC)」を導入する。

「スクラム」  
最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。  
原子炉水位は全給水喪失するため水位が低下する。原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持する。サブプレッション・プール水温度が100℃到達で機能喪失するため、他の注水手段を確保する。

所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧(PS/R)」へ移行する。

原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール温度、格納容器圧力が上昇する。

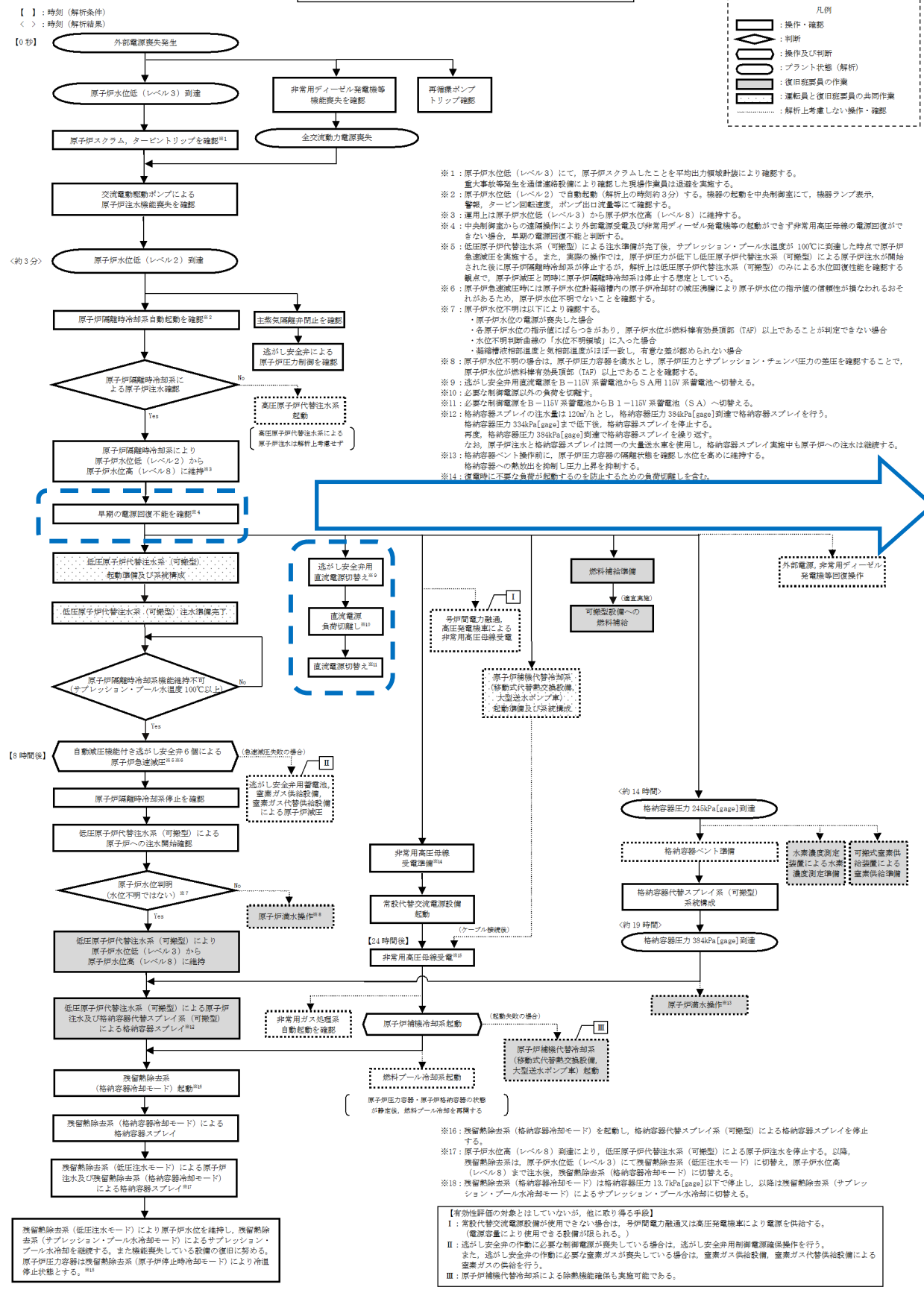
サブプレッション・プール水温度35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御(SP/T(W))」へ移行する。ドライウェル圧力13.7kPa[gage]到達で格納容器制御「PCV圧力制御(PC/P)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書



解析上の対応手順の概要フロー



凡例

- 操作・確認
- 判断
- 操作及び判断
- プラント状態（解析）
- 復旧班要員の作業
- 運転員と復旧班要員の共同作業
- 解析上考慮しない操作・確認

- ※1: 原子炉水位低（レベル3）にて、原子炉スクラムしたことを平均出力領域計測により確認する。重大事故等発生を連係連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2: 原子炉水位低（レベル2）で自動起動（解析上の時間約3分）する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示警報、タービン回転速度、ポンプ流量等にて確認する。
- ※3: 運用上は原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持する。
- ※4: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※5: 低圧原子炉代替注水系統（可搬型）による注水準備が完了後、サブプレッション・プール水温度が100℃に到達した時点で原子炉急減圧を実施する。また、減圧の操作では、原子炉圧力が低下し低圧原子炉代替注水系統（可搬型）による原子炉注水が開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、解析上は低圧原子炉代替注水系統（可搬型）のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する状態としている。
- ※6: 原子炉急減圧時には原子炉圧力制御室内の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
- ※7: 原子炉水位不明は以下により確認する。
  - ・原子炉水位の電圧が喪失した場合
  - ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部（TAF）以上であることが判定できない場合
  - ・水位不明領域の「水位不明領域」に入った場合
  - ・凝縮液相温度と気相温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合
- ※8: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を減水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部（TAF）以上であることを確認する。
- ※9: 逃がし安全弁用電源をB-115V 蓄電池からSA用115V 蓄電池へ切替える。
- ※10: 必要な制御電源以外の負荷を切替える。
- ※11: 必要な制御電源をB-115V 蓄電池からB-115V 蓄電池（SA）へ切替える。
- ※12: 格納容器スプレイの注水量は120m<sup>3</sup>/hとし、格納容器圧力384kPa[gage]到達で格納容器スプレイを行う。格納容器圧力334kPa[gage]まで低下後、格納容器スプレイを停止する。再発、格納容器圧力384kPa[gage]到達で格納容器スプレイを繰り返す。なお、原子炉注水は格納容器スプレイは同一の大量注水を使用し、格納容器スプレイ実施中も原子炉への注水は継続する。
- ※13: 格納容器ベント操作前に、原子炉圧力容器の隔離状態を確認し水位を高め維持する。格納容器への熱放出を抑制し圧力上昇を抑制する。
- ※14: 復旧時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切替を含む。

事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 電源復旧



操作補足事項

「電源復旧」  
 外部電源および非常用ディーゼル発電機等が喪失しているため、ガスタービン発電機の起動を試みるが起動に失敗する。  
 直流電源は蓄電池により給電されるが、制御電源を維持するため不要な負荷を切り離す。  
 逃がし安全弁用電源を確保するため、電源切替を実施する。  
 B-115V系直流電源については、B1-115V系（SA）直流電源から融通し24時間維持する。

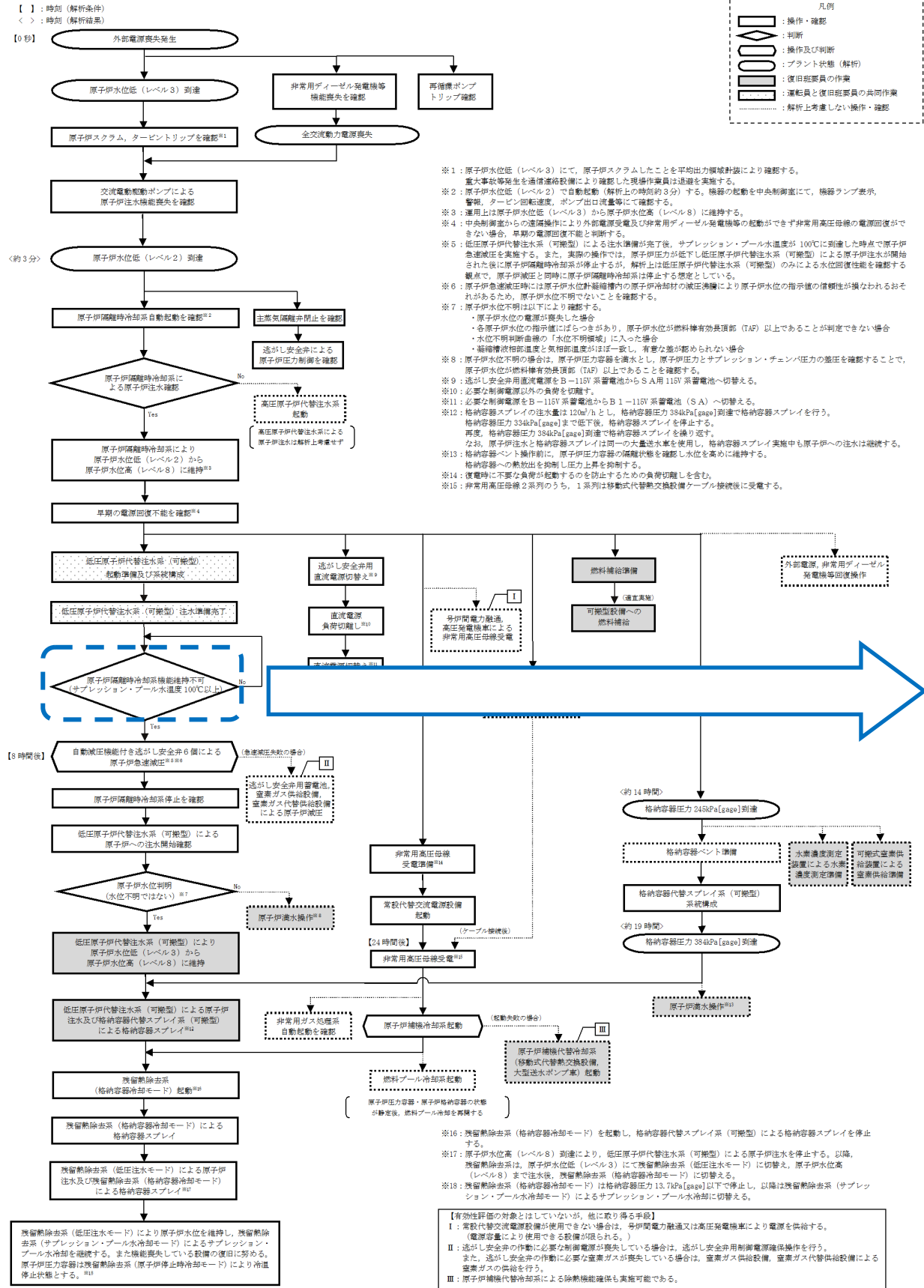
AM設備別操作要領書

- AM 2:** 「原子炉減圧戦略」
  - ・SRV駆動源確保（SRV電源切替）
- AM 11:** 「電源確保戦略」
  - ・B1-115V蓄電池（SA）によるB-115V系直流盤受電

原子力災害対策手順書

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。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース)「EOP」 格納容器制御「S/C温度制御」



操作補足事項

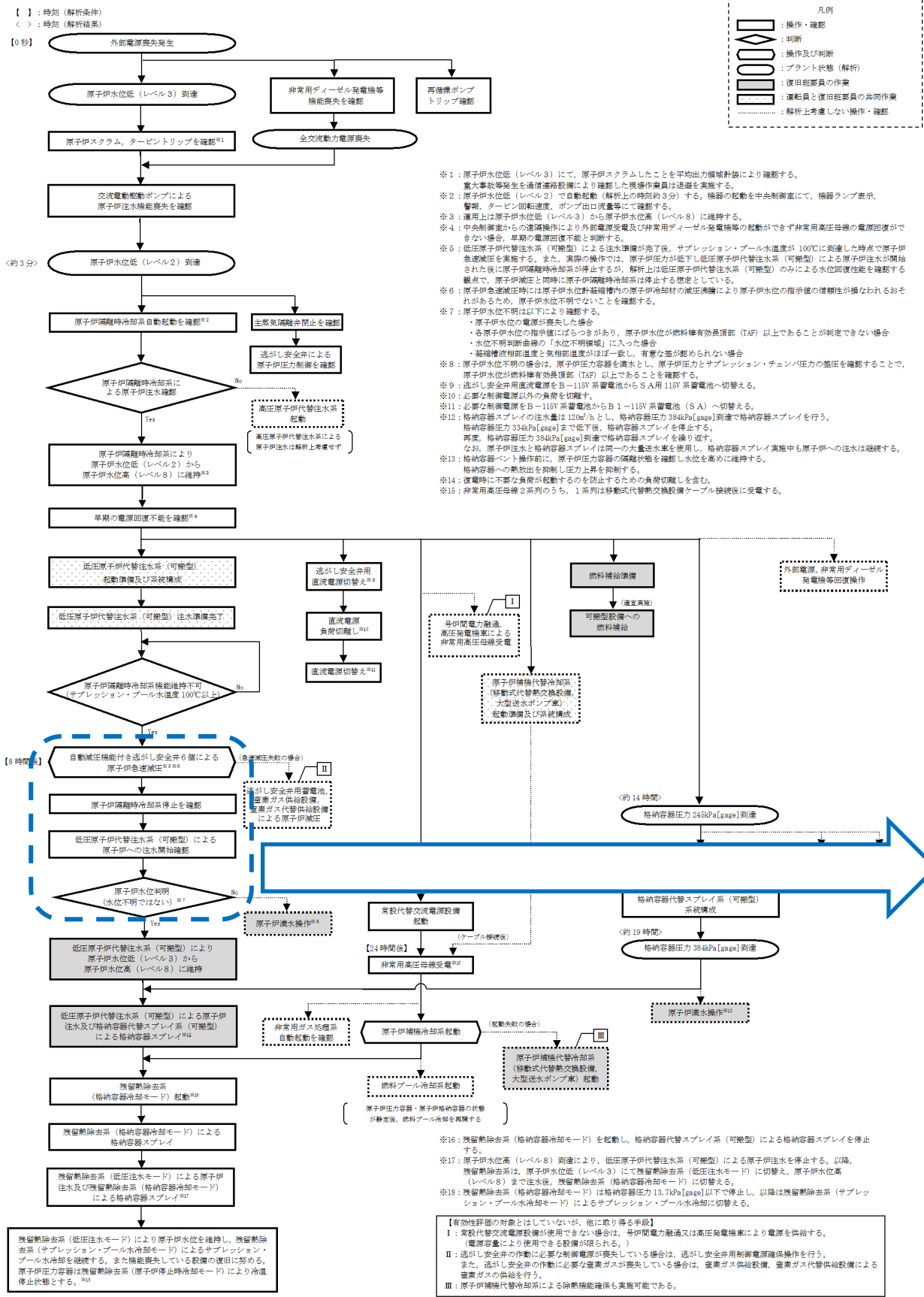
「S/C温度制御」 サプレッション・プール冷却を試みるが全交流動力電源喪失により、原子炉補機冷却系/原子炉補機海水系が喪失しているため、起動できない。 サプレッション・プール水温の上昇が継続する。サプレッション・プール水温度が100℃に到達後、不測事態「急速減圧(C2)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

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。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」

操作補足事項

「急速減圧」

低圧原子炉代替注水系 (可搬型) が起動していることを確認後, 自動減圧機能付き逃がし安全弁 6 個を全開にし, 原子炉を減圧する。

原子炉減圧後は, 原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から, 原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位が判明していることを確認し, 格納容器制御「S/C温度制御 (SP/T)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

**AM 1** : 「原子炉注水戦略」

- 大量送水車による原子炉注水

原子力災害対策手順書

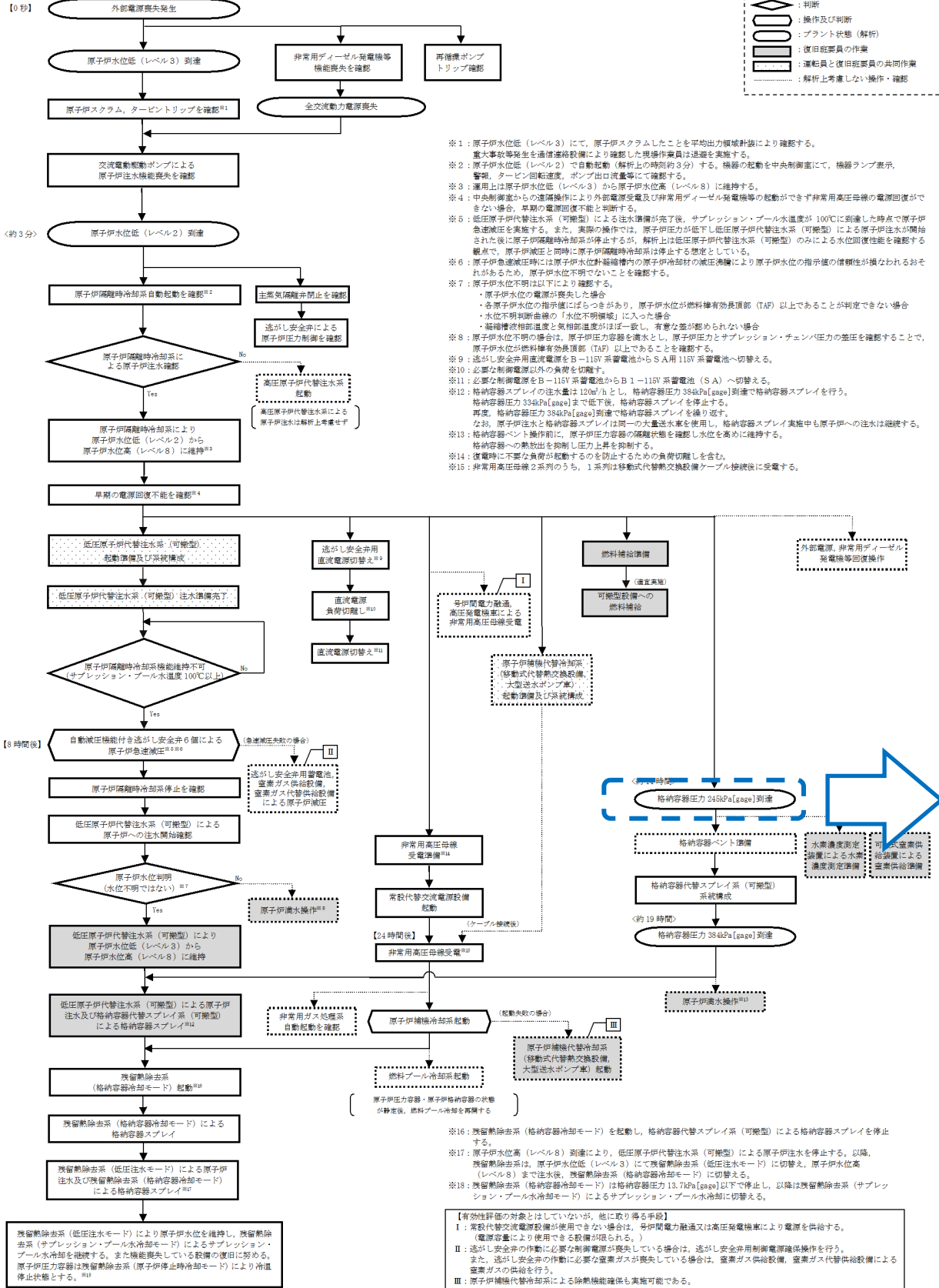
**EHP**

- 大量送水車を使用した送水

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。

解析上の対応手順の概要フロー

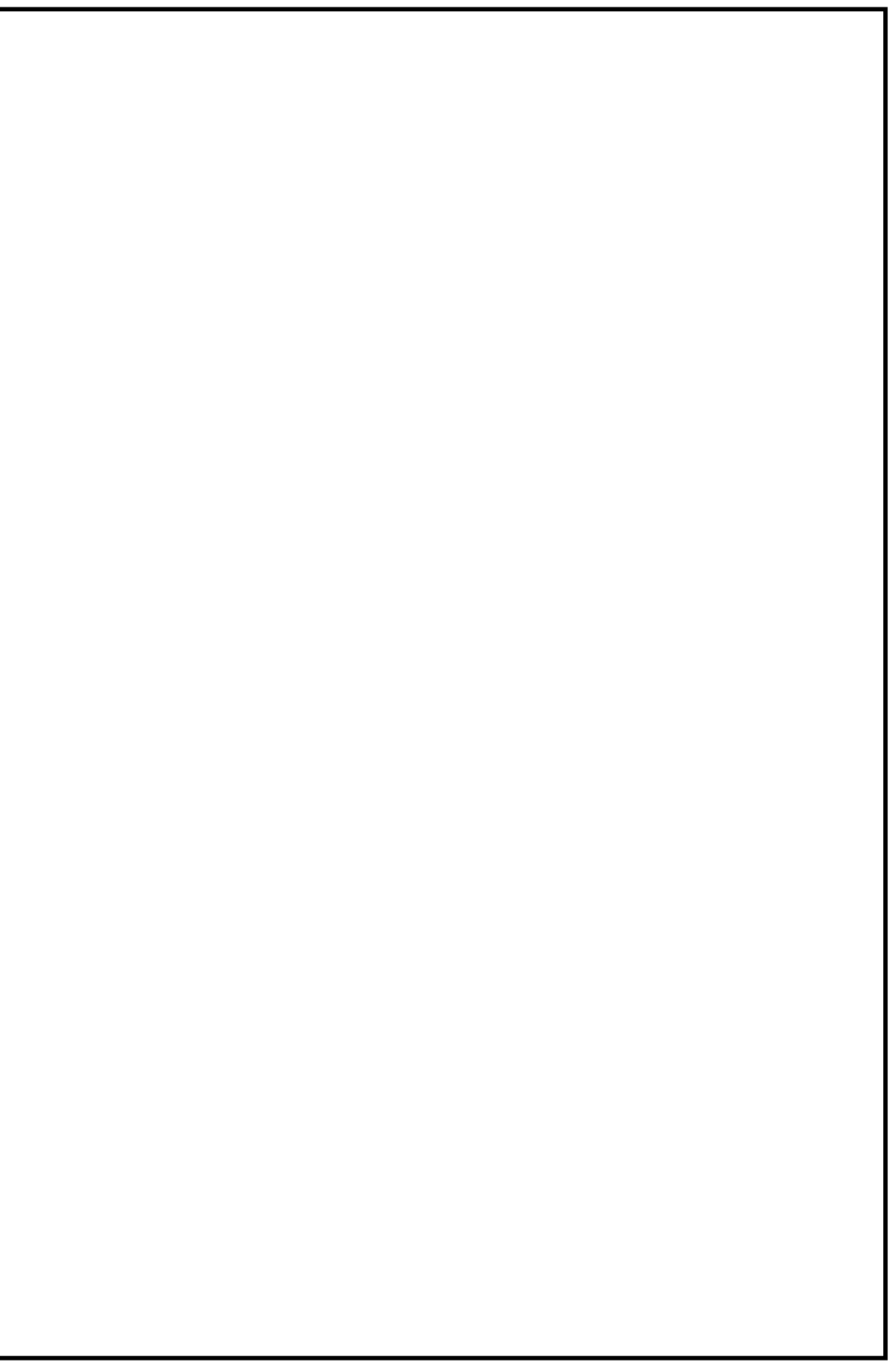
【 】：時刻（解析条件）  
 < >：時刻（解析結果）



- ※1：原子炉水位低（レベル3）にて、原子炉スクラムしたことを平均出力領域計装により確認する。重大事故等発生を通報連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2：原子炉水位低（レベル2）で自動起動（解析上は迅速）による原子炉水位低（レベル2）による原子炉スクラムしたことを確認する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※3：運用上は原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持する。
- ※4：中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※5：低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水準備が完了後、サブプレッション・プール水温度が100℃に到達した時点で原子炉急減圧を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水を開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、解析上は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する想定としている。
- ※6：原子炉急減圧時には原子炉水位計補償管内の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
- ※7：原子炉水位不明は以下により確認する。
  - ・原子炉水位の電源が喪失した場合
  - ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部（TAF）以上であることが判定できない場合
  - ・水位不明領域に「水位不明領域」に入った場合
  - ・凝縮液相温度と気相温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合
- ※8：原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバの圧力の差を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部（TAF）以上であることを確認する。
- ※9：逃がし安全弁用直流通電線をB-115V系蓄電池からA用115V系蓄電池へ切替える。
- ※10：必要な制御電源以外の負荷を切替える。
- ※11：必要な制御電源をB-115V系蓄電池からB-1-115V系蓄電池（SA）へ切替える。
- ※12：格納容器スプレイの注水量は120m<sup>3</sup>/hとし、格納容器圧力38kPa(gage)到達で格納容器スプレイを行う。格納容器圧力33kPa(gage)まで低下後、格納容器スプレイを停止する。再度、格納容器圧力38kPa(gage)到達で格納容器スプレイを繰り返す。なお、原子炉注水と格納容器スプレイは同一の大量送水車を使用し、格納容器スプレイ実施中も原子炉への注水は継続する。
- ※13：格納容器へ注水前に、原子炉圧力容器の隔離状態を確認し水位を高め維持する。格納容器への熱放出を抑制し圧力上昇を抑制する。
- ※14：復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※15：非常用高圧母線2系列のうち、1系列は移動式代替熱交換設備ケーブル接続後に受電する。

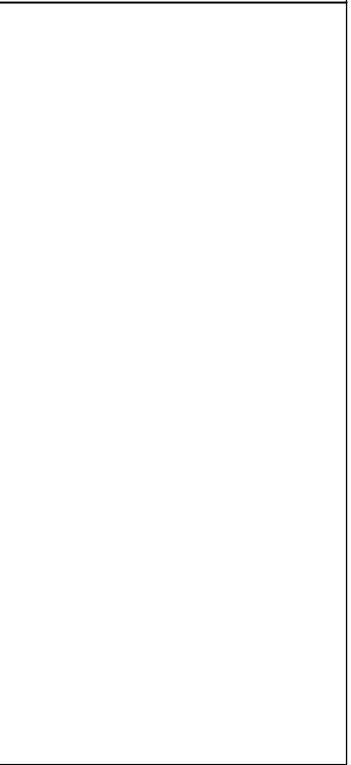
事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」

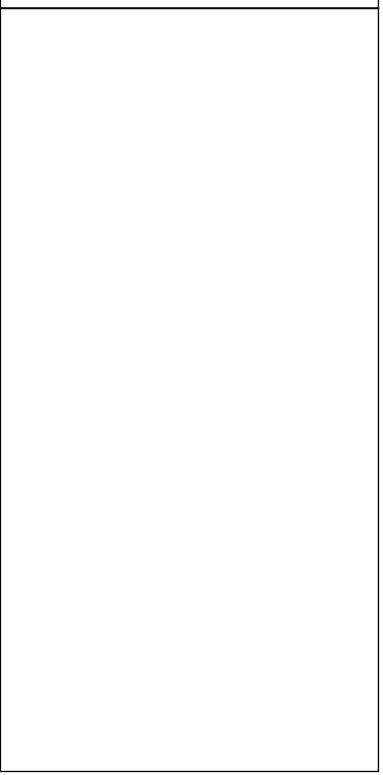


操作補足事項

AM設備別操作要領書

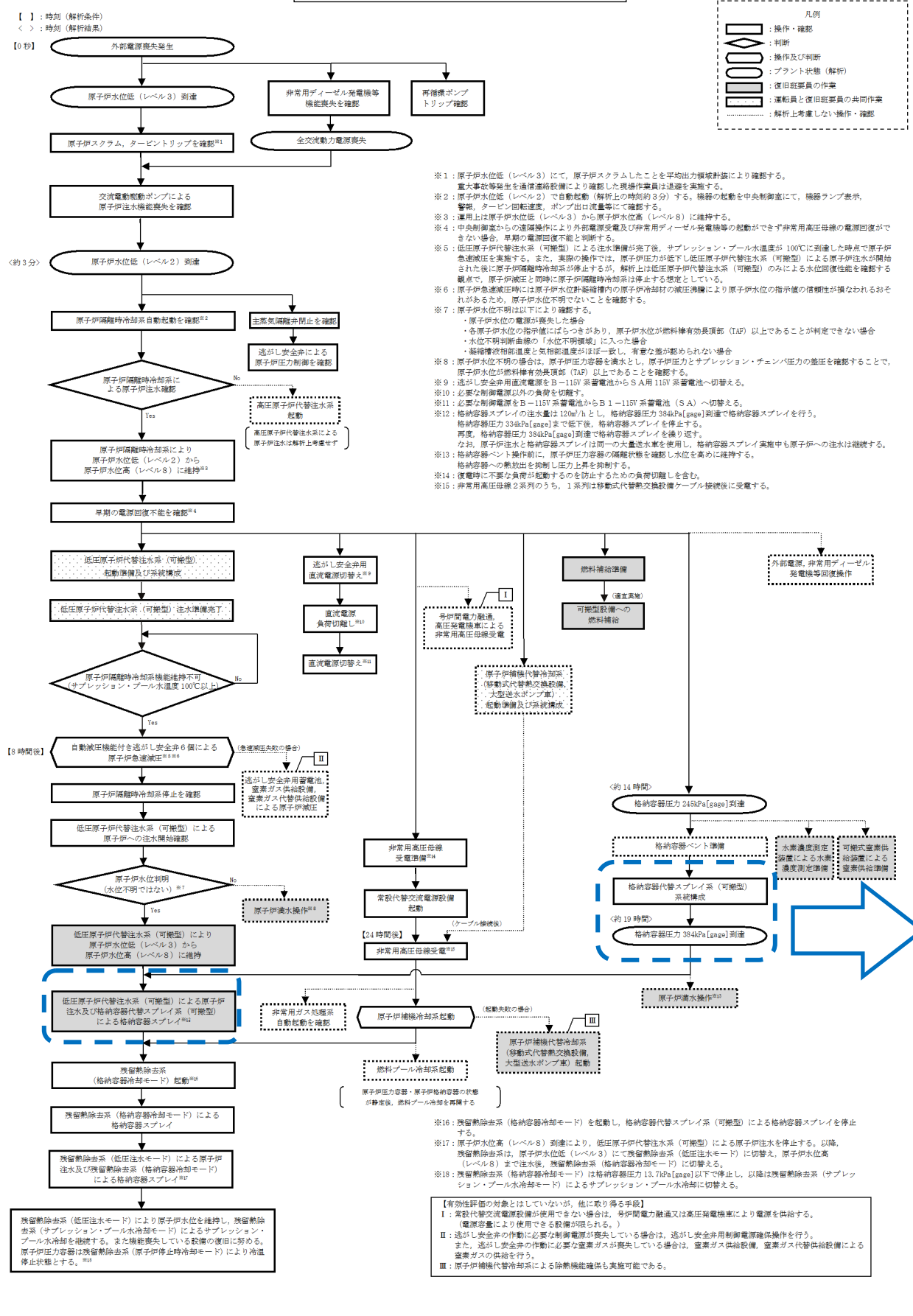


原子力災害対策手順書



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。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース)「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

「PCV圧力制御」サブプレッション・チェンバ圧力が384kPa[gage]にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。

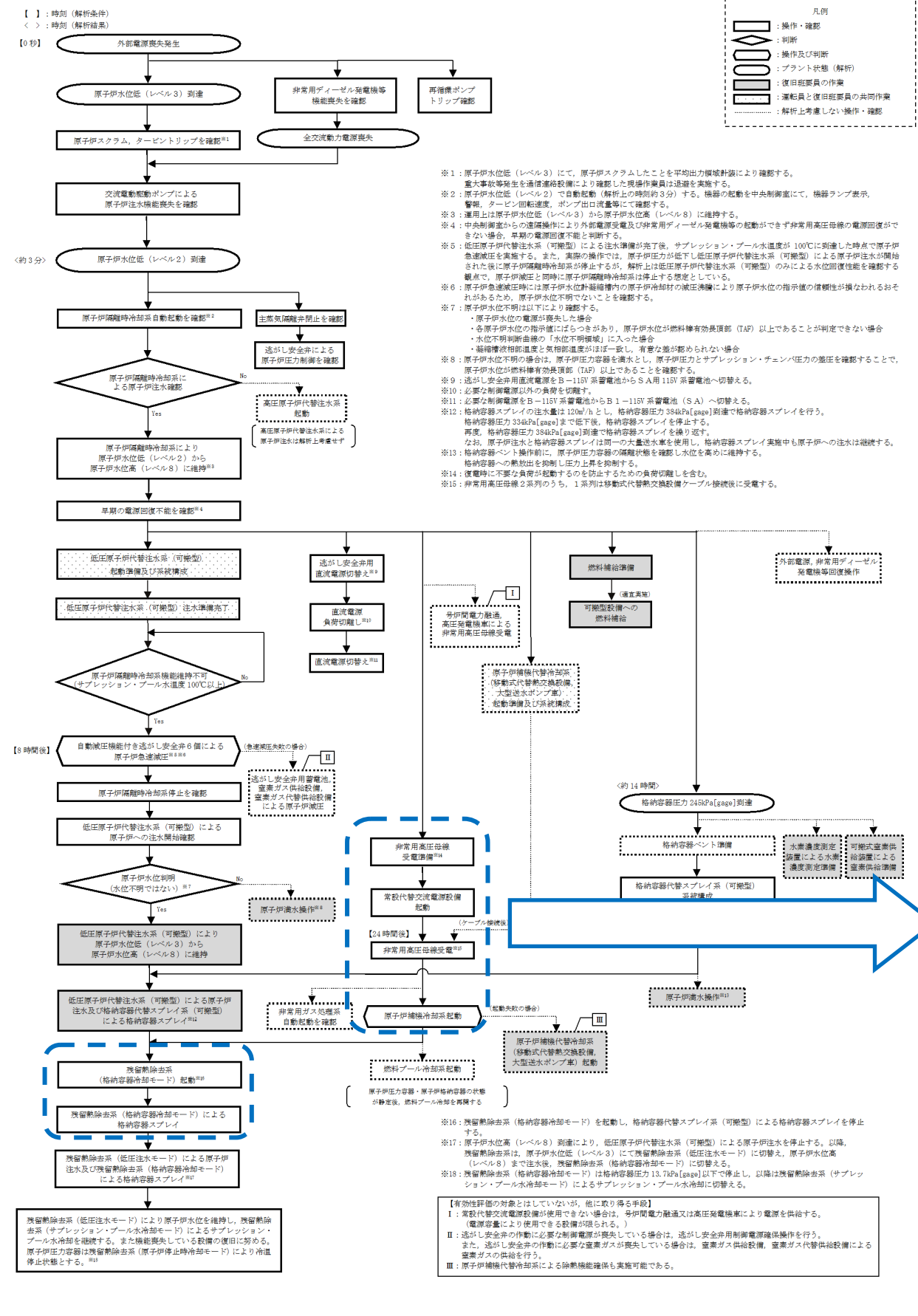
AM設備別操作要領書

**AM 5**: 「格納容器機能維持戦略」  
 ・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

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。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 電源復旧



操作補足事項

「電源復旧」  
 ガスタービン発電機が起動可能になり、非常用母線受電準備が完了していること、移動式代替熱交換設備の電源ケーブルが接続されていることを確認し、ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

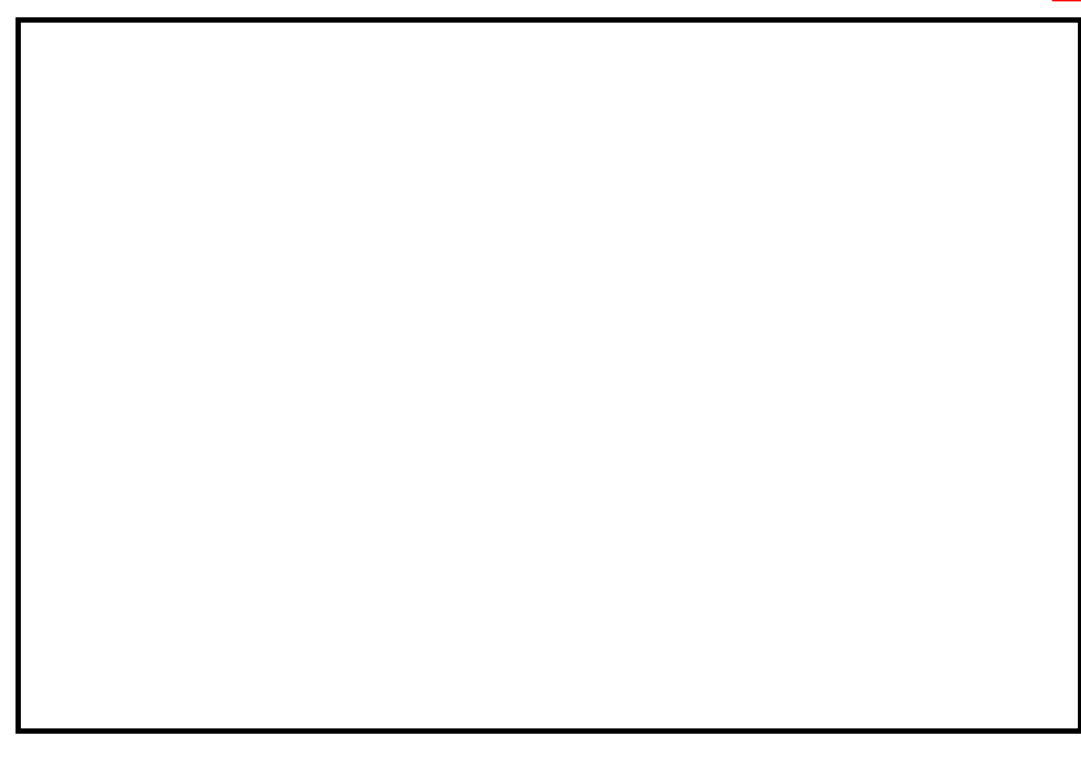
「PCV圧力制御」  
 非常用母線受電後、原子炉補機冷却系、残留熱除去系 (格納容器冷却モード) を起動する。

AM設備別操作要領書

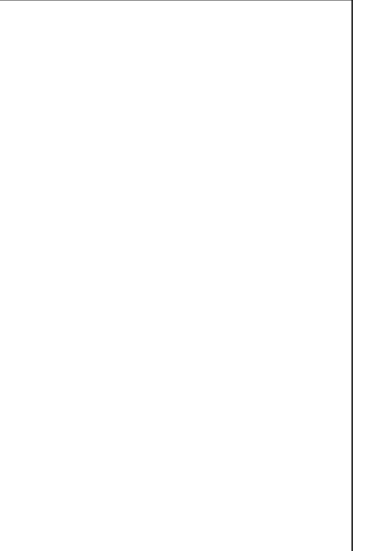
**AM 11**: 「電源確保戦略」  
 ・GTGによるC, D-M/C受電

**AM 4**: 「格納容器除熱戦略」  
 ・RHRによる格納容器除熱

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「PCV圧力制御」



原子力災害手順書



### 1.3 全交流動力電源喪失

#### 1.3.4 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G失敗) + S/RV再閉失敗 + HPCS失敗

##### 特徴

全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失することを想定する。このため、開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下する場合からは、緩和措置がとられない場合同には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

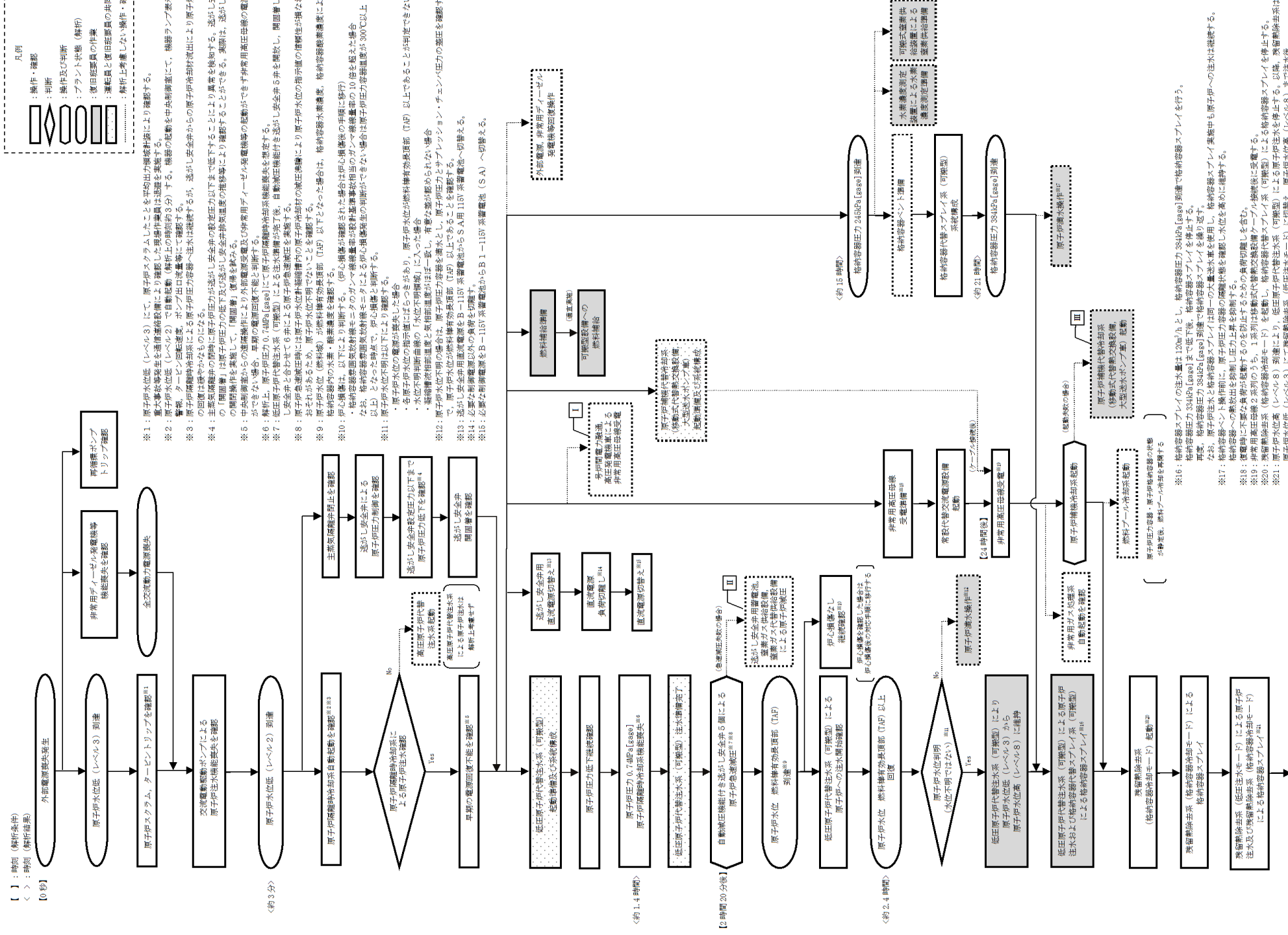
##### 基本的な考え方

逃がし安全弁1個の開固着によって、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間は所内常設蓄電式直流電源設備より電源を給電した原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却し、原子炉隔離時冷却系による注水停止後は、低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水の準備が完了した後、自動減圧機能付き逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(可搬型)により炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系(低圧注水系)による注水の準備が完了した以降は残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代替スプレイス(可搬型)による原子炉格納容器冷却、残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

##### 対応手順の概要

- 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 直流電源切替え
- 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備
- 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水
- 格納容器代替スプレイス(可搬型)による原子炉格納容器冷却
- 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除熱
- 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水

##### 解析上の対応手順の概要フロー



- ※1: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力制御装置により検知する。  
 ※2: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の動作) により原子炉注水機能を喪失する。  
 ※3: 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水機能が低下し、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※4: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※5: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※6: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※7: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※8: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※9: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※10: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※11: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※12: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※13: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※14: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※15: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※16: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※17: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※18: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※19: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※20: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※21: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。  
 ※22: 蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する。

- 【特別注釈】  
 I: 蒸気駆動の注水系が動作できない場合は、原子炉注水機能を喪失する。  
 II: 蒸気駆動の注水系が動作できない場合は、原子炉注水機能を喪失する。  
 III: 蒸気駆動の注水系が動作できない場合は、原子炉注水機能を喪失する。

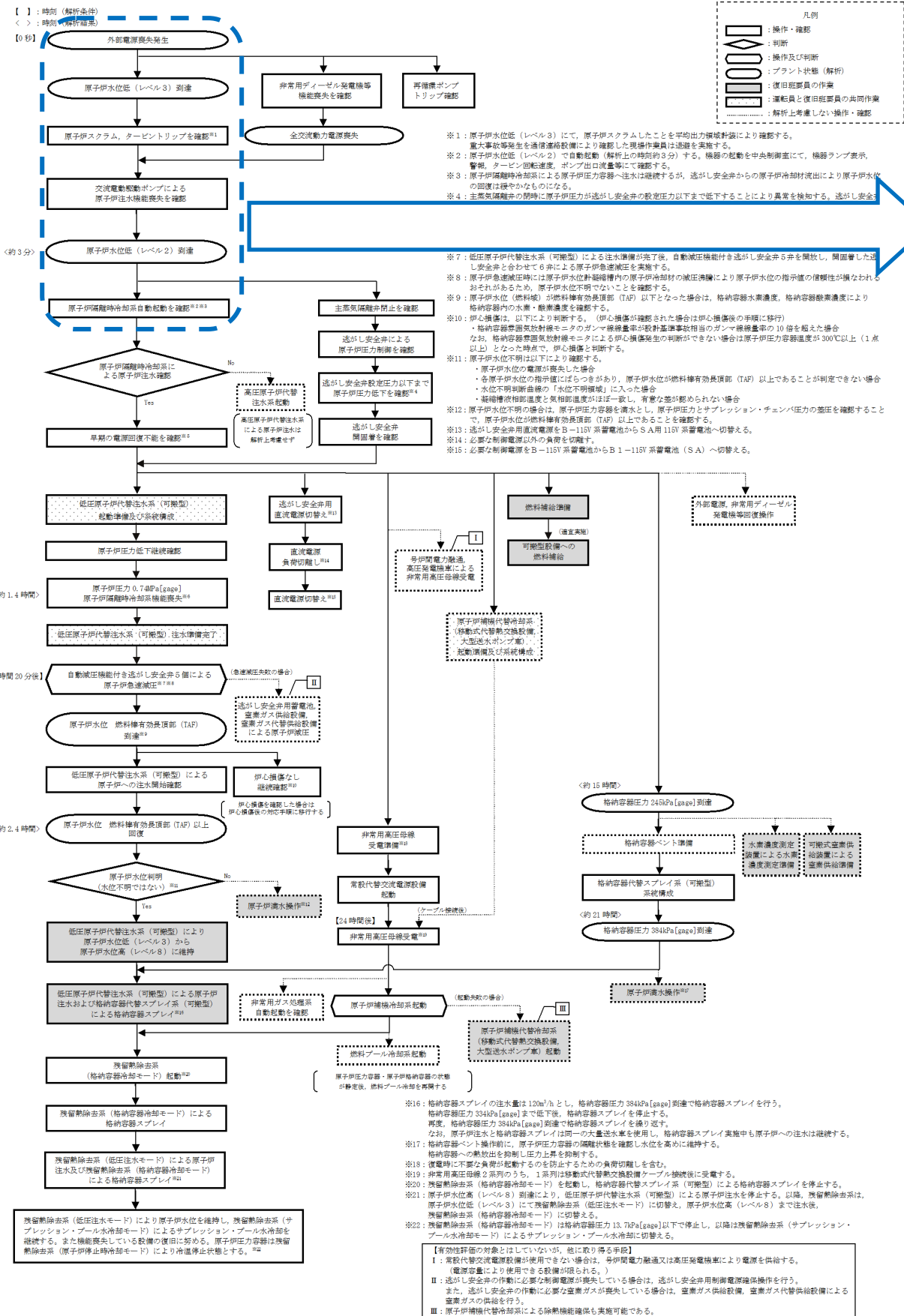
事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

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。



詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低(レベル3)で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書(徴候ベース)」における「原子炉制御「スクラム(RC)」」を導入する。

「スクラム」最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。原子炉水位は全給水喪失するため水位が低下する。原子炉隔離時冷却系を起動するが逃がし安全弁が開固着しているため、水位低下が継続する。原子炉水位低(レベル3)到達で原子炉制御「水位確保(RC/L)」へ移行する。

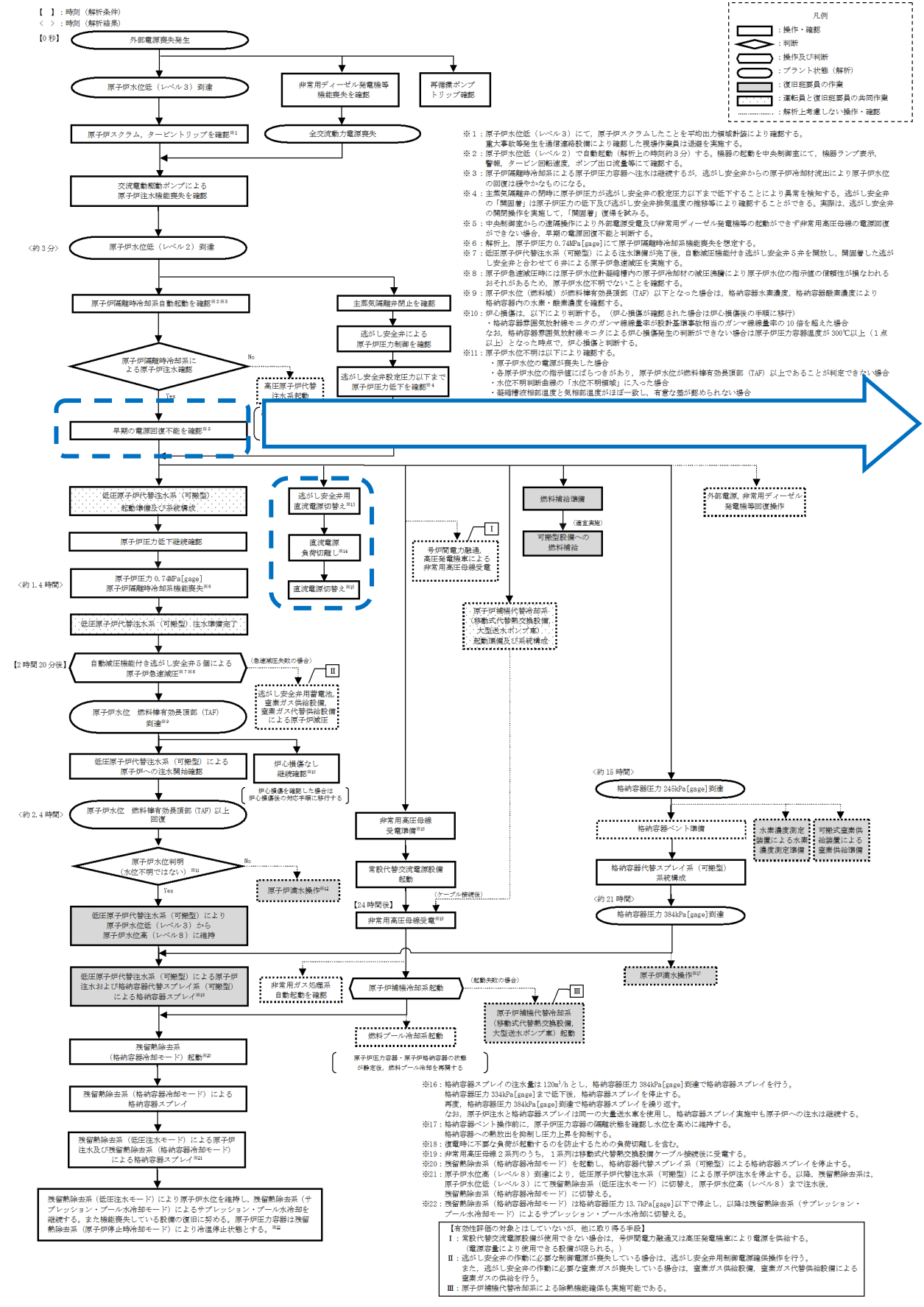
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧(PS/R)」へ移行する。

原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール温度、格納容器圧力が上昇する。サブプレッション・プール水温度 35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御(SP/T(W))」へ移行する。  
ドライウエル圧力 13.7kPa[gage] 到達で格納容器制御「PCV圧力制御(PC/P)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

B

事故時操作要領書 (徴候ベース) 電源復旧



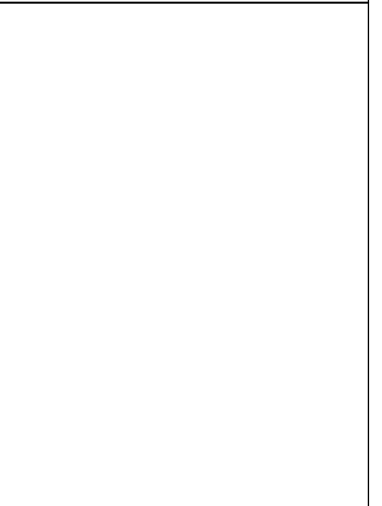
操作補足事項

「電源復旧」  
外部電源および非常用ディーゼル発電機等が喪失しているため、ガスタービン発電機の起動を試みるが起動に失敗する。  
直流電源は蓄電池により給電されるが、制御電源を維持するため不要な負荷を切り離す。  
逃がし安全弁用電源を確保するため、電源切替を実施する  
B-115V系直流電源については、B1-115V系(SA)直流電源から融通し24時間維持する。

AM設備別操作要領書

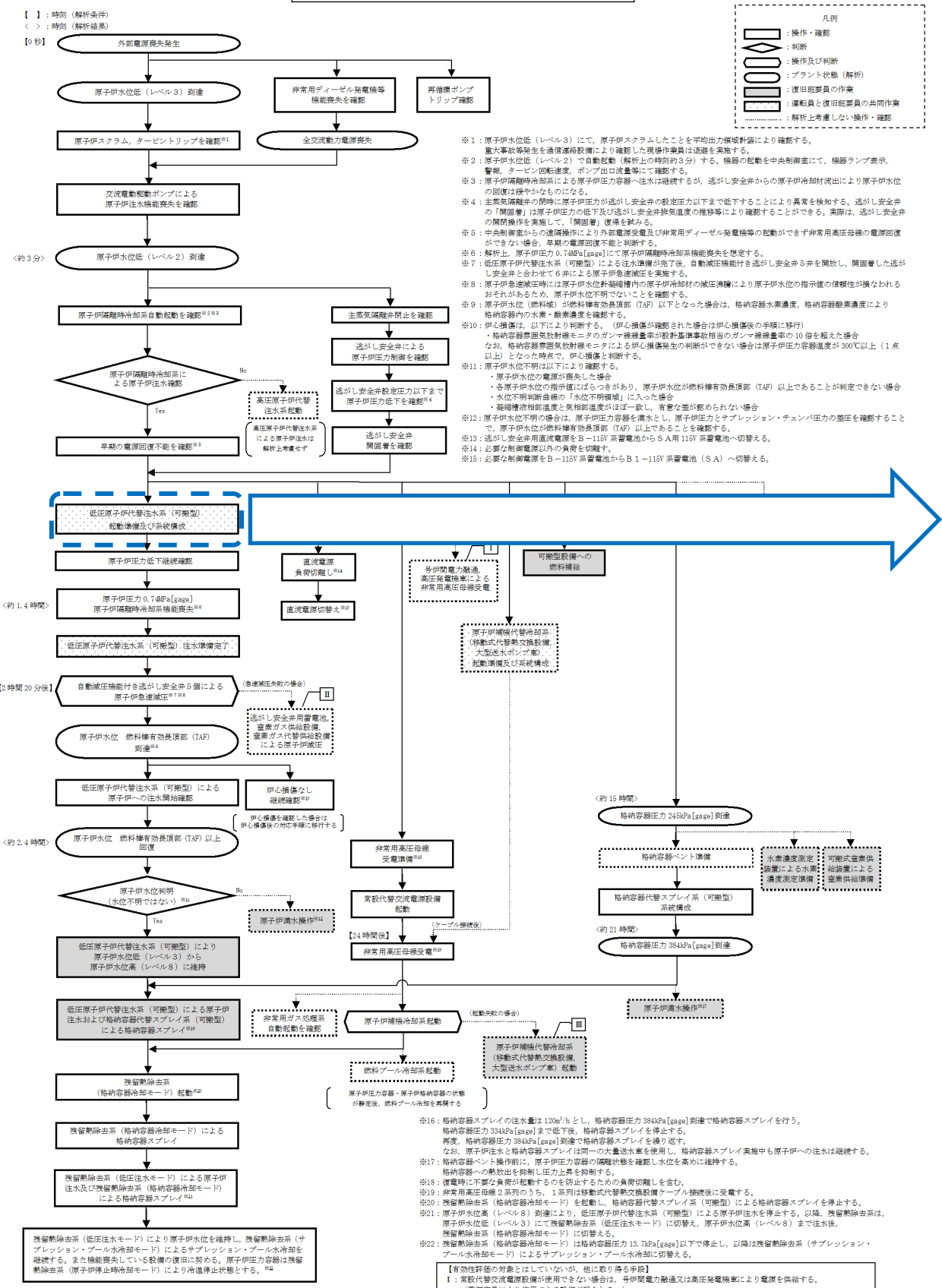
- AM 2: 「原子炉減圧戦略」
  - S RV 駆動源確保 (S RV 電源切替)
- AM 11: 「電源確保戦略」
  - B1-115V 蓄電池 (SA) による B-115V 系直流盤受電

原子力災害対策手順書



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。

### 解析上の対応手順の概要フロー



- 凡例
- : 操作・確認
  - ◇ : 判断
  - ◇ : 操作及び判断
  - ◇ : プラント状態 (解析)
  - ◇ : 従旧班員による作業
  - ◇ : 運転員と復旧班員による共同作業
  - ◇ : 解析上考慮しない操作・確認
- ※1: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力規制制御により確認する。  
 ※2: 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は迅速を実施する。  
 ※3: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時間約3分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出流量等に確認する。  
 ※4: 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器へ注水は継続するが、逃がし安全弁からの原子炉冷却材流出により原子炉水位の回復は緩やかなものになる。  
 ※5: 主蒸気循環系の閉時に原子炉圧力が逃がし安全弁の設置圧力以下まで低下することにより異常を検知する。逃がし安全弁の「閉塞警報」は原子炉圧力の低下及び逃がし安全弁排気温度の推移等により確認することができる。実際は、逃がし安全弁の閉塞操作を実施して、「閉塞警報」復元を待てる。  
 ※6: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。  
 ※7: 解析上、原子炉圧力 0.7 MPa [gag] にて原子炉隔離時冷却系機能喪失を想定する。  
 ※8: 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による注水準備が完了後、自動減圧機能付き逃がし安全弁を開放し、開閉した逃がし安全弁を合せて5秒以上原子炉急減圧を実施する。  
 ※9: 原子炉急減圧時には原子炉水位計監視室内の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。  
 ※10: 原子炉水位 (燃料槽) が燃料槽有効長頂部 (TAF) 以下となった場合は、格納容器水素濃度、格納容器酸素濃度により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。  
 ※11: 原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料槽有効長頂部 (TAF) 以上であることが判定できない場合  
 ・ 原子炉水位の指示値が異常な場合  
 ・ 水位不明判断用の「水位不明警報」に入った場合  
 ・ 格納容器内部温度と気相部温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合  
 ・ 格納容器内部温度と気相部温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合  
 ※12: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を開放とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ/圧力の差を確認すること  
 ・ 原子炉水位が燃料槽有効長頂部 (TAF) 以上であることを確認する。  
 ※13: 逃がし安全弁用直流電源を B-115V 非常電源から S A 用 115V 非常電源へ切替える。  
 ※14: 必要な制御電源以外の負荷を切替える。  
 ※15: 必要な制御電源を B-115V 非常電源から B 1-115V 非常電源 (S A) へ切替える。

### 事故時操作要領書

### 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「水位確保」



### 操作補足事項

「水位確保」  
 逃がし安全弁が開固着しているため原子炉水位の低下が継続する。低圧原子炉代替注水系 (可搬型) を準備する。**原子炉水位が燃料槽有効長頂部以上に維持できないと判断し、不測事態「水位回復 (C1)」へ移行する。**

### AM設備別操作要領書

AM 1: 「原子炉注水戦略」  
 ・大量送水車による原子炉注水

### 原子力災害対策手順書

EHP  
 ・大量送水車を使用した送水

- ※16: 格納容器スプレいの注水量は 120m<sup>3</sup>/h とし、格納容器圧力 384kPa [gag] 到達で格納容器スプレイを行う。  
 格納容器圧力 334kPa [gag] まで低下後、格納容器スプレイを停止する。  
 再度、格納容器圧力 384kPa [gag] 到達で格納容器スプレイを繰り返し送す。  
 なお、原子炉注水と格納容器スプレイは同一の大量送水車を使用し、格納容器スプレイ実施中も原子炉への注水は継続する。  
 ※17: 格納容器セント操作前、原子炉圧力容器の隔離状態を確認し水位を高めに維持する。  
 格納容器への熱放出を抑制し圧力上昇を抑制する。  
 ※18: 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。  
 ※19: 非常用高圧母線 2 系列のうち、1 系列は移動式代替熱交換器ケーブル接続後に受電する。  
 ※20: 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) を起動し、格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による格納容器スプレイを停止する。  
 ※21: 原子炉水位高 (レベル8) 到達により、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉注水を停止する。以降、残留熱除去系は、原子炉水位低 (レベル3) にて残留熱除去系 (低圧注水モード) に切替え、原子炉水位高 (レベル8) まで注水後、残留熱除去系 (格納容器冷却モード) に切替える。  
 ※22: 残留熱除去系 (格納容器冷却モード) は格納容器圧力 13.7kPa [gag] 以下で停止し、以降は残留熱除去系 (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・プール冷却部に切替える。

- 【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得する事項】  
 I: 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、中期間電力融通又は高圧発電機により電源を供給する。  
 (電源容量により使用できる設備に限られる。)   
 II: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。  
 また、逃がし安全弁の作動に必要な重要ガスが喪失している場合は、重要ガス供給設備、重要ガス代替供給設備による重要ガスの供給を行う。  
 III: 原子炉補給代替冷却系による除熱機能確保も実施可能である。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

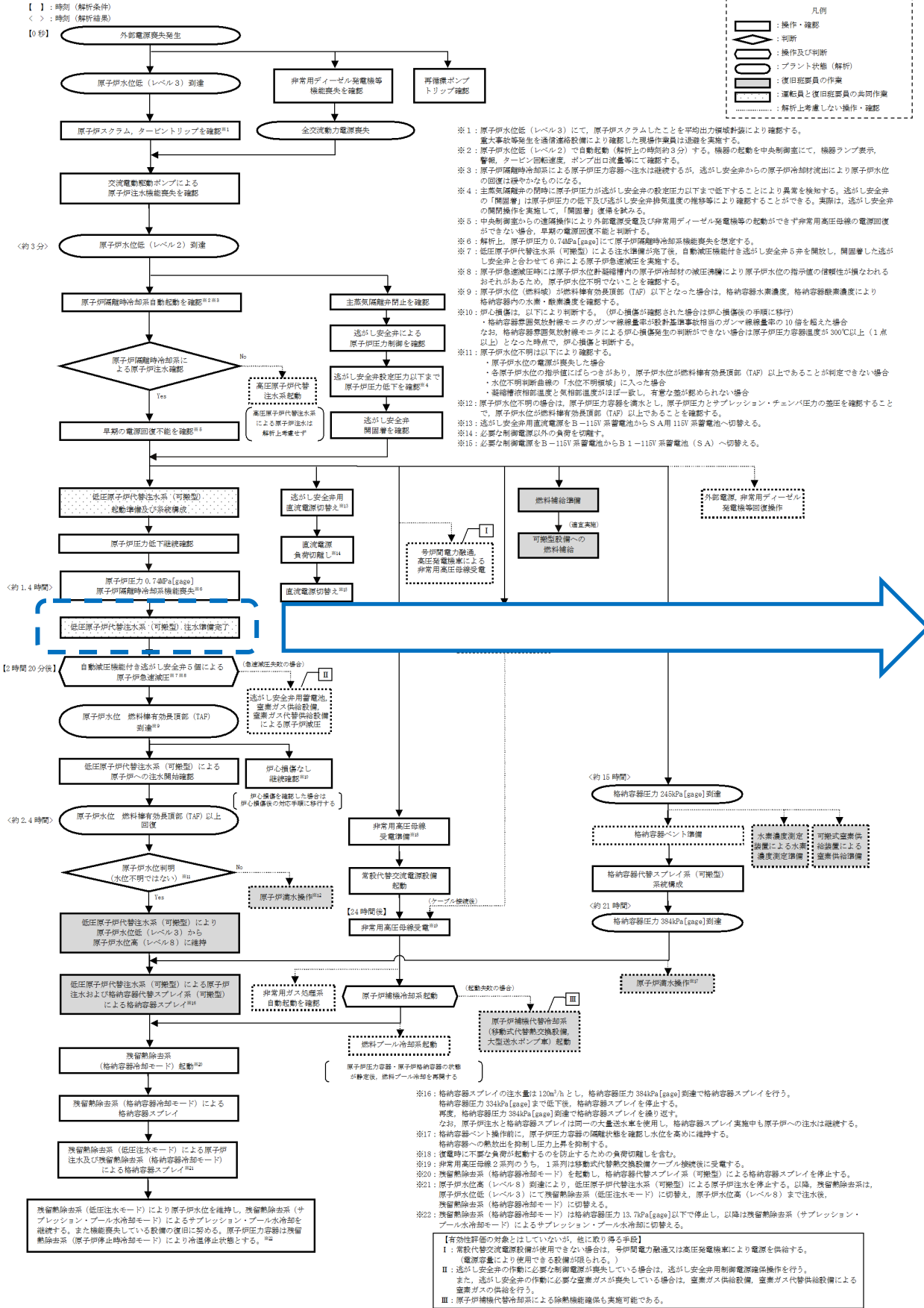
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



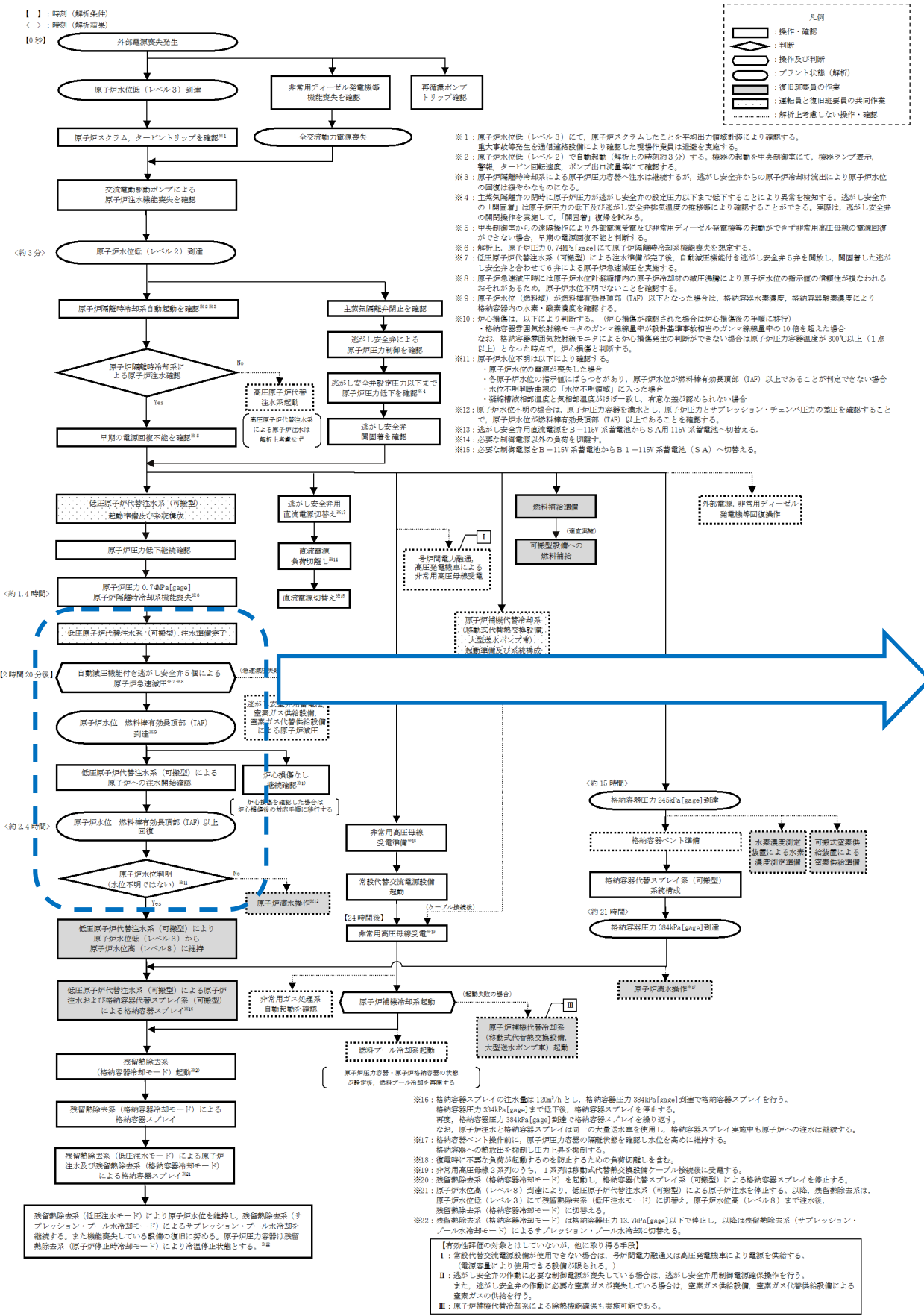
「水位回復」 逃がし安全弁閉鎖により、原子炉圧力容器内からの水の流出が継続し原子炉水位が燃料棒有効長頂部未満であり原子炉水位の低下が継続していることを確認する。低圧原子炉代替注水系(可搬型)の起動準備が完了し不測事態「急速減圧(C2)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

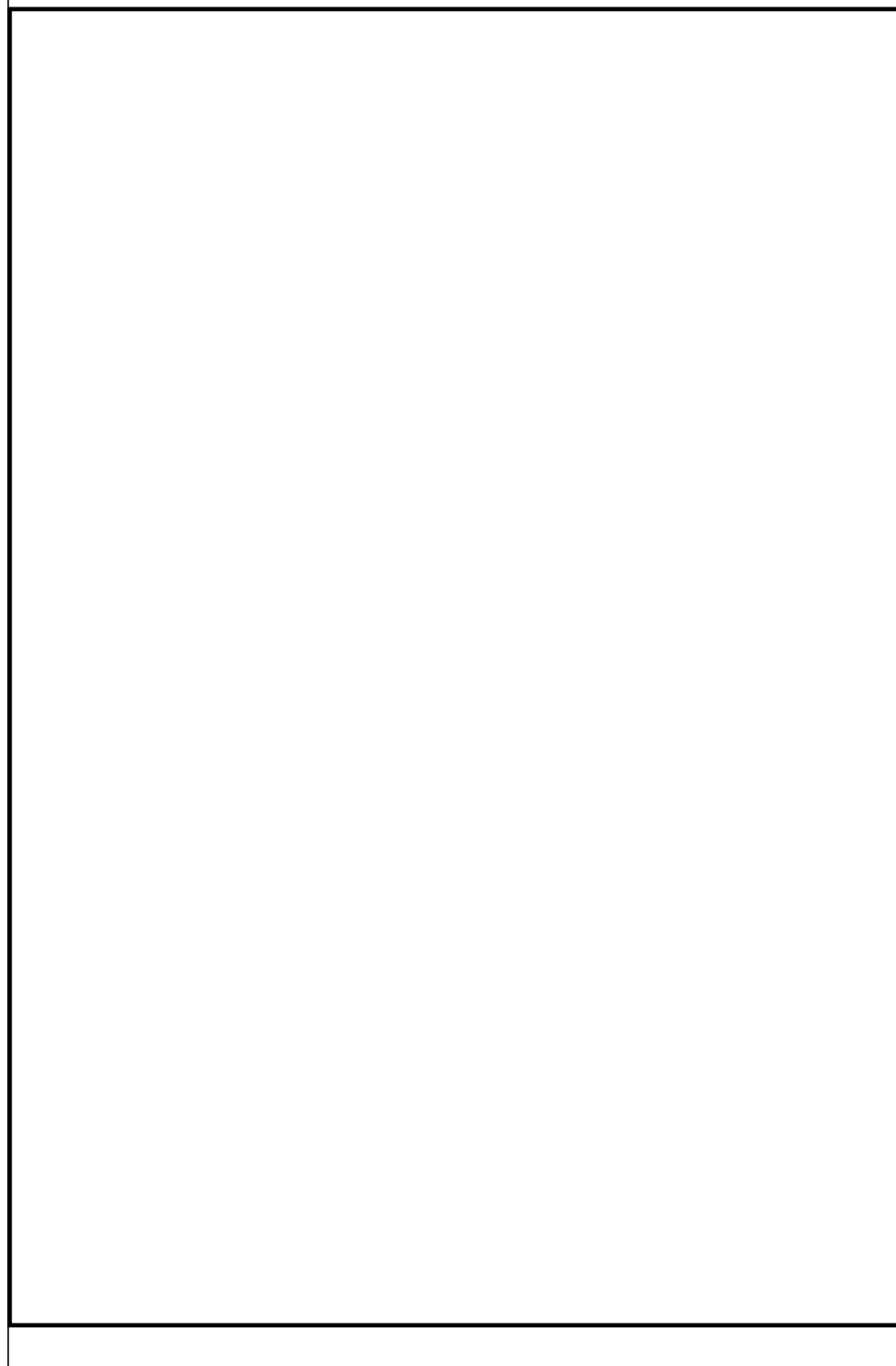


解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

「急速減圧」  
 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の起動していることを確認後、自動減圧機能付き逃がし安全弁5個を全開にし、原子炉を減圧する。  
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。  
原子炉水位が判明していることを確認し、不測事態「水位回復（C1）」へ移行する。

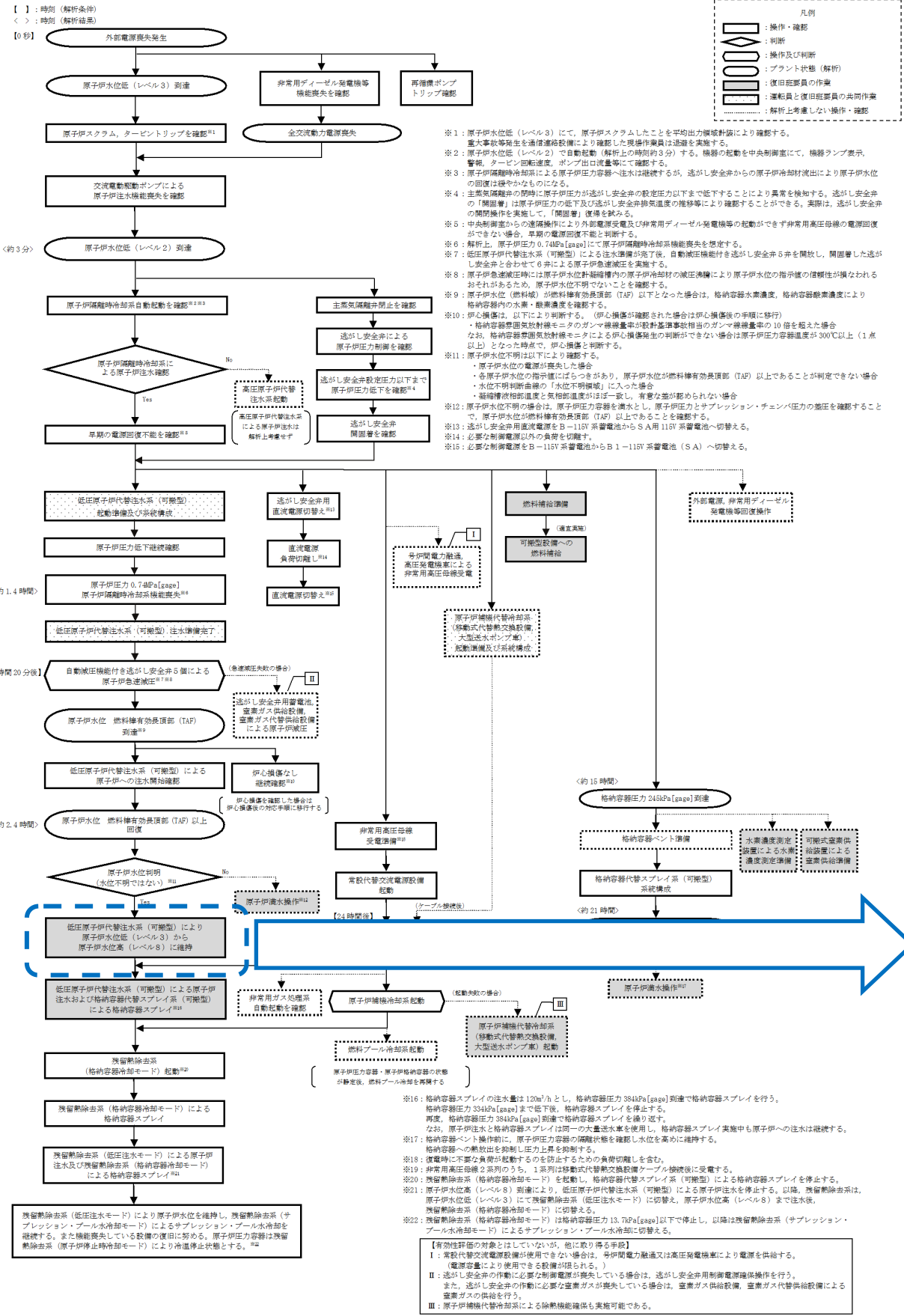
AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書



解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

「水位回復」  
**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上で原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。**

「水位確保」  
 原子炉水位が原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持可能により原子炉制御「スクラム (RC)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

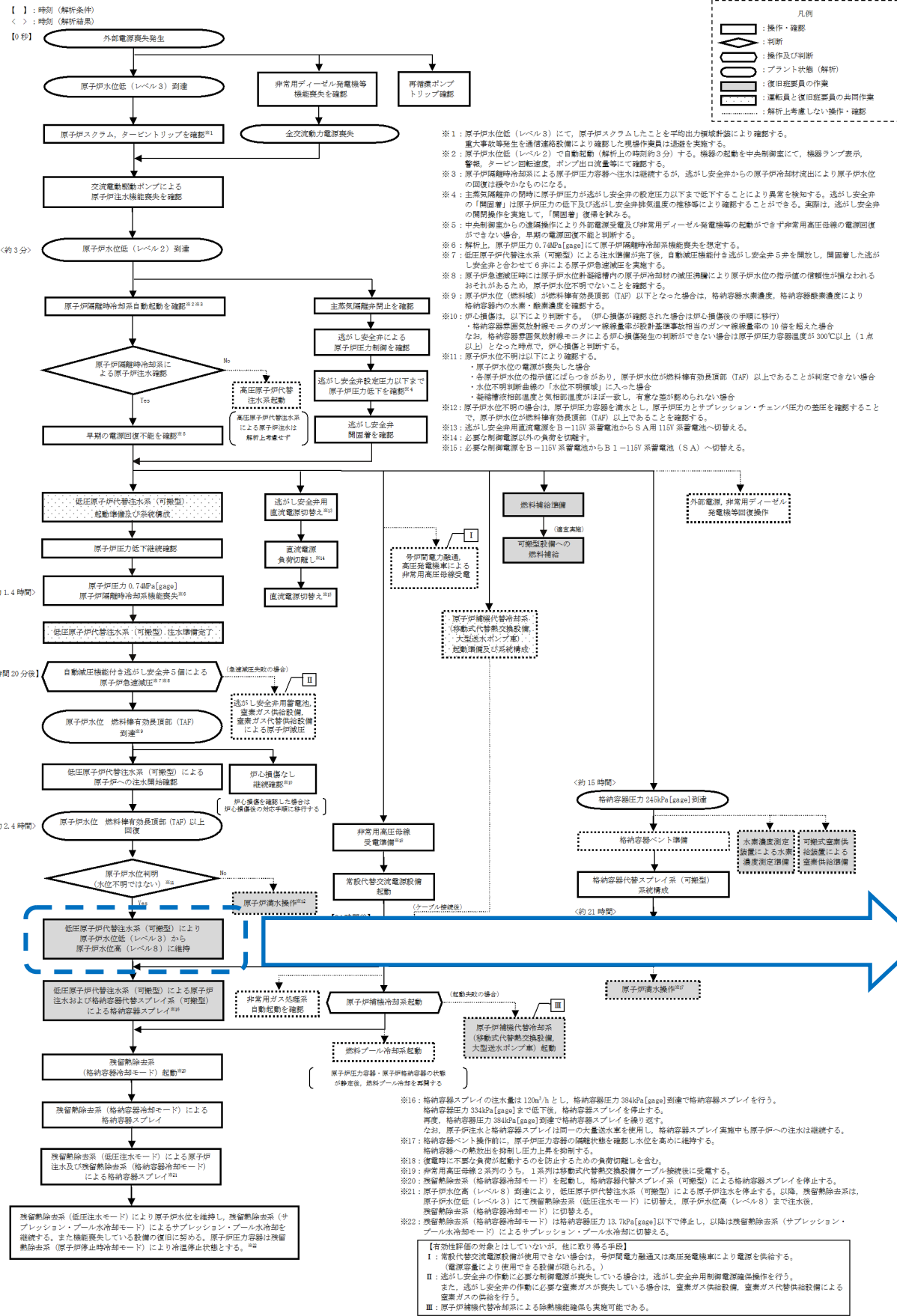
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



原子力災害対策手順書

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。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」

凡例

- 操作・確認
- 判断
- 操作及び判断
- プラント状態 (解析)
- 復旧班要員の作業
- 運転員と復旧班要員の共同作業
- 解析上考慮しない操作・確認

※1: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力領域材料により確認する。  
 ※2: 重大事故等発生を誘発連絡数値により確認した異常作業者は速速を実施する。  
 ※3: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時間約3分) する。機種の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。  
 ※4: 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水確認が継続するが、逃がし安全弁からの原子炉冷却材流出により原子炉水位の回復は遅やかなものになる。  
 ※5: 主蒸気発生機の閉鎖時に原子炉圧力が逃がし安全弁の設置圧力以下まで低下することにより異常を検知する。逃がし安全弁の「閉鎖」は原子炉圧力の低下及び逃がし安全弁排気温度の推移等により確認することができる。異常は、逃がし安全弁の閉鎖操作を実施して、「閉鎖」復帰を促す。  
 ※6: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。  
 ※7: 燃料上、原子炉圧力 0.74MPa [gag] にて原子炉隔離時冷却系機能喪失を確認する。  
 ※8: 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による注水準備が完了後、自動減圧機能付き逃がし安全弁5弁を開放し、閉鎖した逃がし安全弁と合わせて6弁による原子炉急減圧を実施する。  
 ※9: 原子炉急減圧時には原子炉水位計監視槽内の原子炉冷却材の減圧過程により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。  
 ※10: 原子炉水位 (燃料室) が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以下となった場合は、格納容器水素濃度、格納容器酸素濃度により格納容器内の水素・酸素濃度を監視する。  
 ※11: 原子炉水位は、以下により判断する。(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)  
 ・格納容器蒸気放射線モニタのガンマ線濃度が放射線事故相当のガンマ線濃度の10倍を超えた場合  
 ・格納容器蒸気放射線モニタによる炉心損傷発生判断ができない場合は原子炉圧力容器温度が300℃以上 (1点以上) となった時点で、炉心損傷と判断する。  
 ※12: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を減圧し、原子炉圧力とサブプレッション・チャンセル圧力の差圧を確認することにより、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることを確認する。  
 ※13: 逃がし安全弁用直流電源をB-115V 系蓄電池からS/A用115V 系蓄電池へ切替える。  
 ※14: 必要な制御電源をB-115V 系蓄電池からB-115V 系蓄電池 (S/A) へ切替える。  
 ※15: 必要な制御電源をB-115V 系蓄電池からB-115V 系蓄電池 (S/A) へ切替える。

【有効地帯の対象とはしていないが、他に取り除く手段】  
 I: 常設代替交流電源が使用できない場合は、原子炉電力融通又は高圧発電機により電源を供給する。(電源容量により使用できる設備に限られる。)  
 II: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。また、逃がし安全弁の作動に必要な蒸気ガスが喪失している場合は、蒸気ガス供給設備、蒸気ガス代替供給設備による蒸気ガスの供給を行う。  
 III: 原子炉隔離時冷却系による除熱機能確保も実施可能である。

操作補足事項

「スクラム」  
 原子炉水位を継続監視する。

AM設備別操作要領書

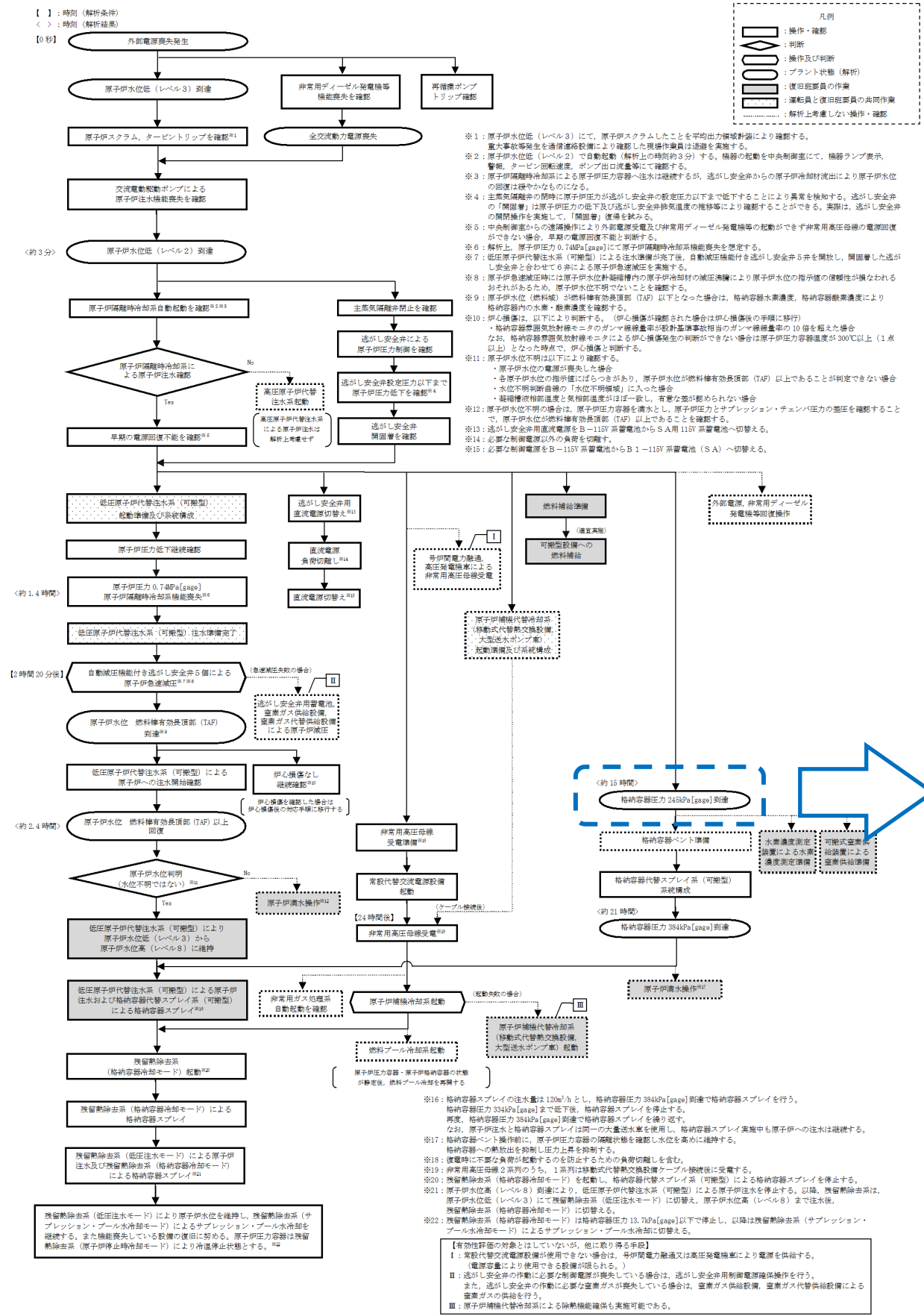
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

原子力災害対策手順書

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。

解析上の対応手順の概要フロー



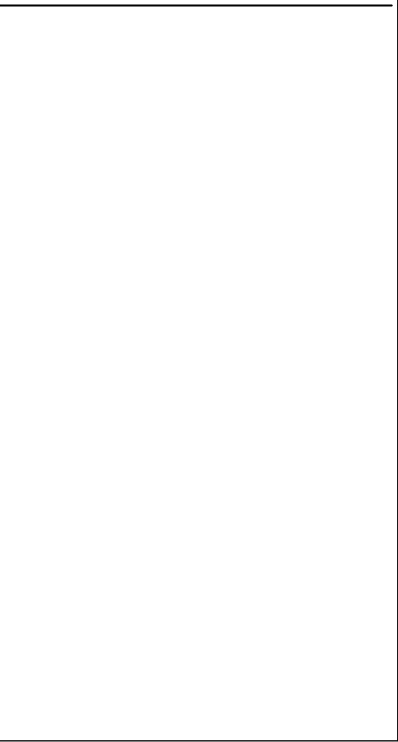
事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

AM設備別操作要領書



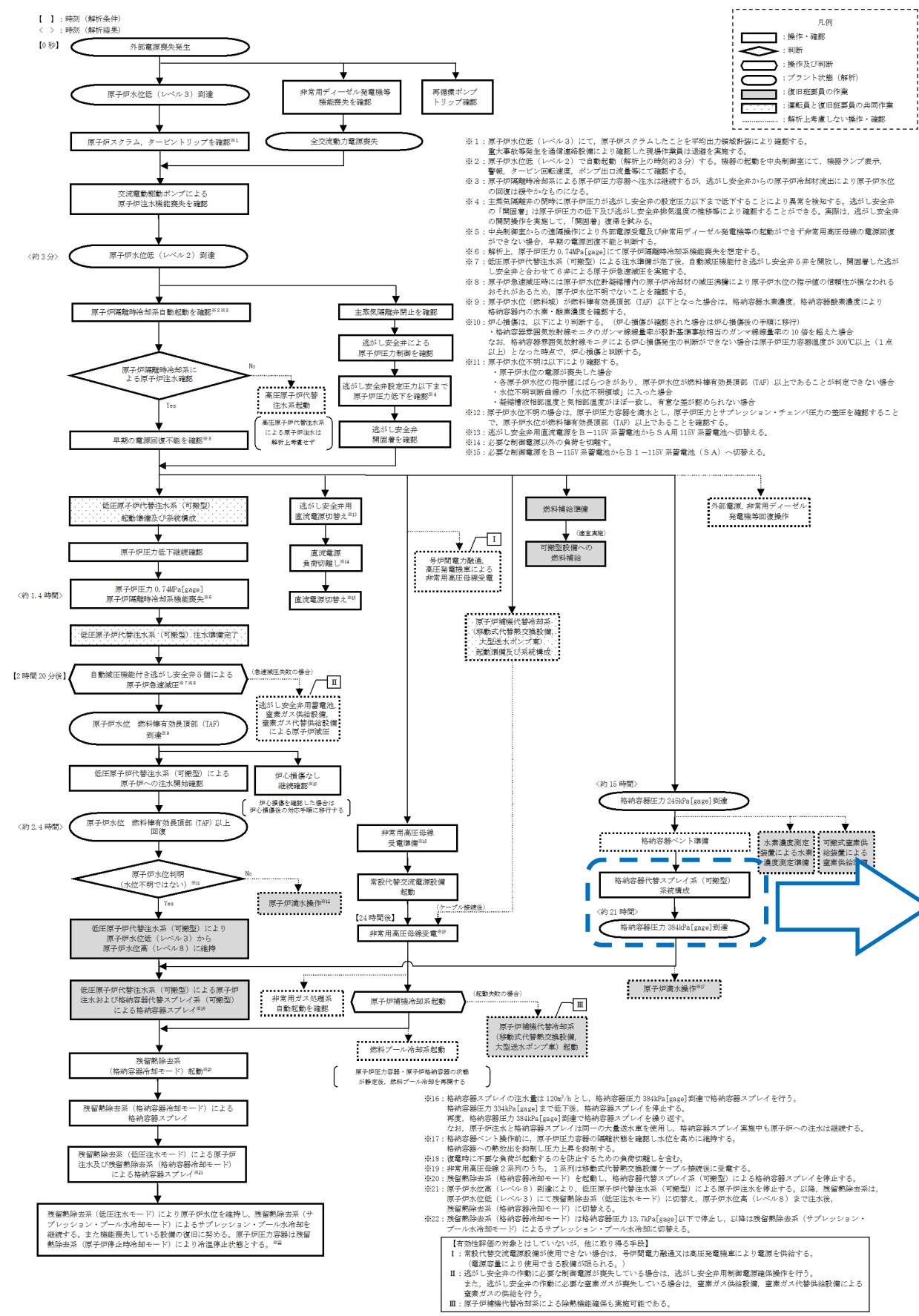
原子力災害対策手順書



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。



### 解析上の対応手順の概要フロー



### 事故時操作要領書

### 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



### 操作補足事項

「PCV圧力制御」サブプレッション・チェンバ圧力が384kPa[gage]にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。

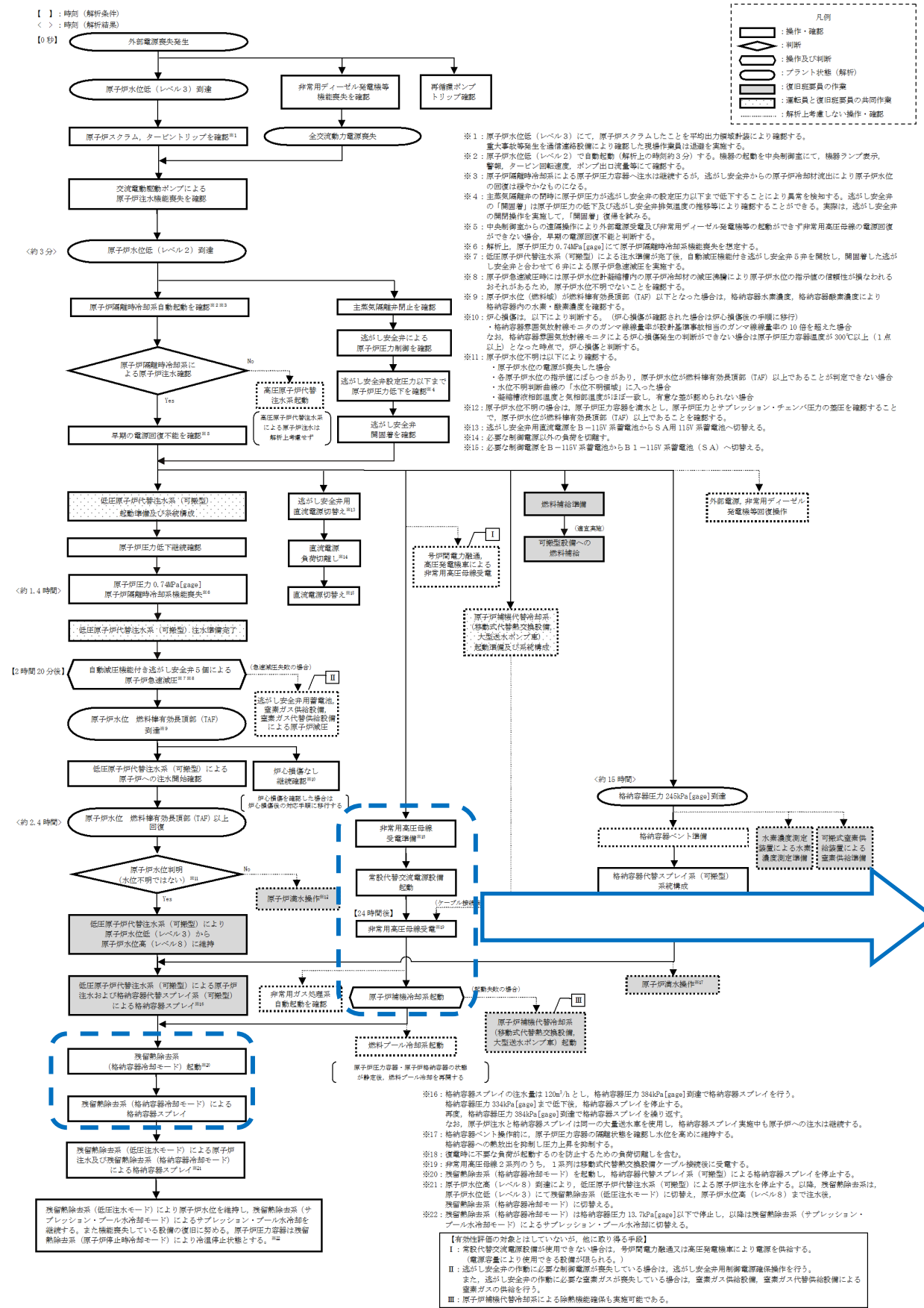
### AM設備別操作要領書

**AM 5**: 「格納容器機能維持戦略」  
 ・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

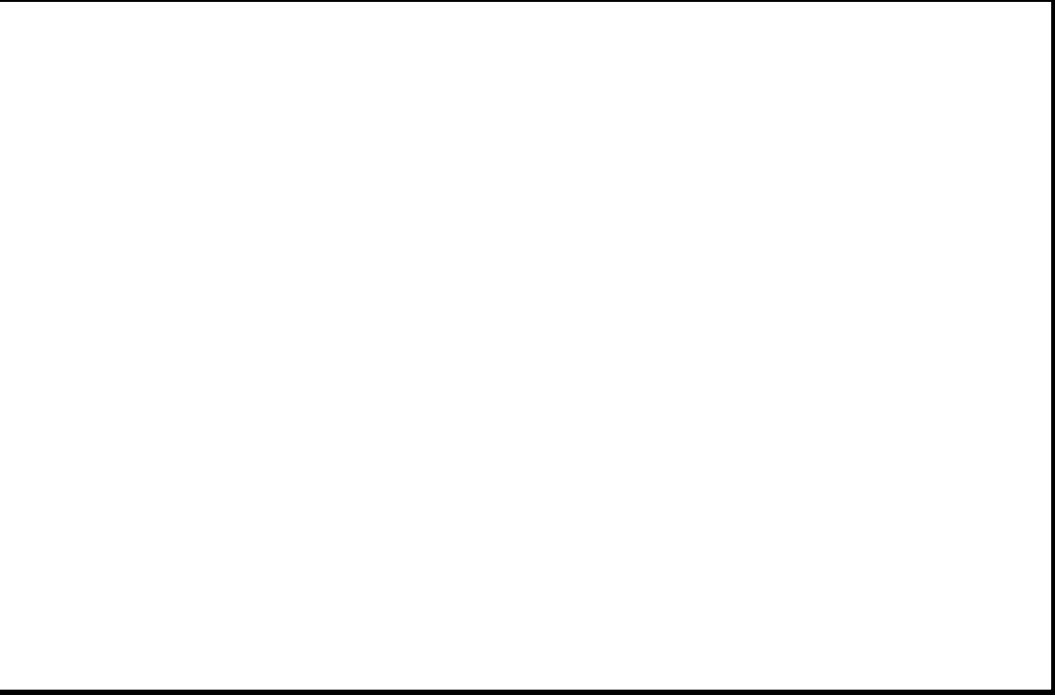
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 電源復旧



操作補足事項

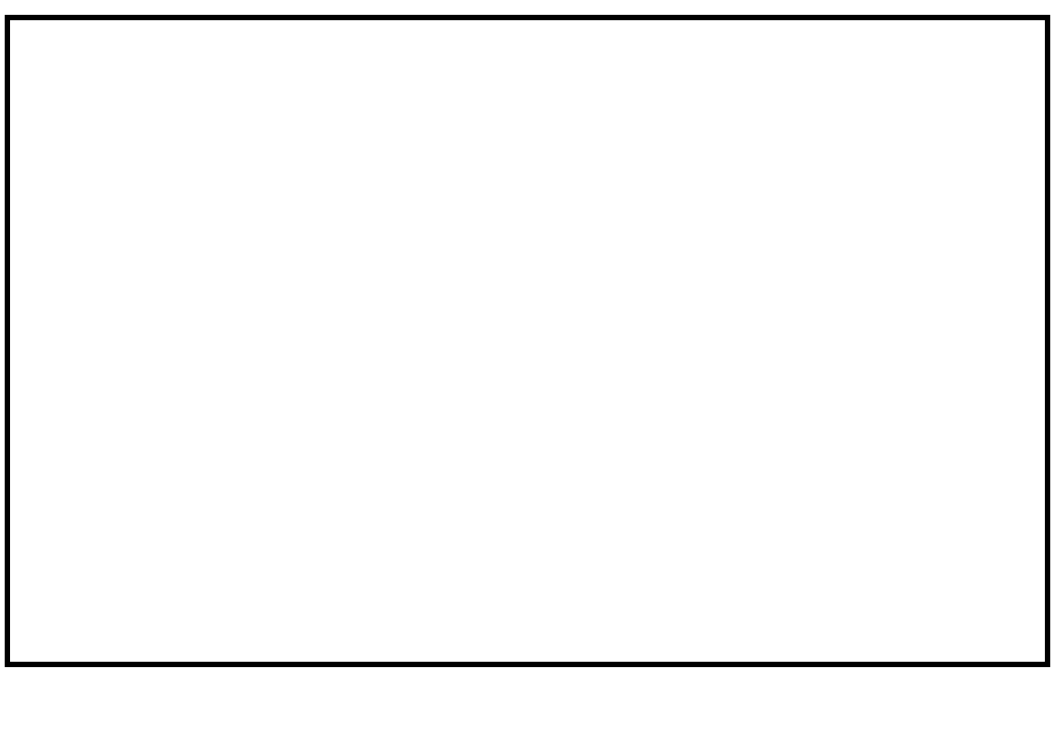
「電源復旧」  
 ガスタービン発電機が起動可能になり、非常用母線受電準備が完了していること、移動式代替熱交換設備の電源ケーブルが接続されていることを確認し、ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

「PCV圧力制御」  
 非常用母線受電後、原子炉補機冷却系、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を起動する。

AM設備別操作要領書

- AM 11**: 「電源確保戦略」
  - ・GTGによるC、D-M / C受電
- AM 4**: 「格納容器除熱戦略」
  - ・RHRによる格納容器除熱

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



原子力災害手順書

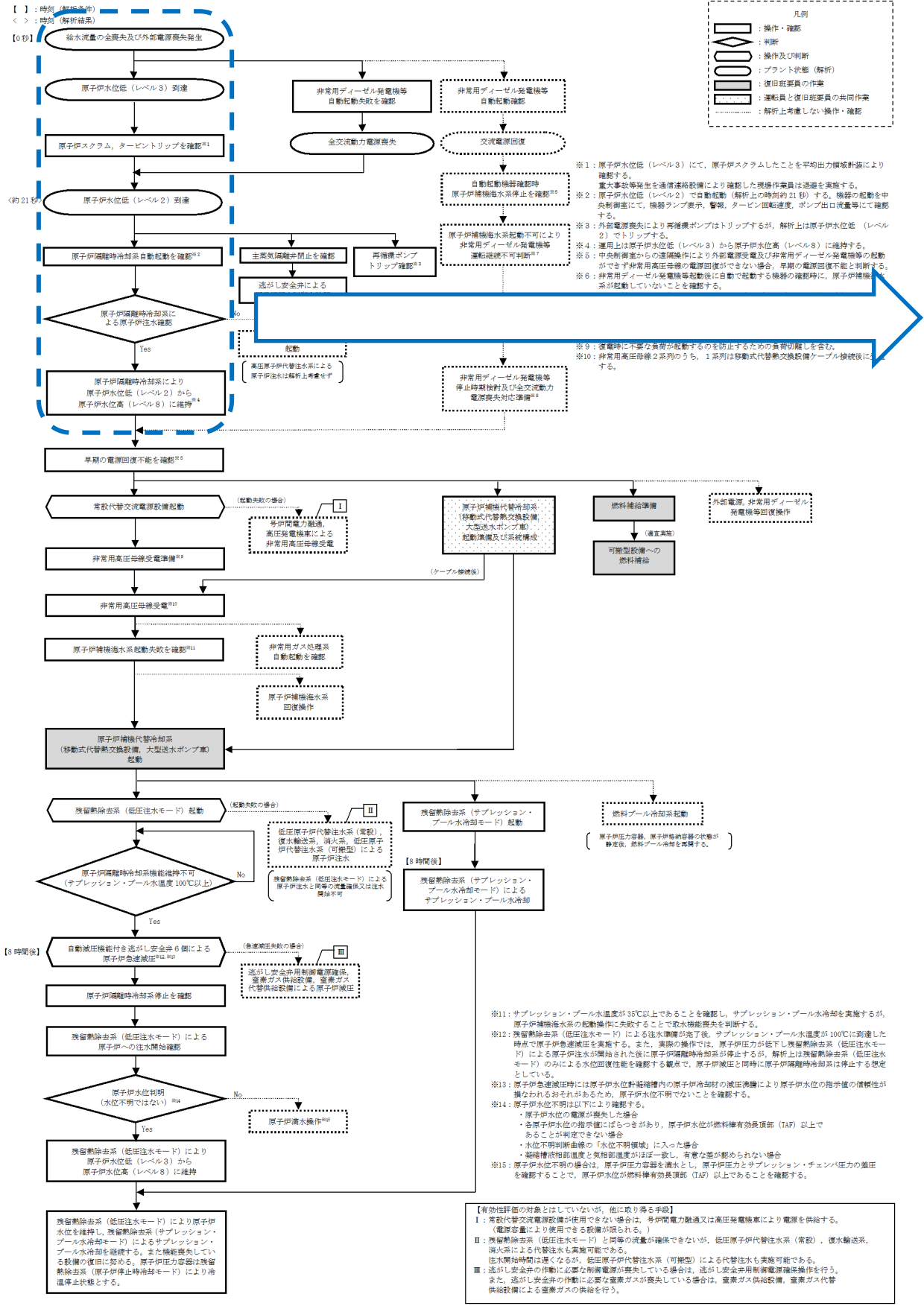
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。





詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



【 1 】 : 時刻 (経過時間)  
 【 > 】 : 時刻 (解除結果)

凡例  
 ◻ : 操作・確認  
 ◻ : 判断  
 ◻ : 操作及び判断  
 ◻ : プラント状態 (解析)  
 ◻ : 復旧班要員の作業  
 ◻ : 運転員と復旧班要員の共同作業  
 ◻ : 解析上考慮しない操作・確認

※1: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整装置により確認する。  
 ※2: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時刻 21秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。  
 ※3: 外部電源喪失により再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位低 (レベル2) でトリップする。  
 ※4: 運用上は原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持する。  
 ※5: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。  
 ※6: 非常用ディーゼル発電機等起動後に自動で起動する機器の確認時に、原子炉隔離時冷却系が起動していないことを確認する。  
 ※9: 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離を含む。  
 ※10: 非常用高圧母線2系列のうち、1系列は移動式代替熱交換設備ケーブル接続後に使用する。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取らざる手段】  
 I: 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、専伊間電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。(電源喪失により使用できない設備が限られる。)  
 II: 残留熱除去系 (低圧注水モード) と同等の流量が確保できないが、低圧原子炉代替注水系 (常設)、復水輸送系、備用水による代替注水も実施可能である。注水開始時間はなるべく早く、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残留熱除去系 (原子炉隔離時冷却系) による冷却停止状態とする。  
 III: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。また、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による窒素ガスの供給を行う。

操作補足事項

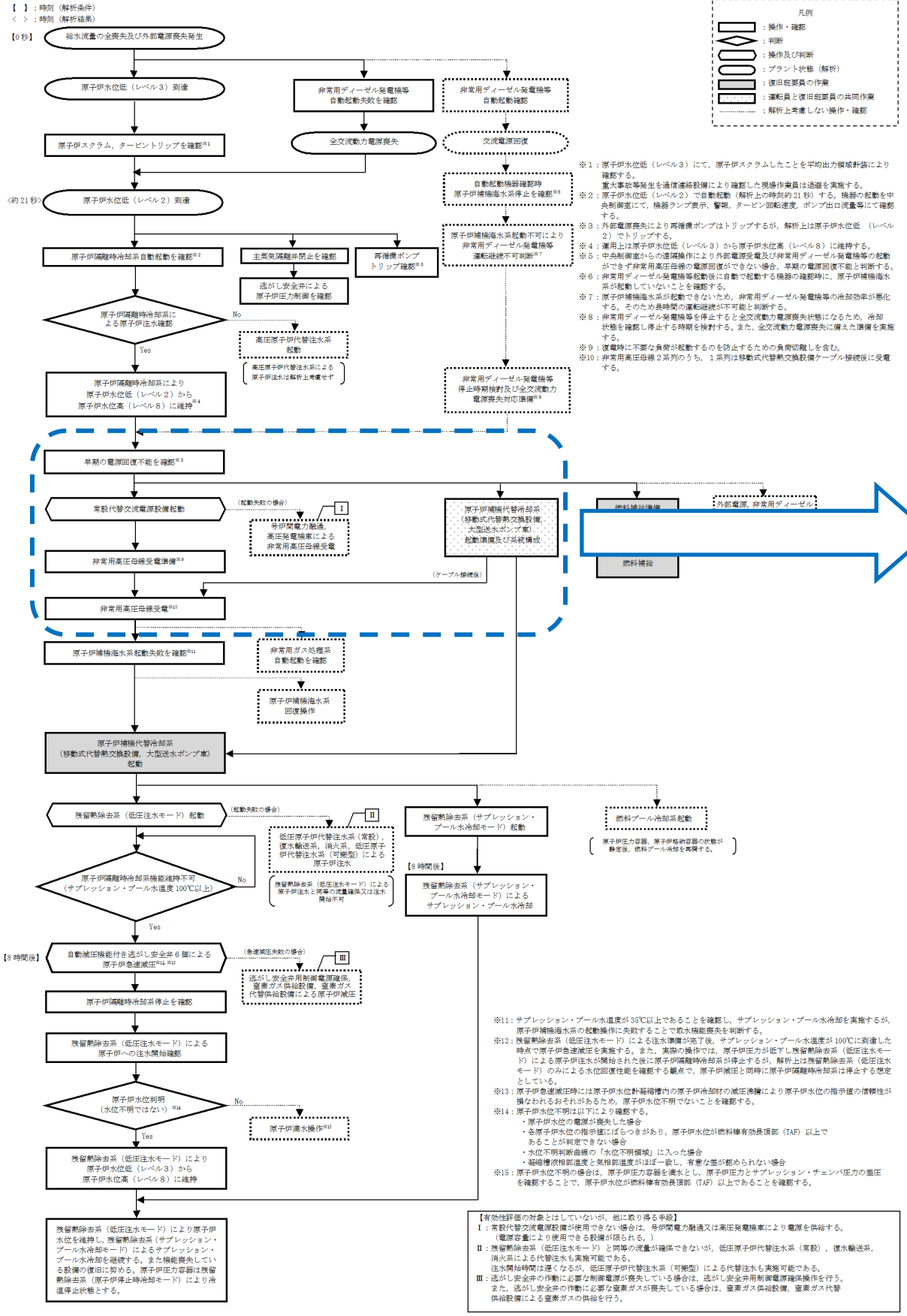
給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース) における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」  
 最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。  
 また、「格納容器制御導入」を継続監視する。  
 原子炉水位は全給水喪失し水位が低下する。原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持する。サブプレッション・プール水温度が100℃到達で機能喪失するため、他の注水手段を確保する。  
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (P S/R)」へ移行する。  
 原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。  
サブプレッション・プール水温度 35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御 (S P/T (W))」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 電源復旧



操作補足事項

「電源復旧」  
ガスタービン発電機を  
起動し、非常用母線に給電  
する。

AM設備別操作要領書

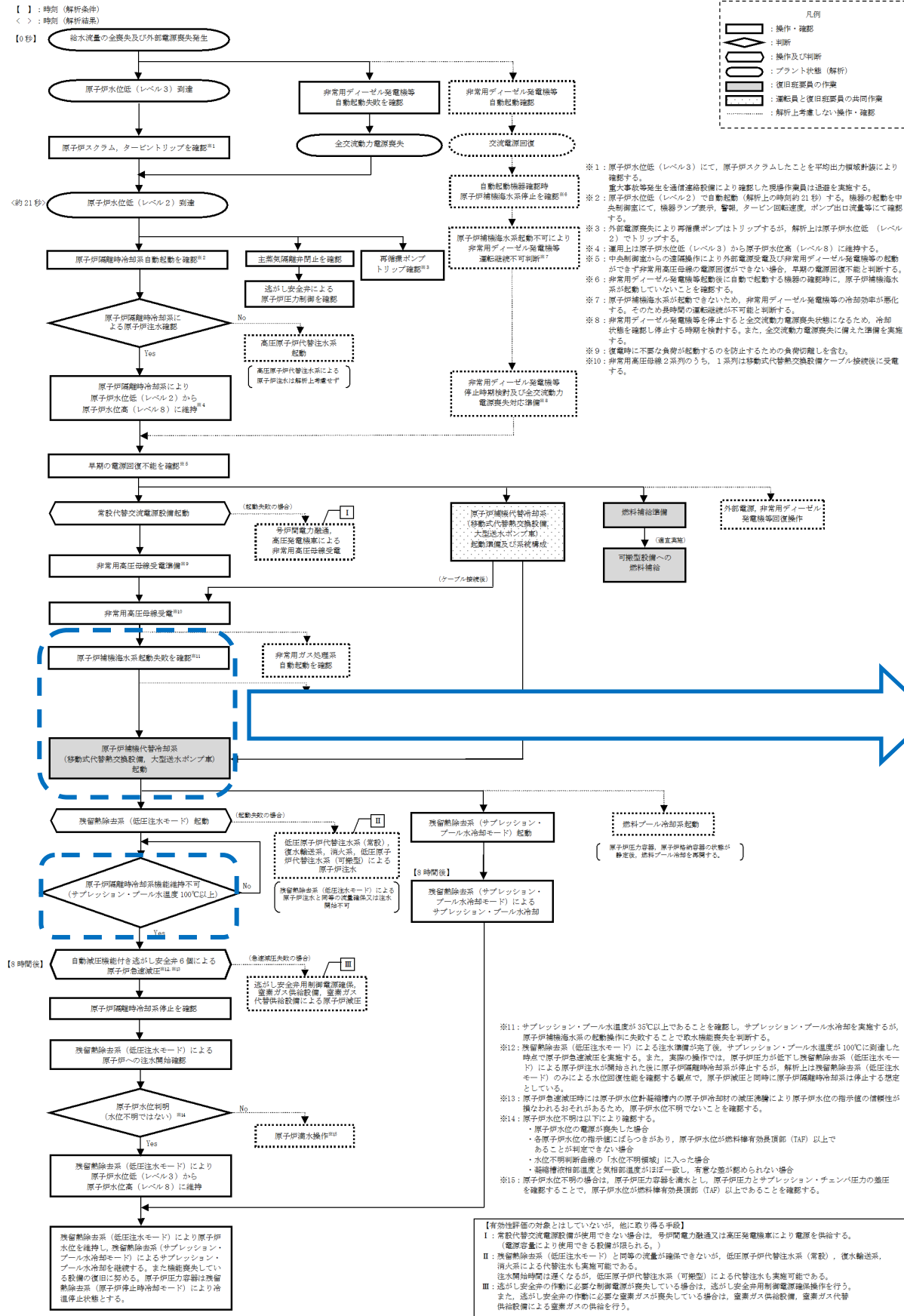
- AM 8**: 「代替除熱戦略」  
・移動式代替熱交換設備による冷却水確保
- AM 11**: 「電源確保戦略」  
・GTGによるC, D-M/C受電

原子力災害対策手順書

- EHP**  
・移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保 (UHSS 編)  
・大型送水ポンプ車を使用した海水供給 (ハイドロサブ 編)

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。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 格納容器制御「S/C温度制御」



操作補足事項

「S/C温度制御」  
 サプレッション・プール冷却を試みるが取水機能喪失により、原子炉補機冷却系/原子炉補機海水系が喪失していることを確認する。  
 サプレッション・プール水温の上昇が継続する。**サブプレッション・プール水温度が100℃に到達後、不測事態「急速減圧(C2)」へ移行する。**

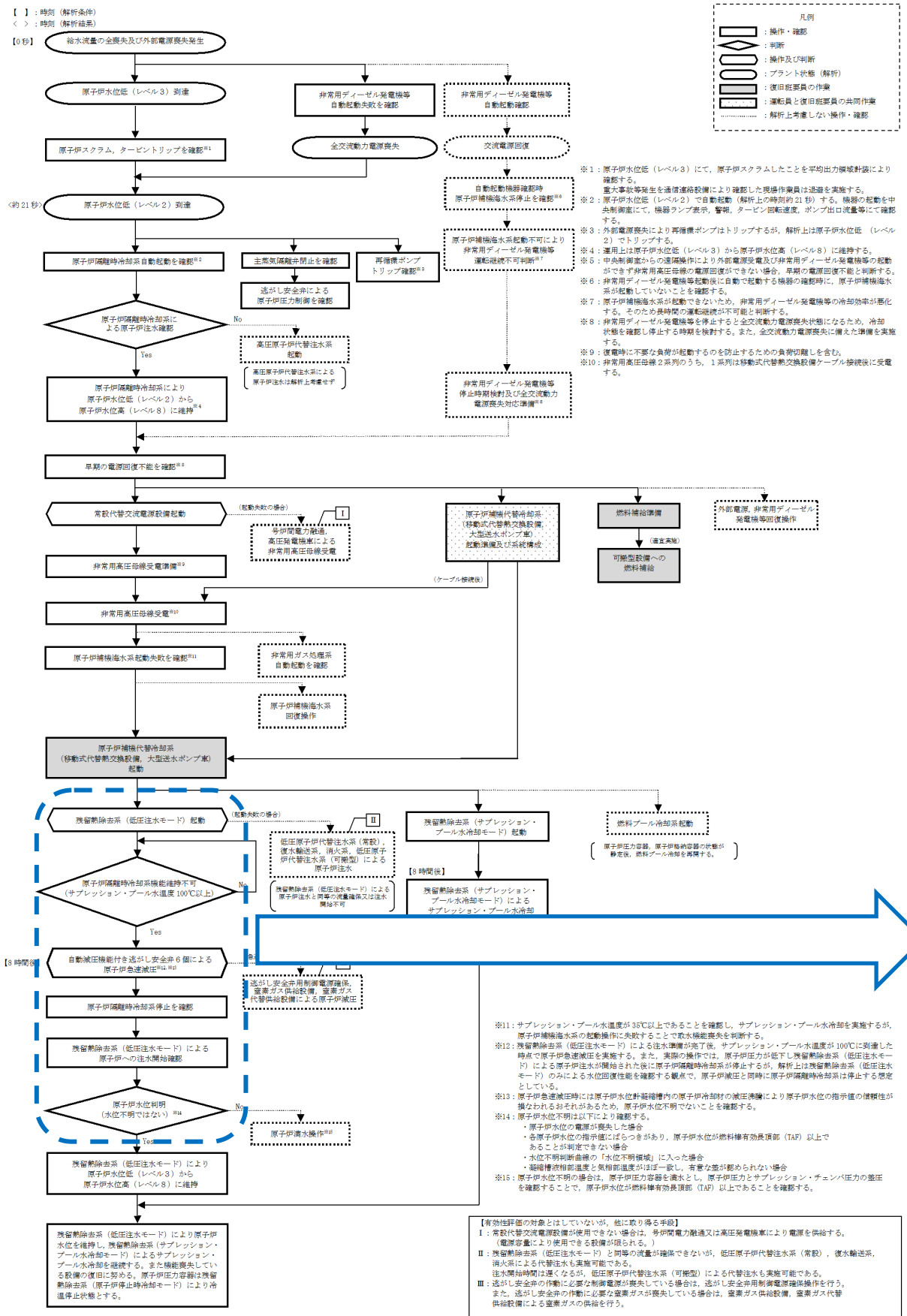
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

- ※1: 原子炉水位(レベル3)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力制御装置により確認する。  
 重大事象等発生を遠隔監視装置により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2: 原子炉水位(レベル2)で自動起動(解析上の時間約21秒)する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※3: 外部電源喪失により再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位(レベル2)でトリップする。
- ※4: 運用上は原子炉水位(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持する。
- ※5: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※6: 非常用ディーゼル発電機等自動起動後に自動で起動する機器の起動時に、原子炉隔離海水系が起動していないことを確認する。
- ※7: 原子炉隔離海水系が起動できないため、非常用ディーゼル発電機等の冷却効率が悪化する。そのため長時間の運転継続が不可能と判断する。
- ※8: 非常用ディーゼル発電機等を停止すると全交流動力電源喪失状態になるため、冷却装置を確認し停止する時期を検討する。また、全交流動力電源喪失に備えた準備を実施する。
- ※9: 復舊時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※10: 非常用高圧母線2系列のうち、1系列は移動式代替熱交換設備ケーブル接続後に受電する。

- 【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】
- I: 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、非常用電力機又は高圧発電機により電源を供給する。(電源容量により使用できる設備に限られる。)
  - II: 残存熱除去系(低圧注水モード)と同等の流量が確保できないが、低圧原子炉代替注水系(常設)、復水輸送系、注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系(可搬型)による代替注水も実施可能である。
  - III: 過し安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、過し安全弁用制御電源確保操作を行う。また、過し安全弁の作動に必要な重薬ガスが喪失している場合は、重薬ガス供給設備、重薬ガス代替供給設備による重薬ガスの供給を行う。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態 「急速減圧」



操作補足事項

「急速減圧」  
 原子炉補機代替冷却系を起動後、残留熱除去系 (低圧注水モード) を起動し、自動減圧機能付き逃がし安全弁6個を全開にし、原子炉を減圧する。  
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。  
 原子炉水位が判明していることを確認し、**格納容器制御「S/C温度制御 (SP/T)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

**AM 8**: 「代替除熱戦略」  
 ・ RHRによる原子炉注水

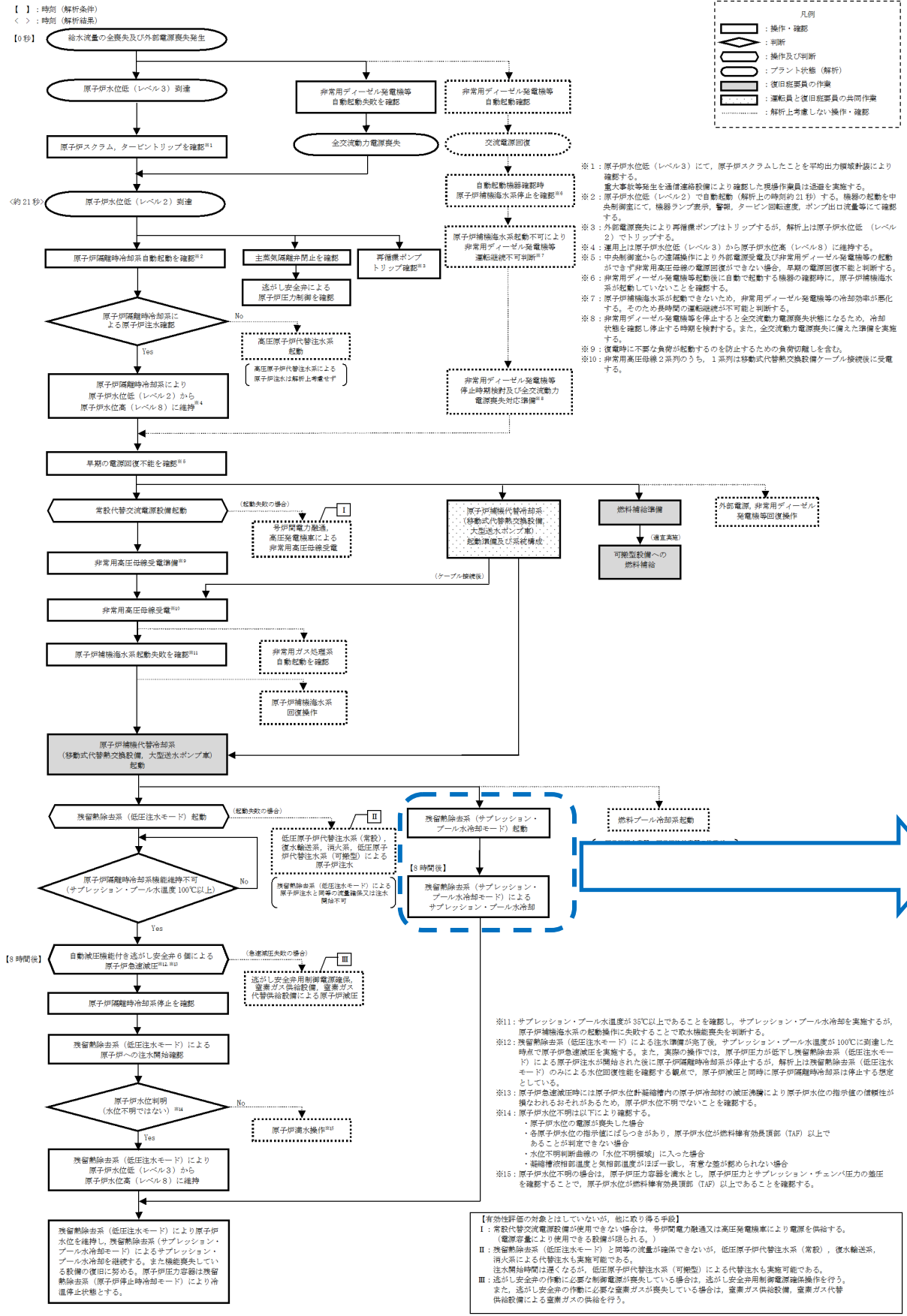
原子力災害対策手順書

- ※1: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整装置により確認する。  
重大事故等発生を通報連絡装置により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時刻約 21 秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※3: 外部電源喪失により再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位低 (レベル2) でトリップする。
- ※4: 運用上は原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル9) に維持する。
- ※5: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※6: 非常用ディーゼル発電機等起動後に自動で起動する機器の確認時に、原子炉補機海水系が起動していないことを確認する。
- ※7: 原子炉補機海水系が起動できないため、非常用ディーゼル発電機等の冷却効率が悪化する。そのため長時間の運転継続が不可能と判断する。
- ※8: 非常用ディーゼル発電機等を停止すると全交流動力電源喪失状態になるため、冷却状態を確認し停止する時間を検討する。また、全交流動力電源喪失に備えた準備を実施する。
- ※9: 運転時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
- ※10: 非常用高圧母線2系列のうち、1系列は移動式代替熱交換設備ケーブル接続後に受電する。

- 【有効性評価の対応とはしていないが、他に取り得る手段】  
 I: 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、炉内電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。  
 (電源容量により使用できる設備が限られる。)  
 II: 残留熱除去系 (低圧注水モード) と同等の流量が確保できないが、低圧原子炉代替注水 (常設)、復水輸送系、注水による代替注水も実施可能である。  
 注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水 (可搬型) による代替注水も実施可能である。  
 III: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電圧が喪失している場合は、逃がし安全弁制御電源設備操作を行う。  
 また、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による窒素ガスの供給を行う。

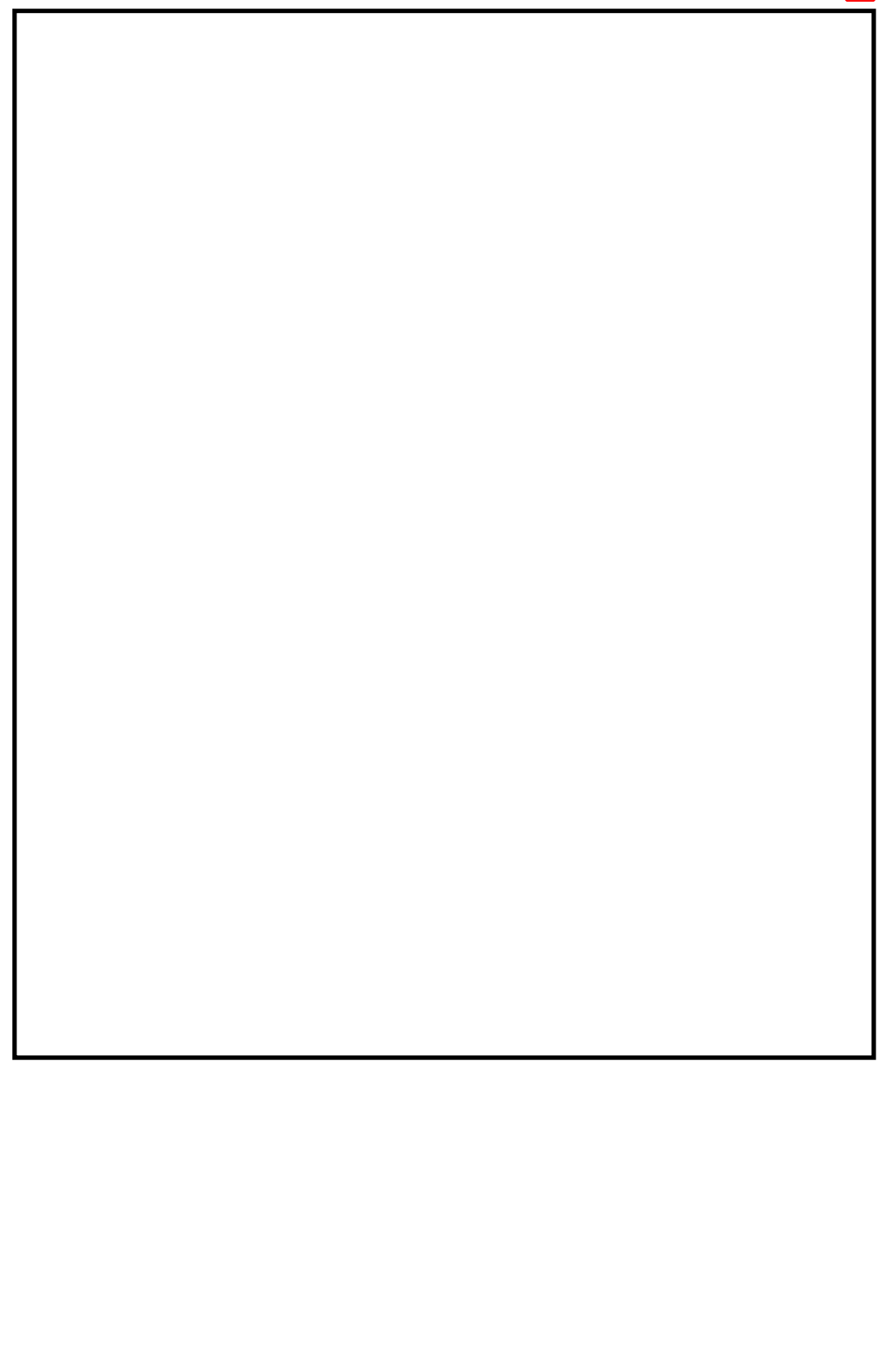


解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」



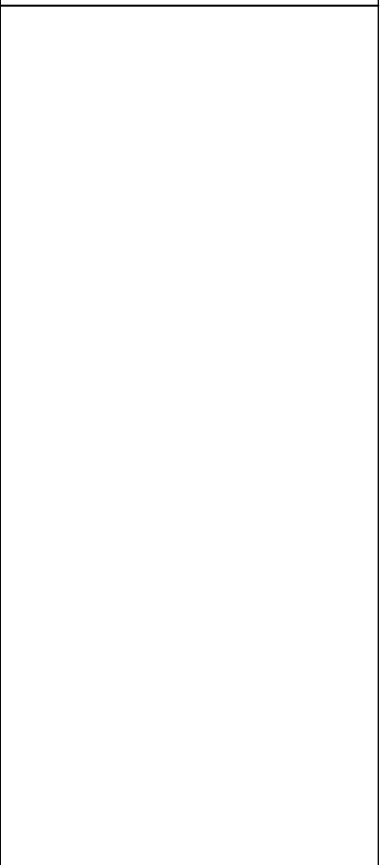
操作補足事項

「S/C温度制御」  
原子炉補機代替冷却系の起動および非常用母線受電後、サプレッション・プール水冷却のため残留熱除去系を起動しサプレッション・プール水の冷却を行う。

AM設備別操作要領書

AM 4: 「格納容器除熱戦略」  
・RHRによる格納容器除熱

原子力災害対策手順書



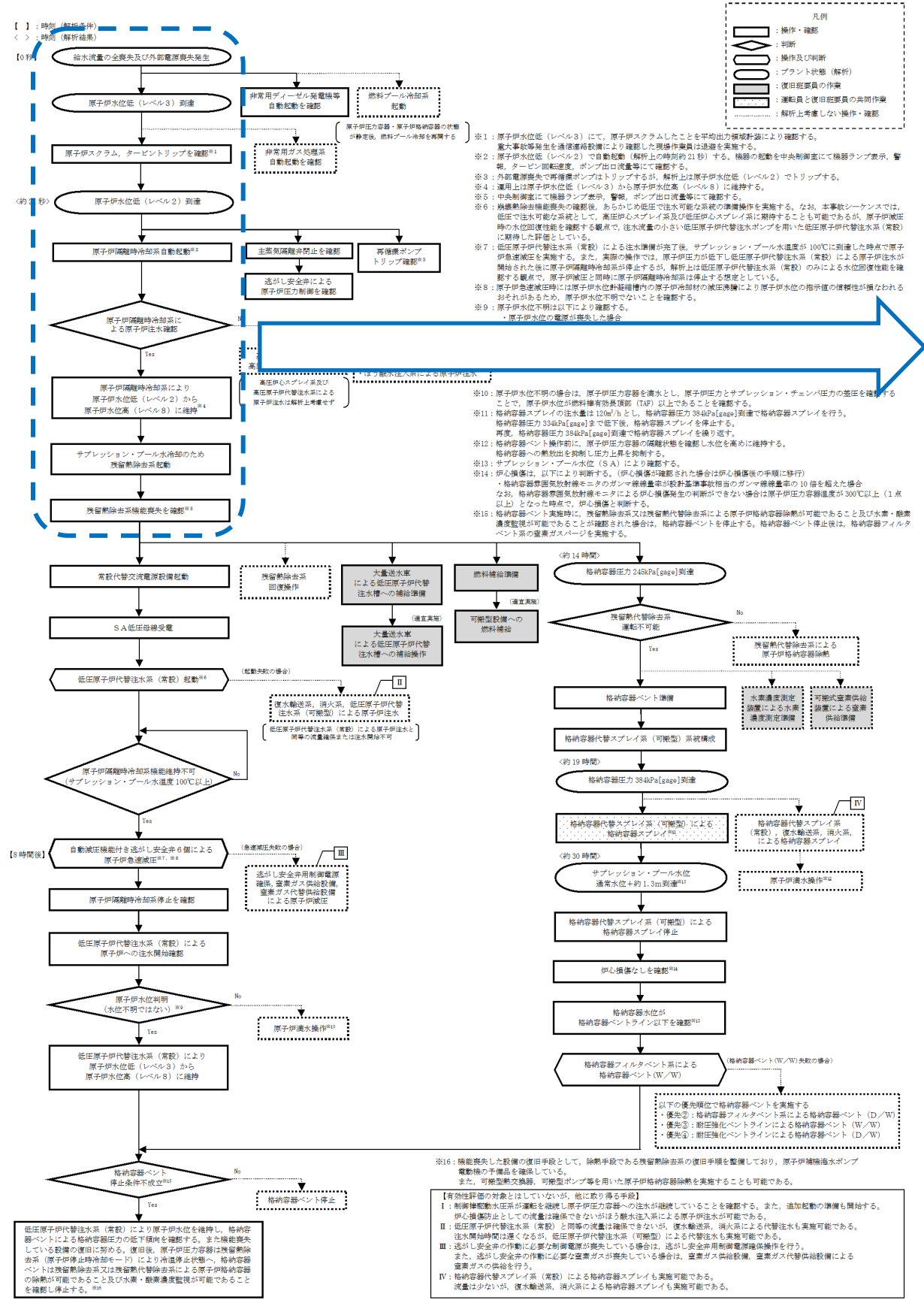
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。





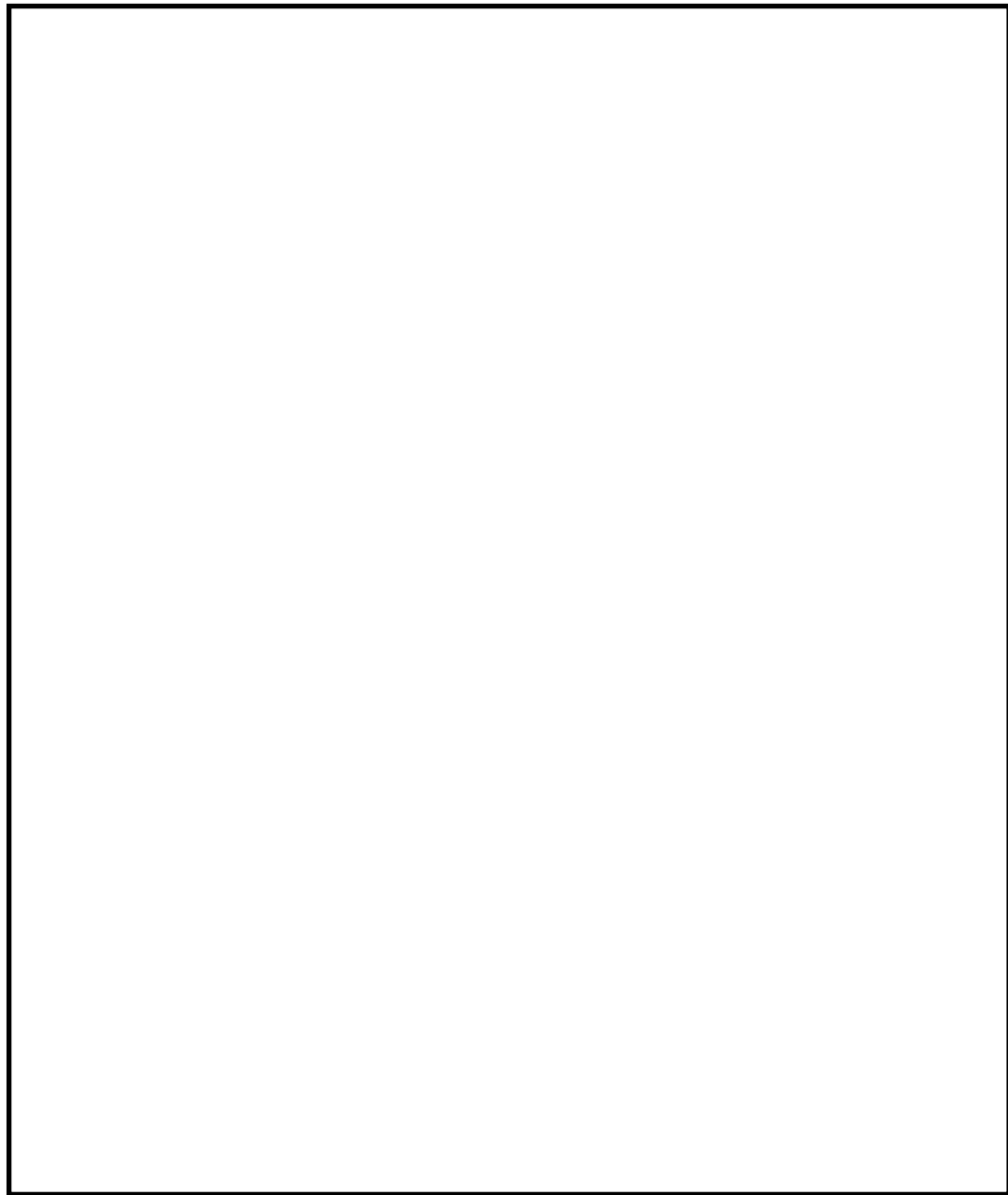
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低(レベル3)で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書(徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム(RC)」を導入する。

「スクラム」  
最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。  
原子炉水位は全給水喪失し水位が低下する。原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持する。サブプレッション・プール水温度が100℃到達で機能喪失するため、他の注水手段を確保する。

原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度、格納容器圧力が上昇する。サブプレッション・プール水冷却のため残留熱除去系起動を試みるが起動失敗により残留熱除去機能が喪失していることを判断する。

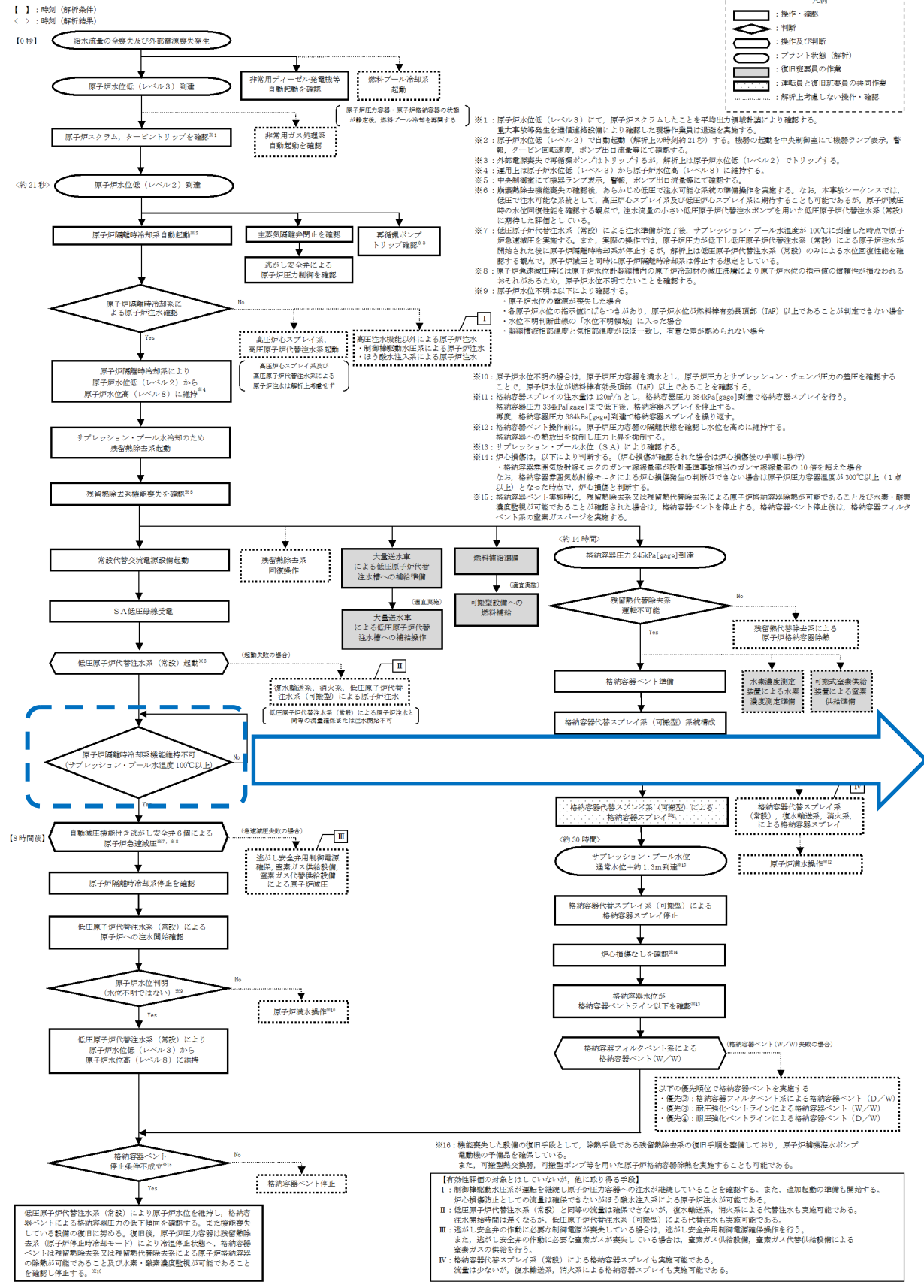
サブプレッション・プール水温度35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御(S/P/T(W))」へ移行する。  
ドライウエル圧力13.7kPa [gag]到達で格納容器制御「PCV圧力制御(PC/P)」へ移行する。

所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧(P/S/R)」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」



操作補足事項

「S/C温度制御」  
 残留熱除去系が起動できないためサブプレッション・プール水温度の上昇が継続する。サブプレッション・プール水温度が100℃に到達後、不測事態「急速減圧(C2)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

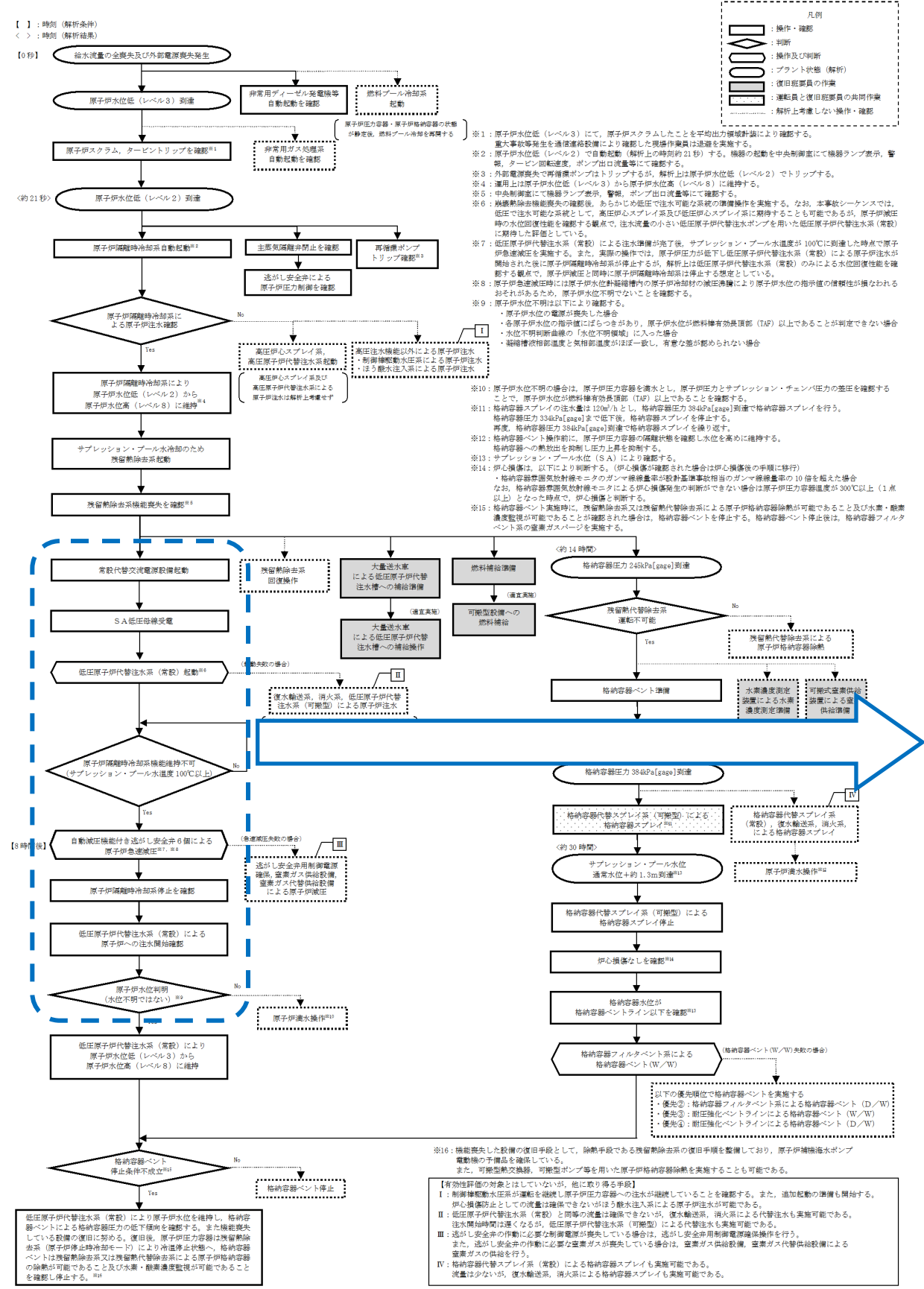
原子力災害対策手順書

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。

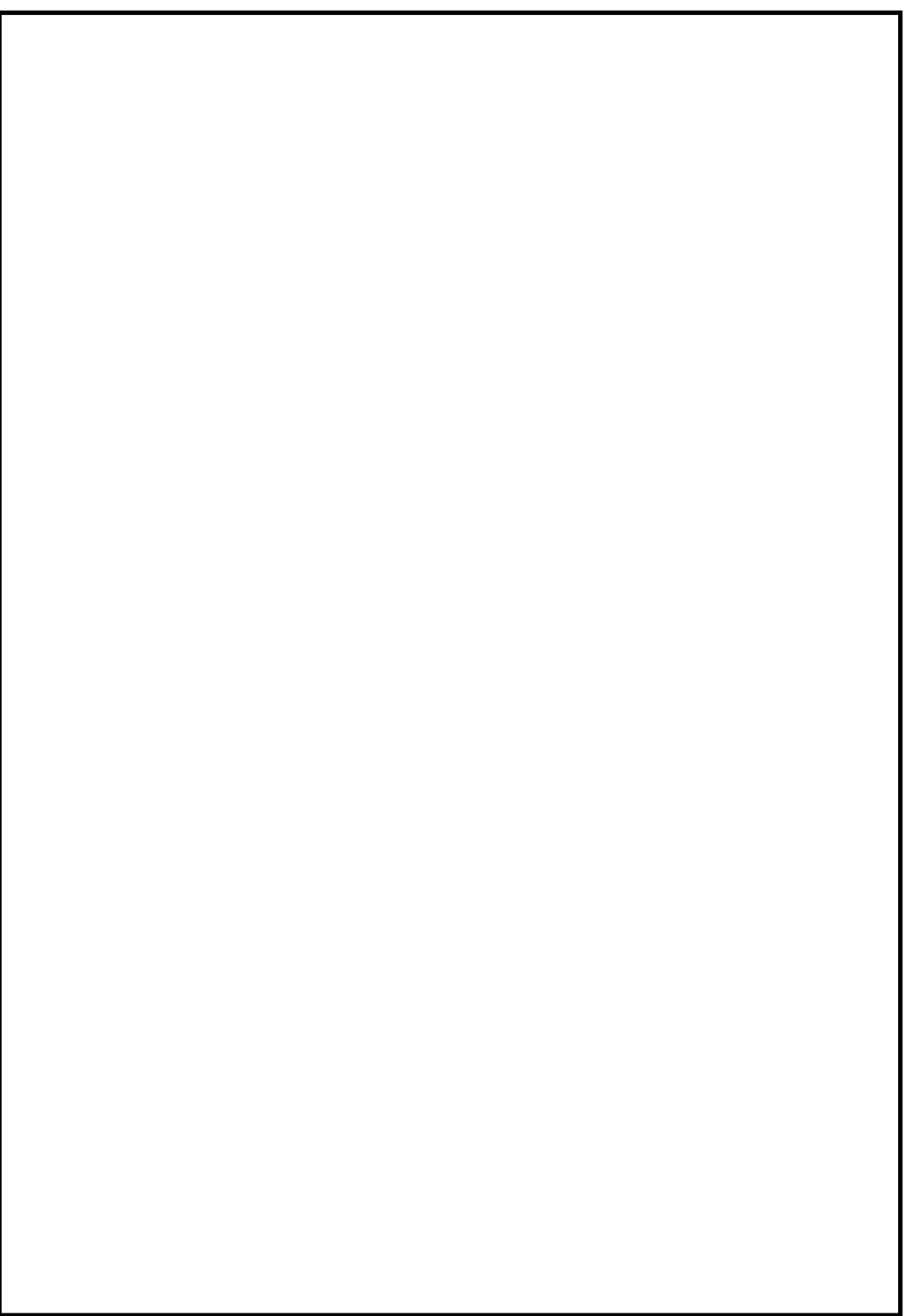
解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



「急速減圧」  
 ガスタービン発電機起動及び低圧原子炉代替注水系(常設)を起動後、自動減圧機能付き逃がし安全弁6個を全開にし、原子炉を減圧する。  
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位が判明していることを確認し、格納容器制御「S/C温度制御(S/P/T)」へ移行する。

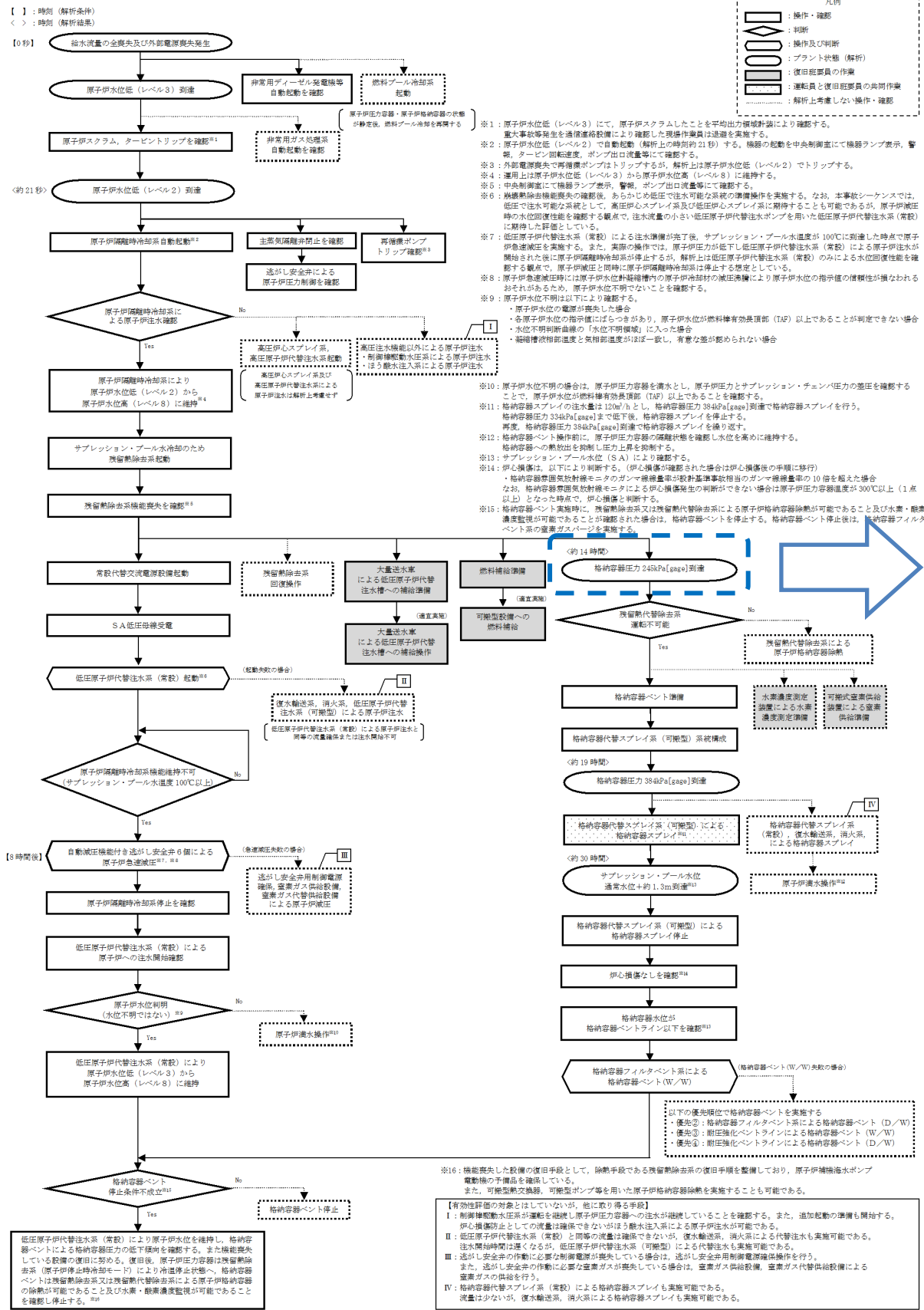
「S/C温度制御」  
 残留熱除去系が起動できないため、サブプレッション・プール水の冷却ができない。

AM設備別操作要領書

AM 1: 「原子炉注水戦略」  
 ・FLSRポンプによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」 D

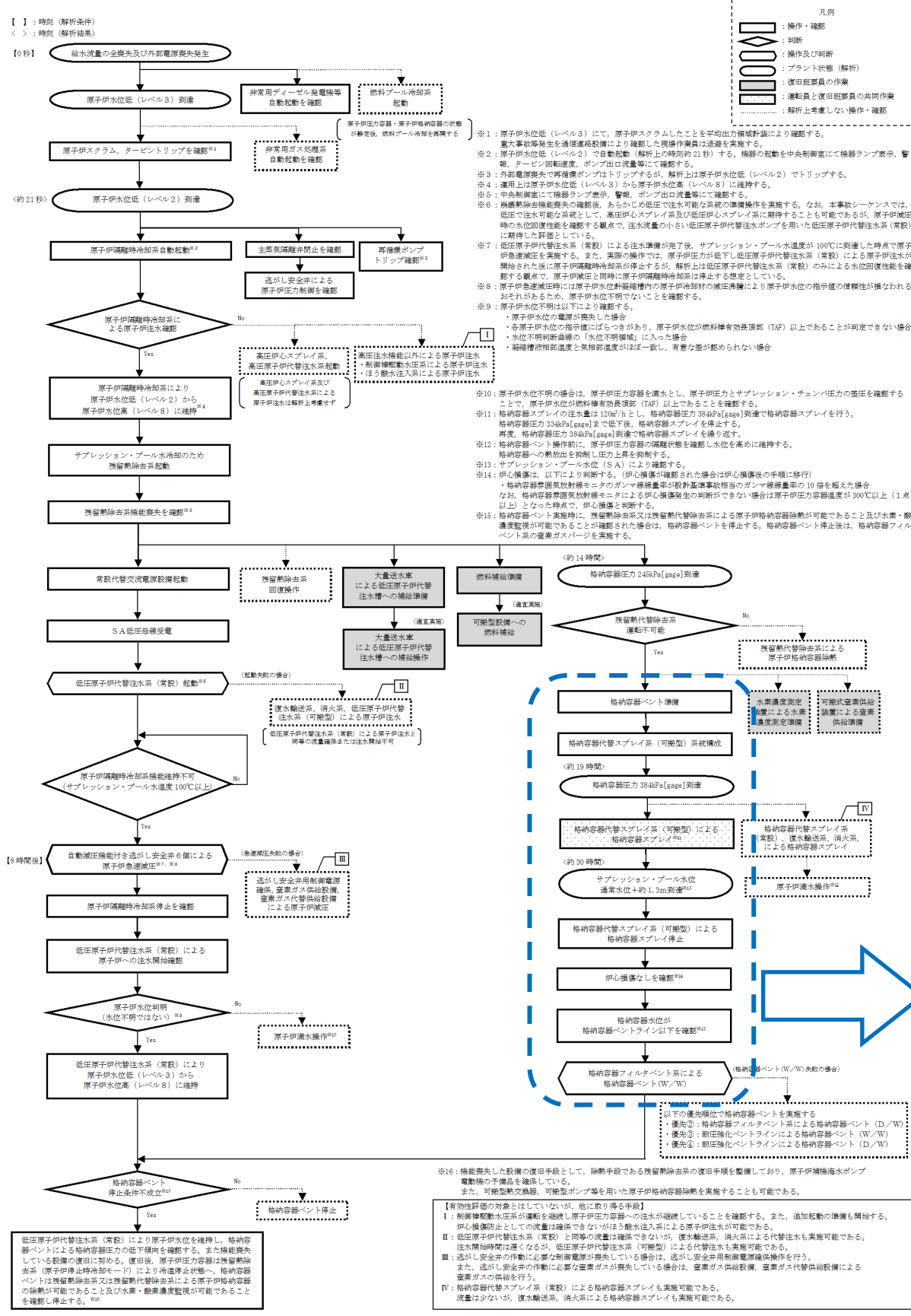


操作補足事項

AM設備別操作要領書

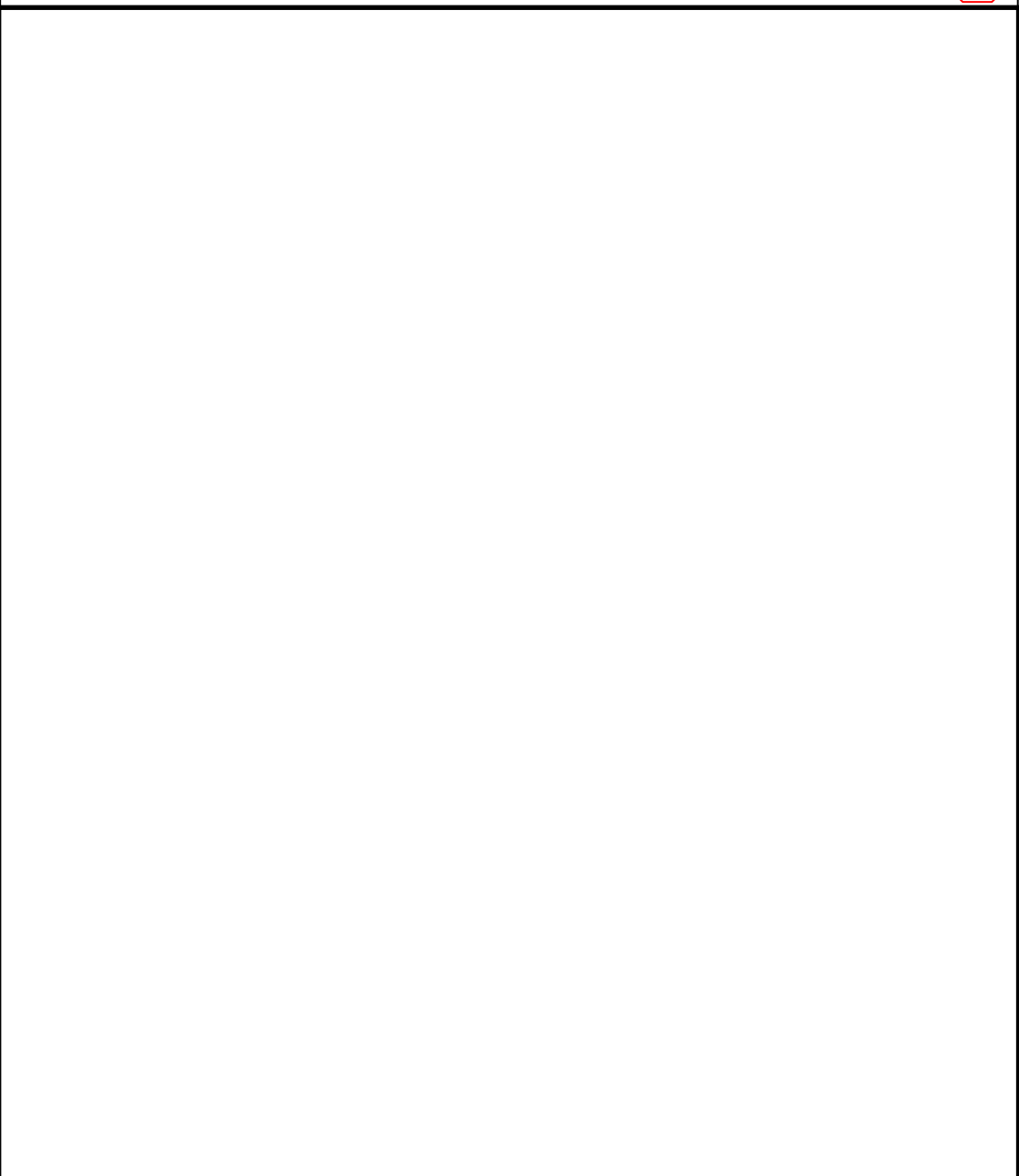
原子力災害対策手順書

### 解析上の対応手順の概要フロー



### 事故時操作要領書

#### 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「PCV 圧力制御」 D



### 操作補足事項

「PCV 圧力制御」  
 サプレッション・チェンバ圧力が 384kPa [gage] にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。  
 炉心損傷が発生していないことを確認する。  
 サプレッション・プール水位が +1.29m 到達にて、ウェットウェル側からの格納容器ベントを実施する。

#### AM 設備別操作要領書

**AM 4**：「格納容器除熱戦略」  
 ・FCVS による格納容器ベント

**AM 5**：「格納容器機能維持戦略」  
 ・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

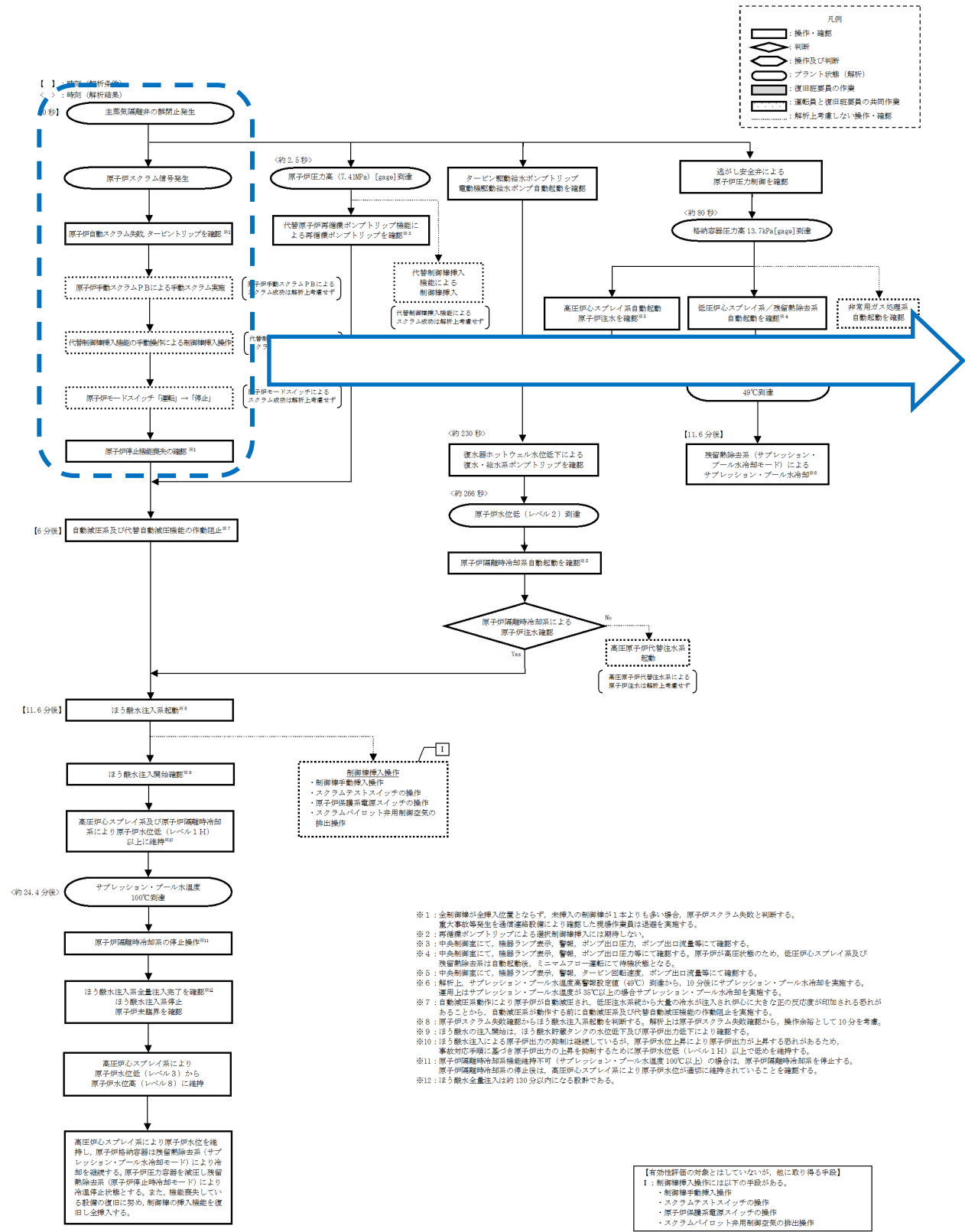






詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」 A



操作補足事項

主蒸気隔離弁閉止により、原子炉がスクラムする。これにより「事故時操作要領書(徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム(RC)」を導入する。

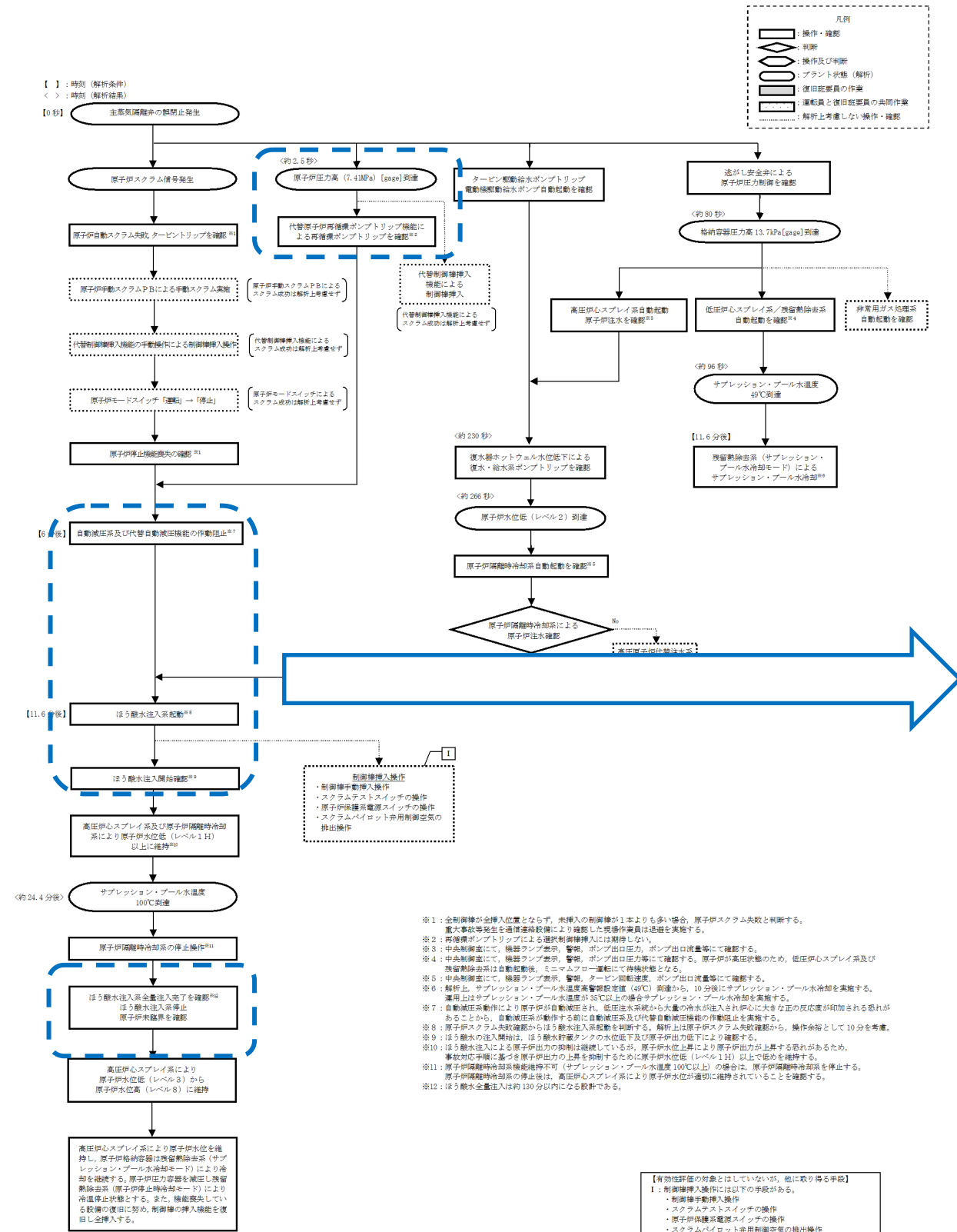
「スクラム」  
最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。  
原子炉スクラム信号が発信するが、制御棒の挿入は失敗し、原子炉圧力高によるA T W S緩和設備(代替制御棒挿入機能)が作動するが、**制御棒の挿入に失敗し原子炉制御「反応度制御(RC/Q)」へ移行する。**  
原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。  
**サブプレッション・プール水温度35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御(S P/T(W))」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

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。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「反応度制御」



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「反応度制御」

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取らざる手順】

- I : 制御権移入操作
- ・スクラムテストスイッチの操作
- ・原子炉隔離系電源スイッチの操作
- ・スクラムバリエット非用制御空気の排出操作

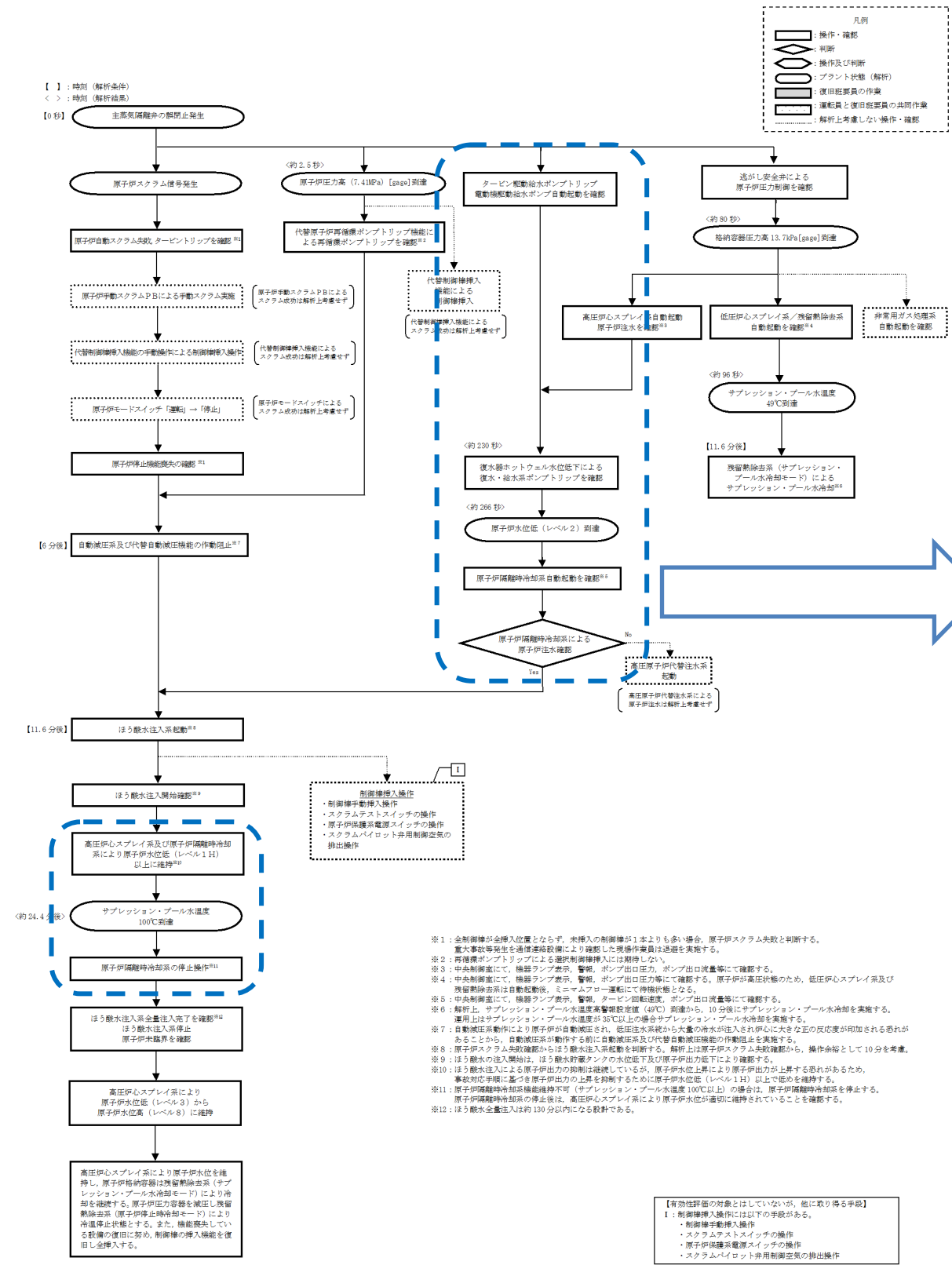
操作補足事項

「反応度制御」  
 ヒートシンクとして復水器を使用の判断のため、原子炉隔離の有無を確認する。  
 自動減圧系が作動しないよう作動阻止操作を行う。  
ほう酸水全量注入により、ほう酸水注入系を停止し、原子炉制御「スクラム(RC)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

# 解析上の対応手順の概要フロー



# 事故時操作要領書

## 事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「反応度制御」



# 操作補足事項

「反応度制御」  
ヒートシンクとして復水器を使用の判断のため、原子炉隔離の有無を確認する。  
原子炉水位は原子炉出力の抑制のため原子炉水低（レベル1 H）以上に維持する。

# AM設備別操作要領書

# 原子力災害対策手順書

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。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

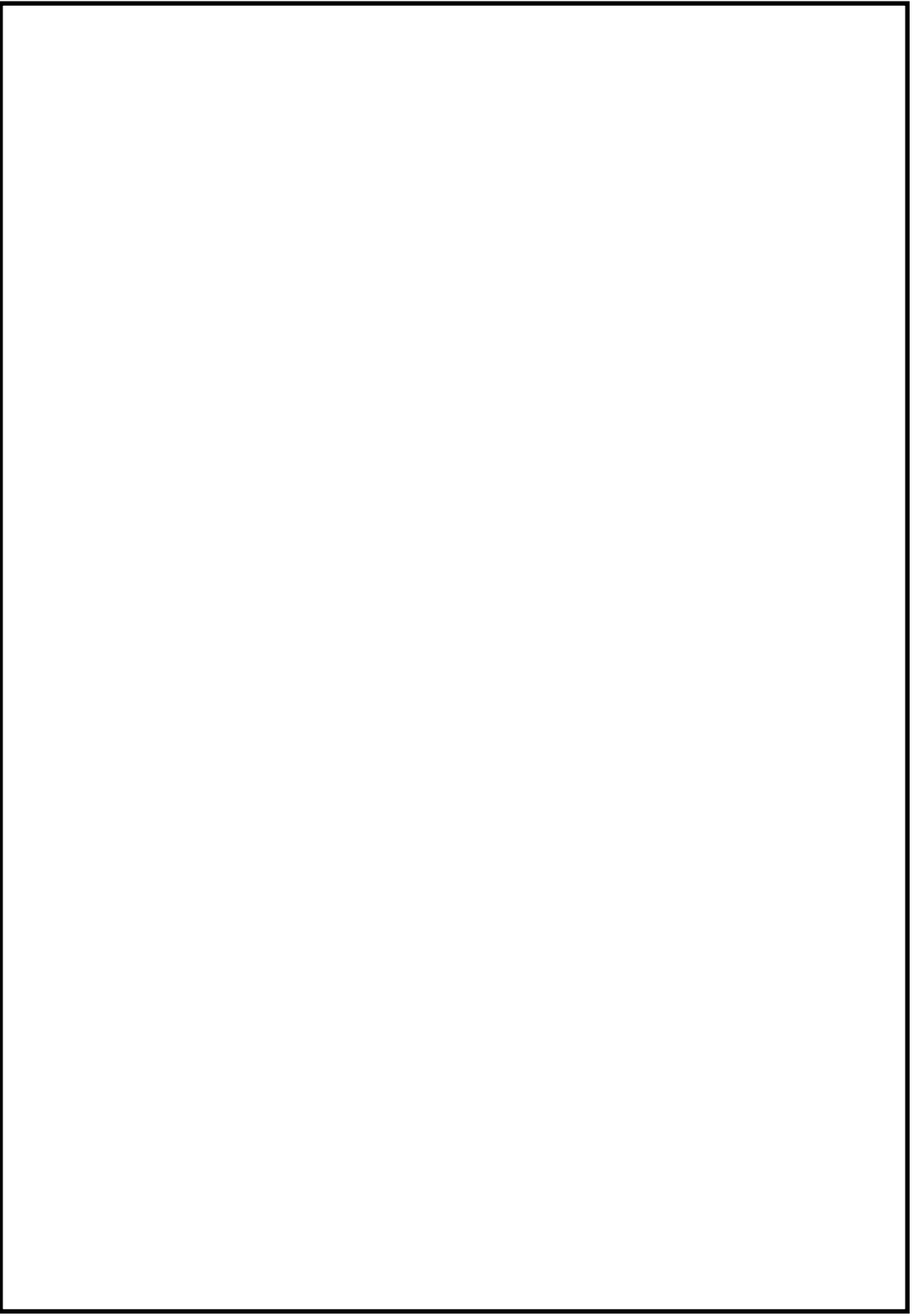
操作補足事項

「S/C温度制御」  
 残留熱除去系をサブプレッ  
 ション・プール水冷却モ  
 ードで起動し、サブプレッ  
 ション・プール水の冷却を行う。

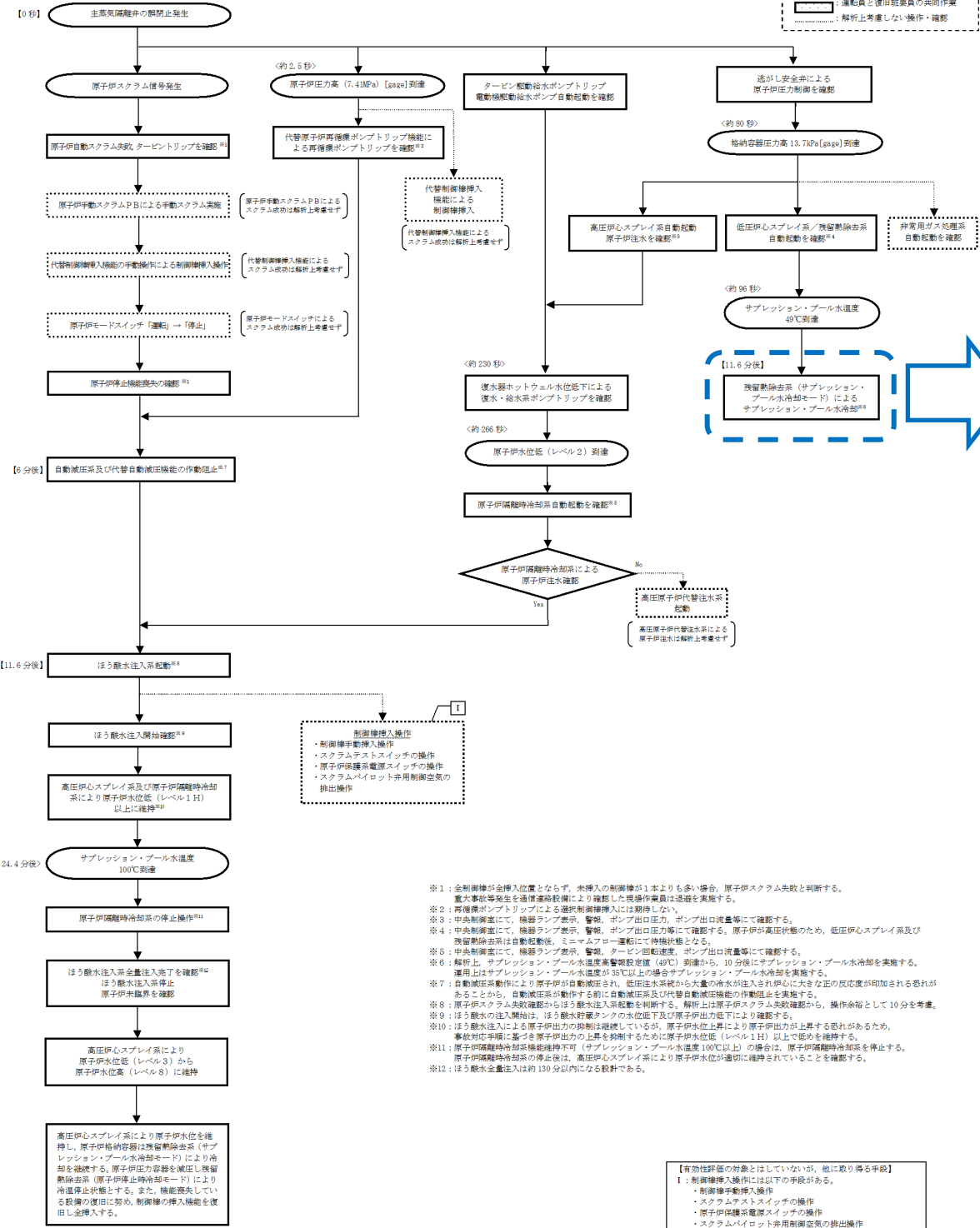
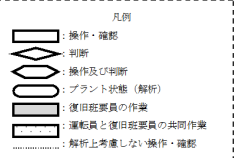
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「S/C温度制御」



【】：時間 (解析条件)  
 <>：時間 (解析結果)



- ※1：全制御棒が全挿入位置とならず、未挿入の制御棒が1本よりも多い場合、原子炉スクラム失敗と判断する。重大事故等発生を迅速連絡設備により確認した受検作業者は速報を実施する。
- ※2：再稼働トリップによる遠隔制御棒挿入には期待しない。
- ※3：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出力流量等にて確認する。
- ※4：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出力圧力等にて確認する。原子炉が高圧状態のため、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系は自動起動後、ミニマムフロー運転にて待機状態となる。
- ※5：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出力流量等にて確認する。
- ※6：格納上 サブプレッジョン・プール水温度監視装置 (約70℃) 到達後、10分後にサブプレッジョン・プール水冷却を実施する。運用上はサブプレッジョン・プール水温度が35℃以上の場合はサブプレッジョン・プール水冷却を実施する。
- ※7：自動減圧系動作により原子炉が自動減圧され、低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注入され炉心に大きな正の反応度が付加される恐れがあることから、自動減圧系が動作する前に自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動中止を実施する。
- ※8：原子炉スクラム失敗確認からほうじょう水注入系自動起動を判断する。格納上は原子炉スクラム失敗確認から、操作余裕として10分を考慮。
- ※9：ほうじょう水の注入開始は、ほうじょう水貯蔵タンクの水位低下及び原子炉出力低下により確認する。
- ※10：ほうじょう水注入による原子炉出力の抑制は継続しているが、原子炉水位上昇により原子炉出力が上昇する恐れがあるため、事故対応手順に基づき原子炉出力の上昇を抑制するために原子炉水位 (レベル1H) 以上で格納を維持する。
- ※11：原子炉隔離時冷却系 (サブプレッジョン・プール水温度100℃以下) の場合は、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ※12：ほうじょう水全量注入は約130分以内になる設計である。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取捨手段】  
 1：制御棒挿入操作には以下の手段がある。  
 ・制御棒挿入操作  
 ・スクラムシステムスイッチの操作  
 ・原子炉保護電源スイッチの操作  
 ・スクラムパイロット弁用制御空気の排出操作

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

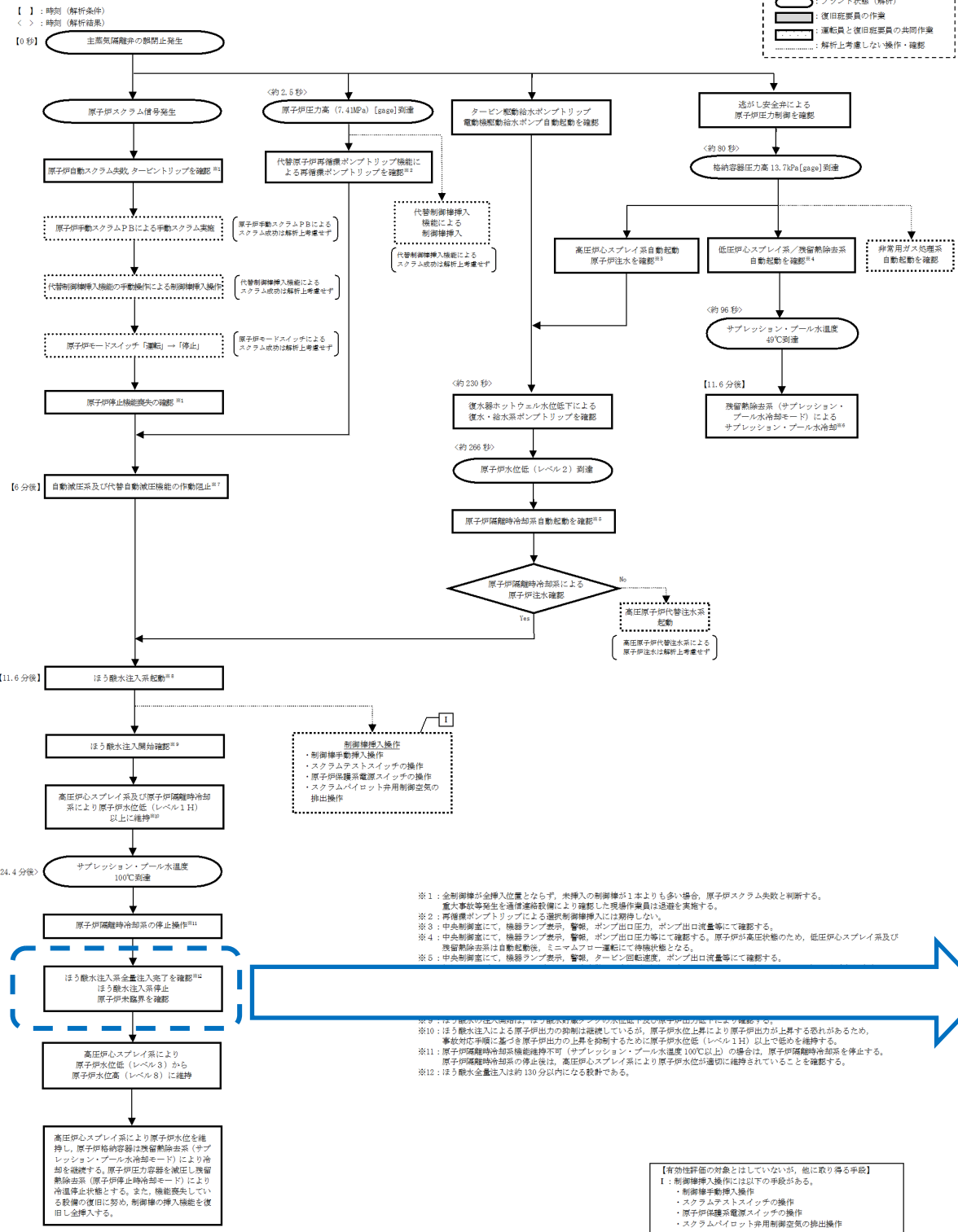
事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



「スクラム」  
中性子源領域計装及び中間領域計装の検出器を挿入し、未臨界になったことを確認する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書



# 1.6 LOC A時注水機能喪失

## 特徴

原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウナダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位が低下する。ことから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、低圧注水機能喪失を想定することから、併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。

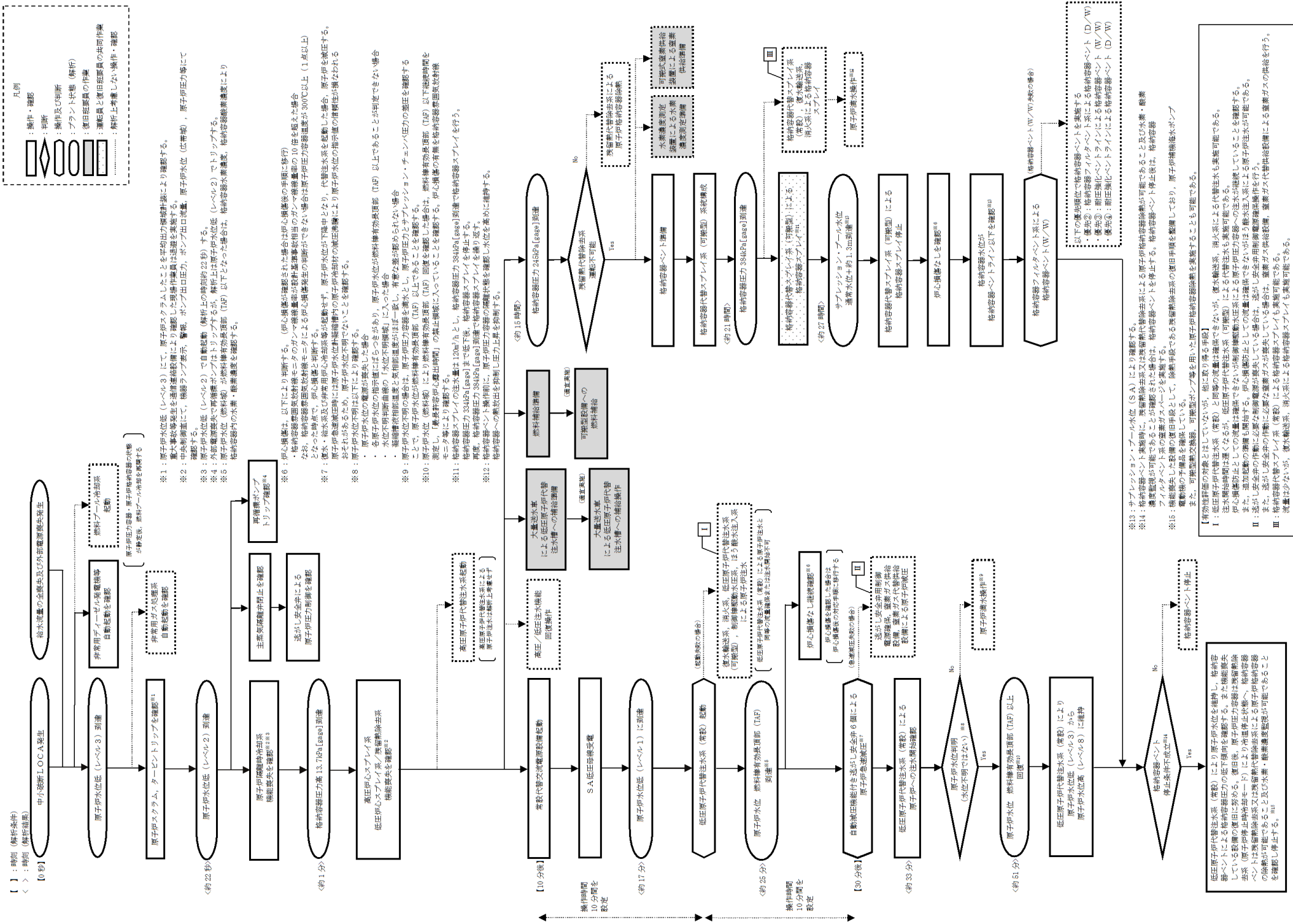
## 基本的な考え方

逃がし安全弁の自動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。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冷却、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。

## 対応手順の概要

- a. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
- b. 高圧・低圧注水機能喪失確認
- c. 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- d. 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
- e. 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却
- f. 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱

## 解析上の対応手順の概要フロー

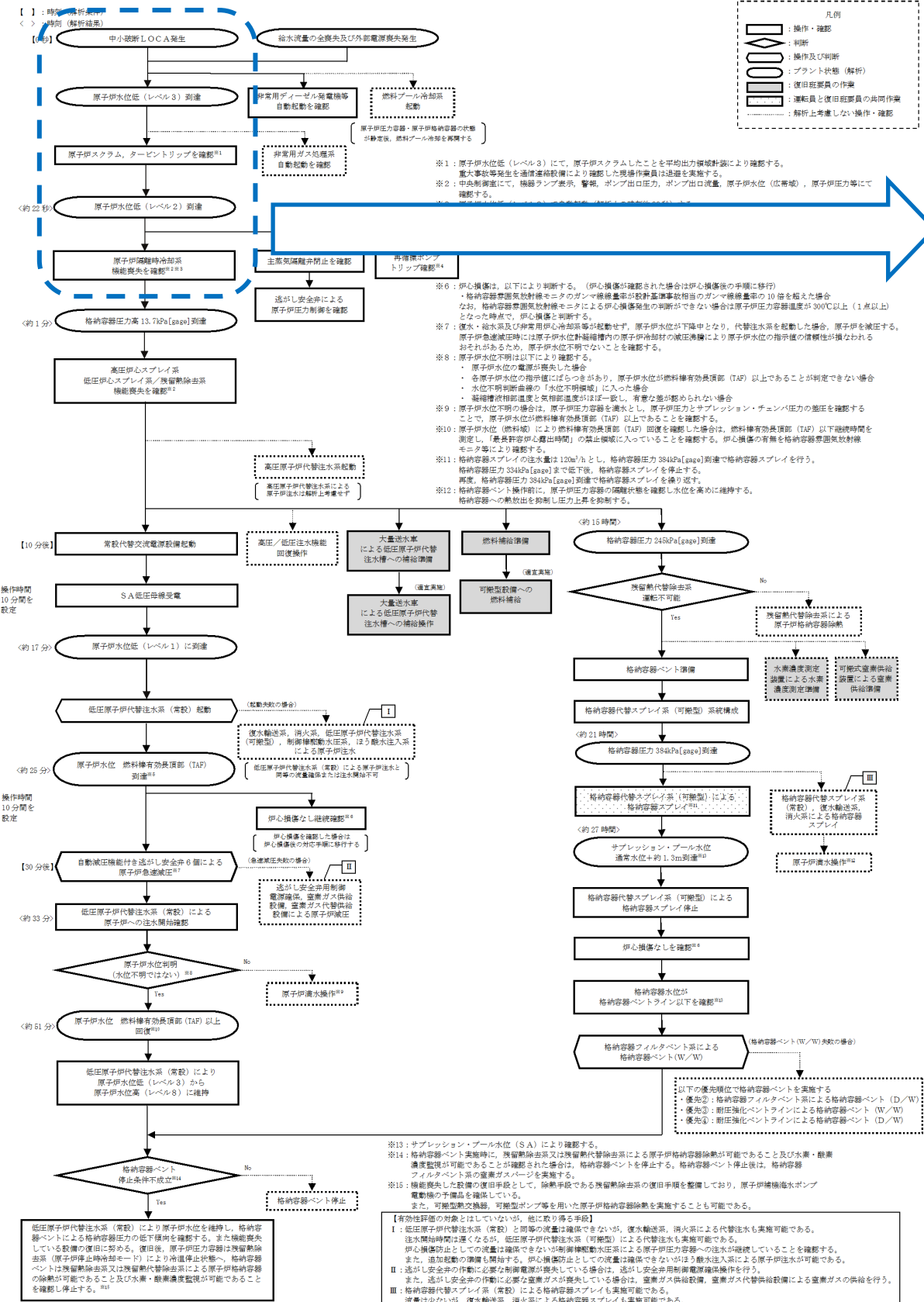






詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」 A



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「**事故時操作要領書 (徴候ベース)**」における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」  
最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。  
原子炉水位は全給水喪失し、原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが高压注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水が不可となる。**原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため、原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。**

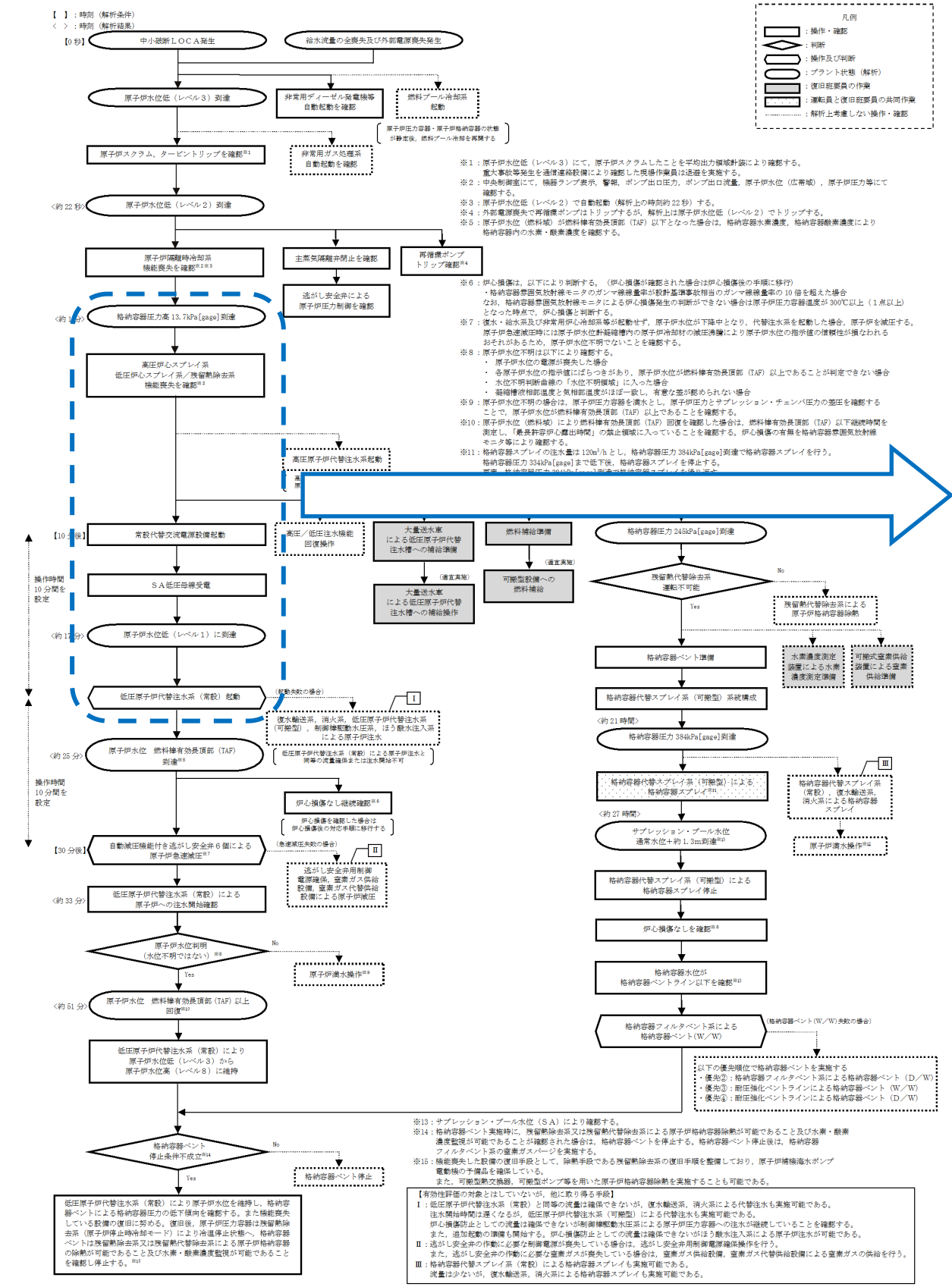
格納容器内パラメータにより格納容器内の漏えいがあることを確認する。  
格納容器内漏えい及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、格納容器圧力が上昇する。**ドライウエル圧力 13.7kPa [gage] 到達で格納容器制御「PCV圧力制御 (PC/P)」へ移行する。**

所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。

AM設備別操作要領書

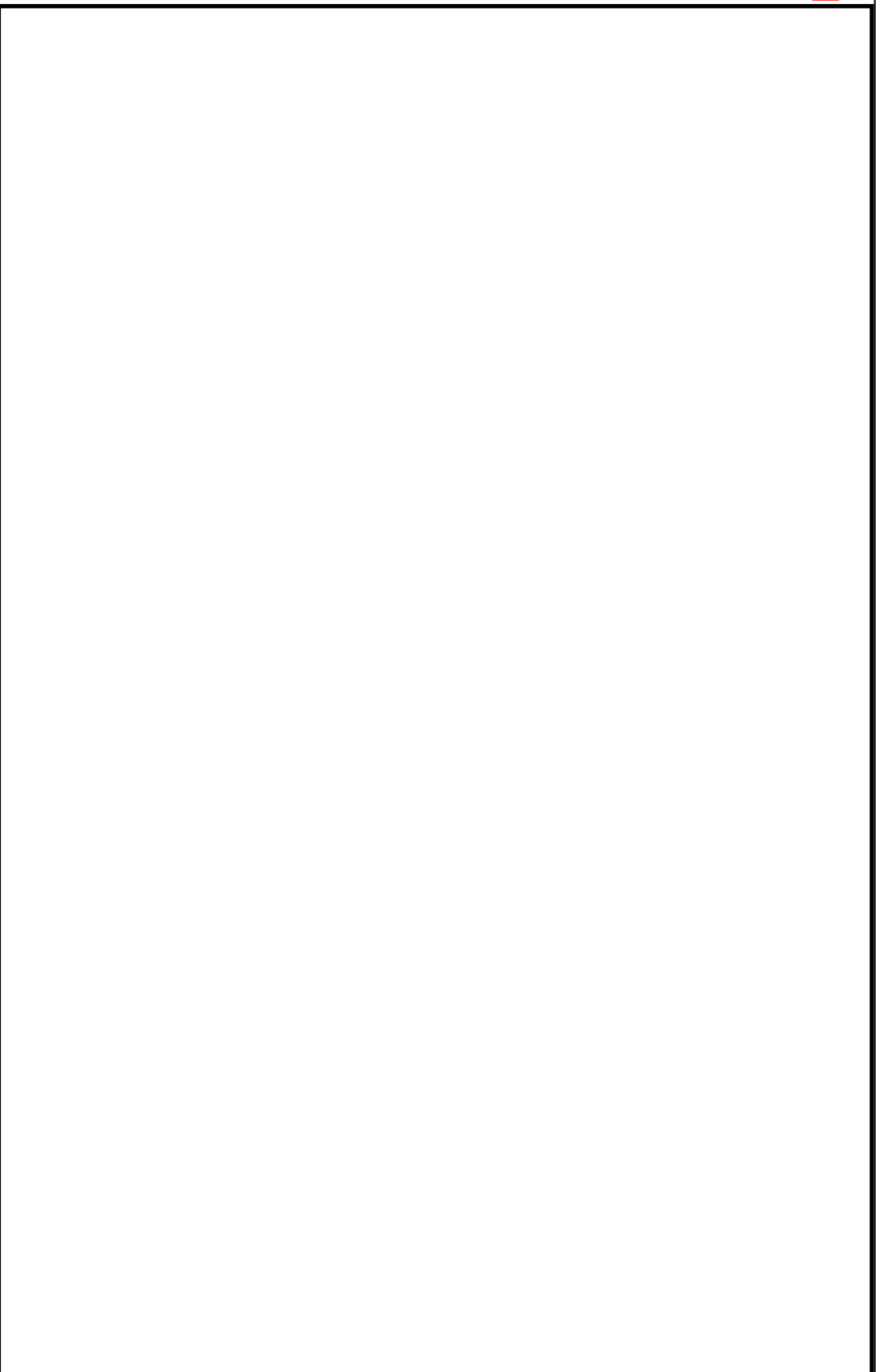
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

「水位確保」  
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動で動作させる。  
 全給水喪失し原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系の起動に失敗し原子炉水位の低下が継続する。**ガスタービン発電機起動及び低圧原子炉代替注水系 (常設) を起動し不測事態「急速減圧 (C2)」へ移行する。**

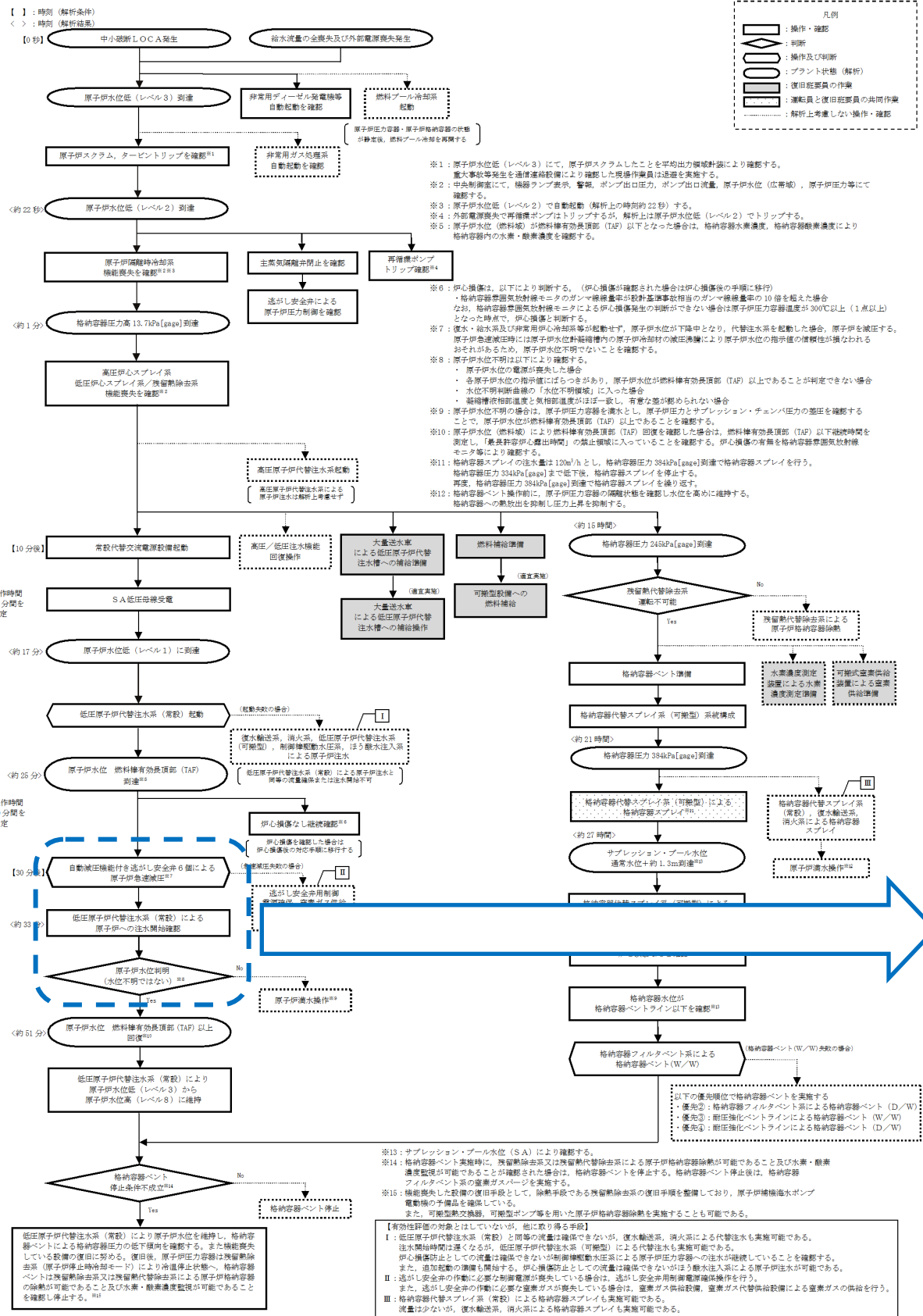
AM設備別操作要領書

**AM 1** : 「原子炉注水戦略」  
 ・FLSRポンプによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

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。

### 解析上の対応手順の概要フロー



### 事故時操作要領書

事故時操作要領書(微候ベース)「EOP」 不測事態「急速減圧」



### 操作補足事項

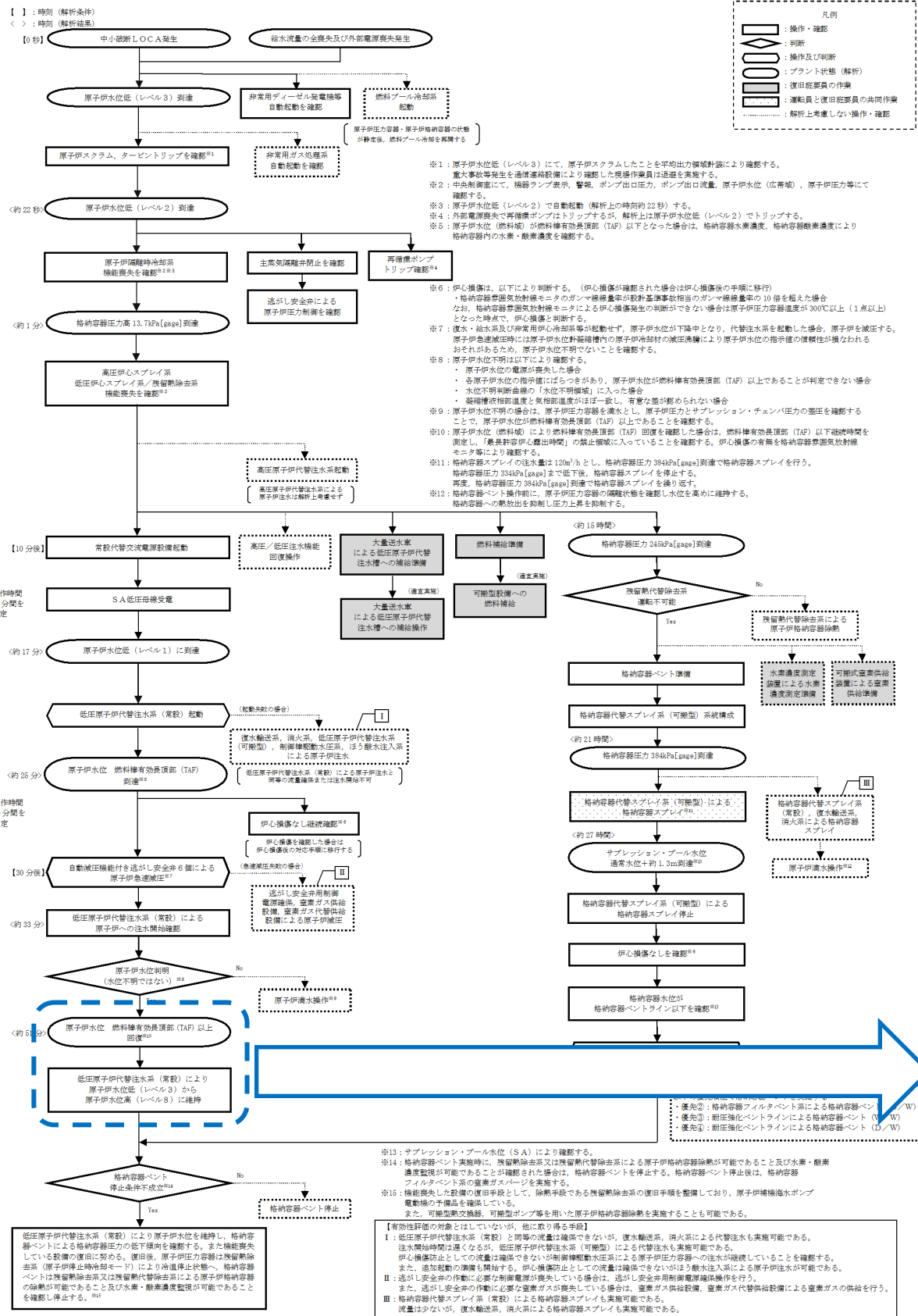
「急速減圧」  
 低圧原子炉代替注水系(常設)が起動していることを確認し、自動減圧機能付き逃がし安全弁6個を全開し原子炉を減圧する。  
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。  
**原子炉水位が判明していることを確認し、不測事態「水位回復(C1)」へ移行する。**

### AM設備別操作要領書

### 原子力災害対策手順書

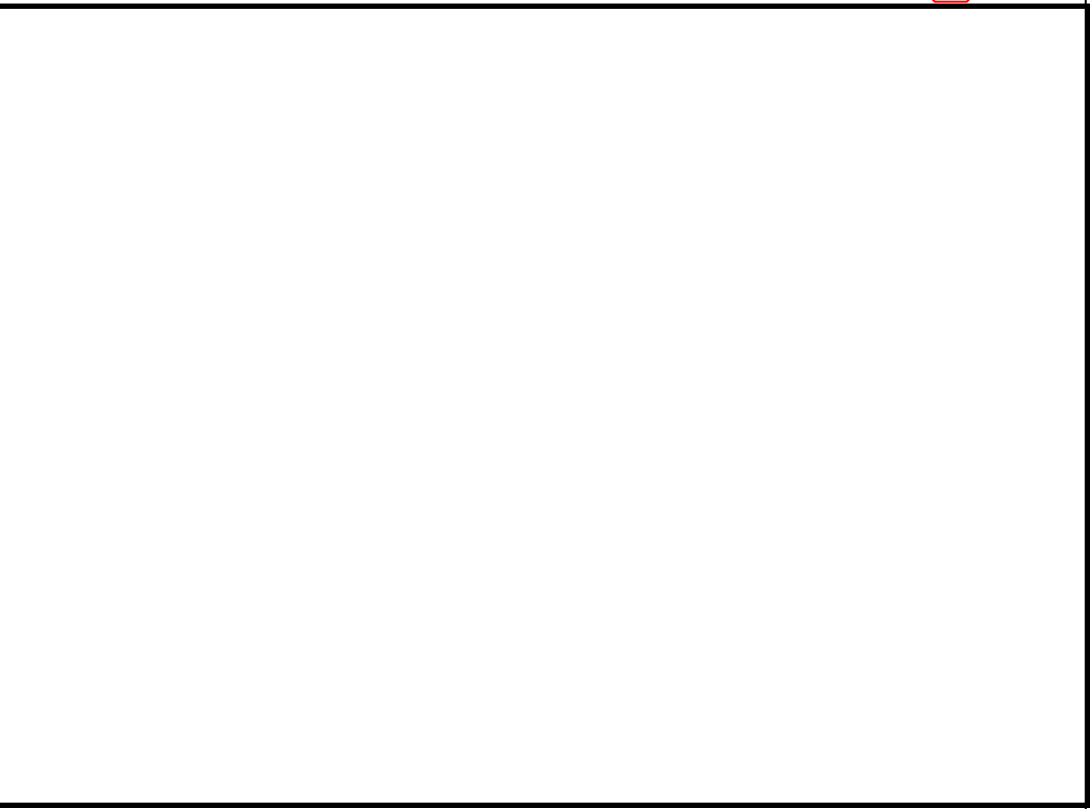
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」



事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

「水位回復」  
 原子炉減圧により、低圧原子炉代替注水系（常設）から原子炉へ注水が開始し、**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上になれば、原子炉制御「水位確保（RC/L）」へ移行する。**

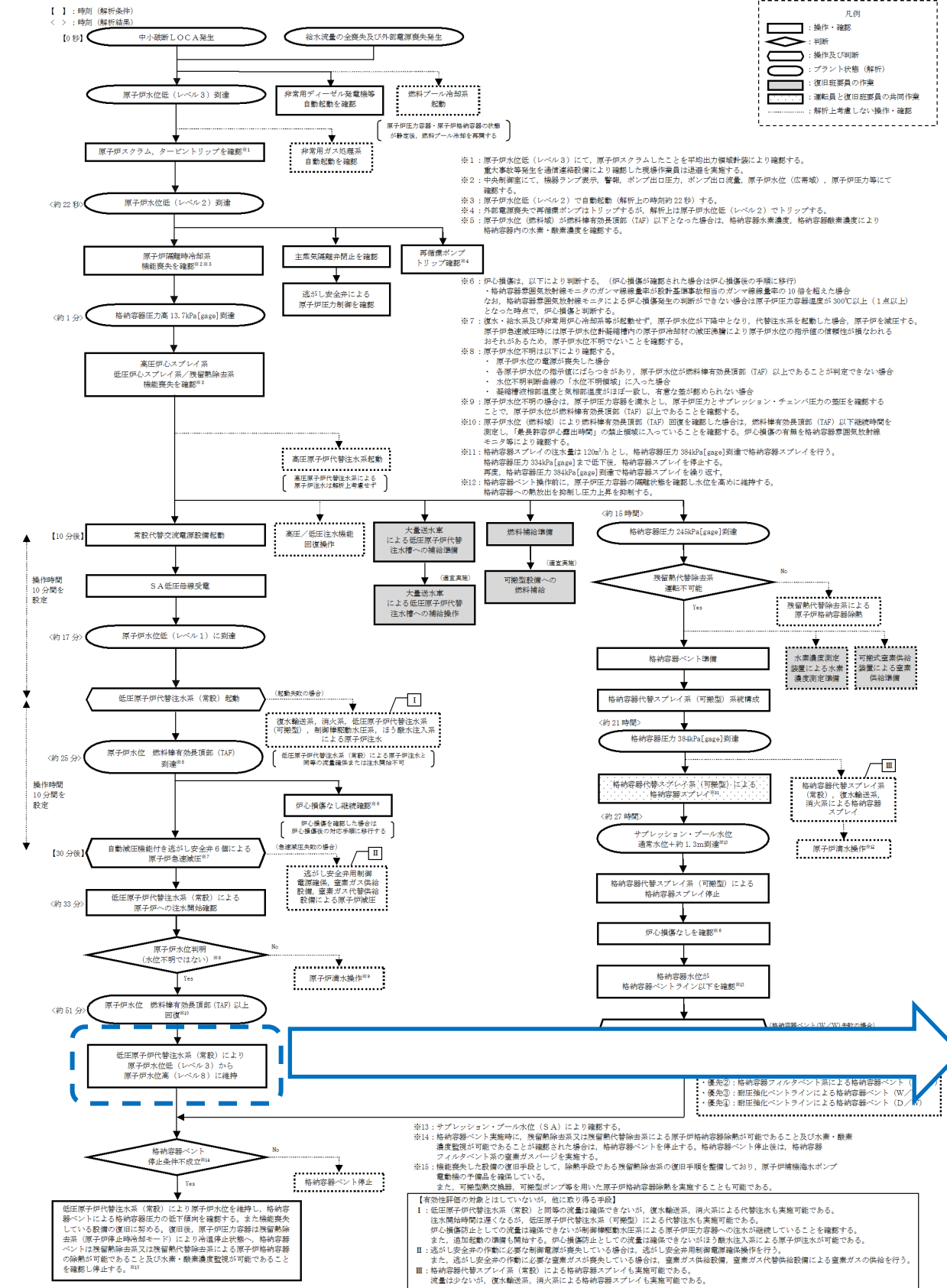
「水位確保」  
 低圧原子炉代替注水系（常設）により、**原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できるため、原子炉制御「スクラム（RC）」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

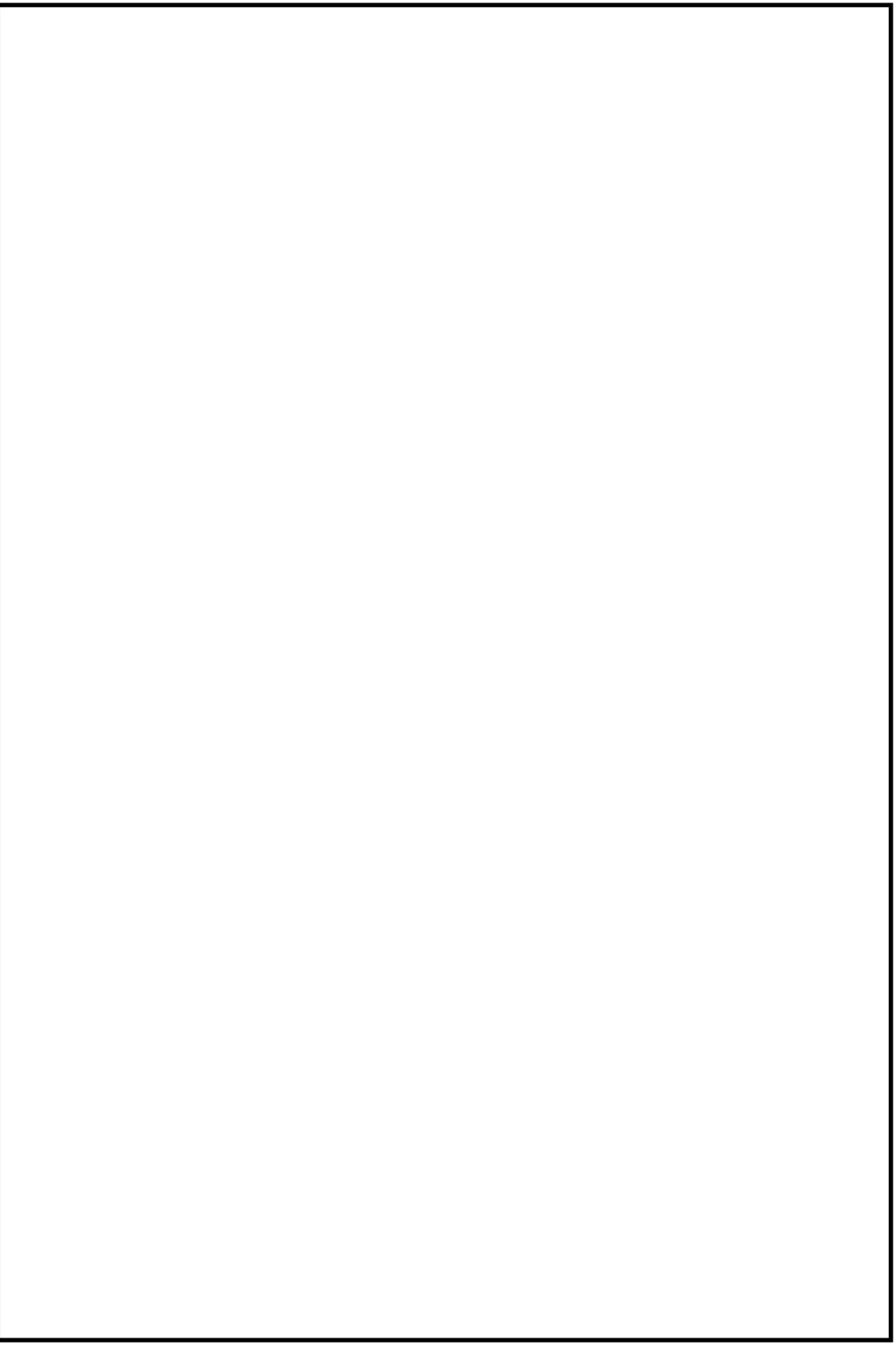
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「スクラム」  
原子炉水位を継続監視する。

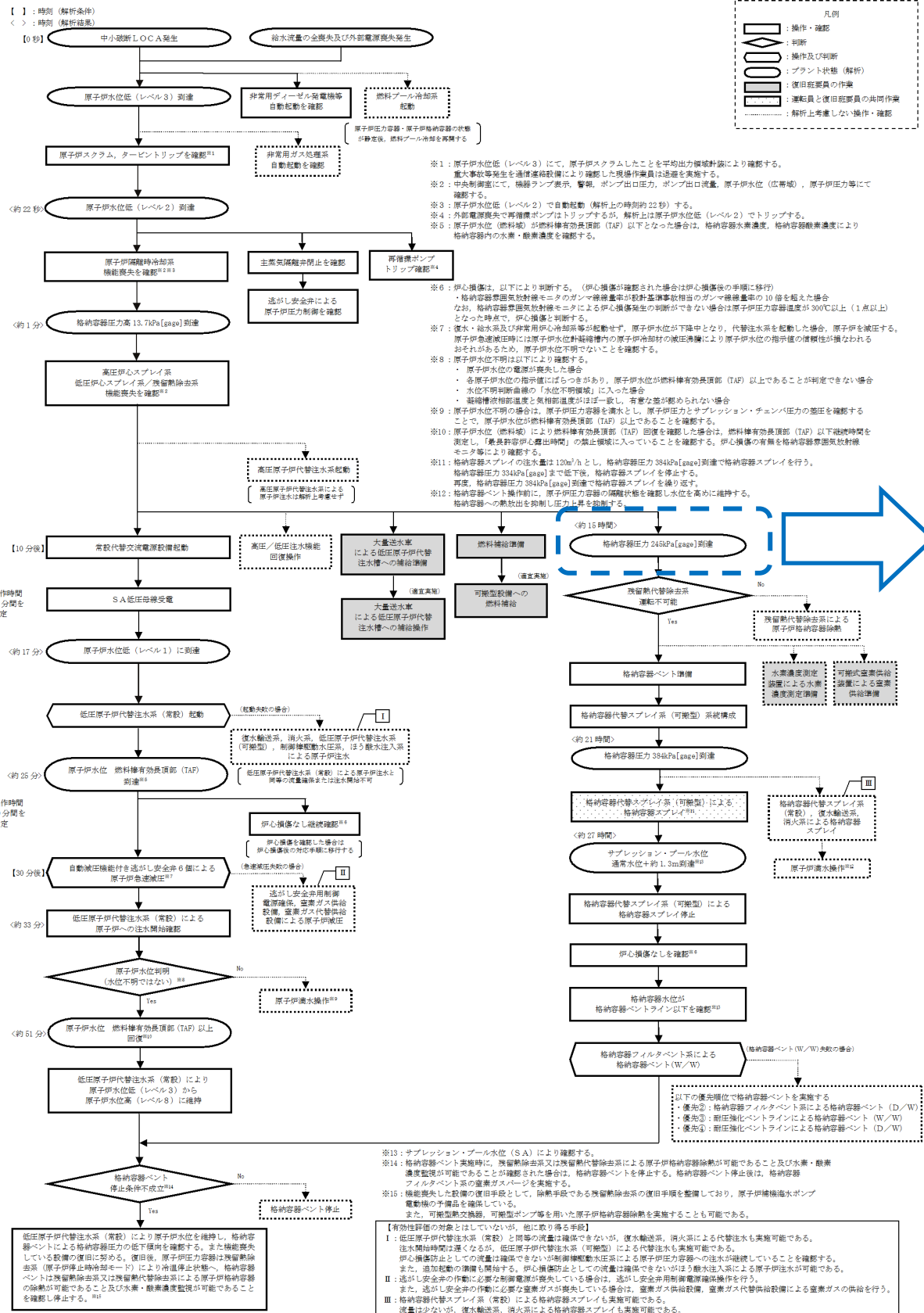
AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書

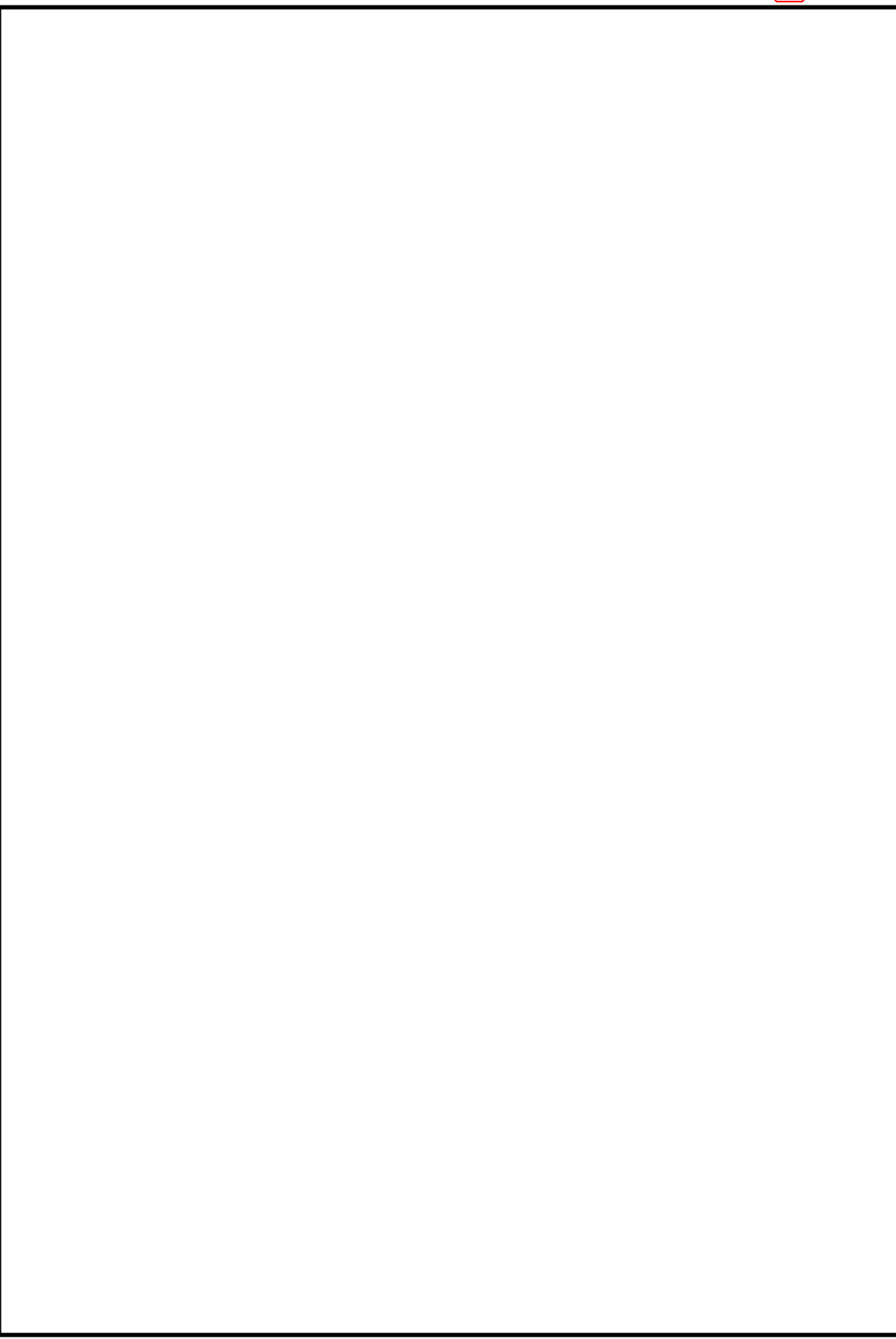


解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース)「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



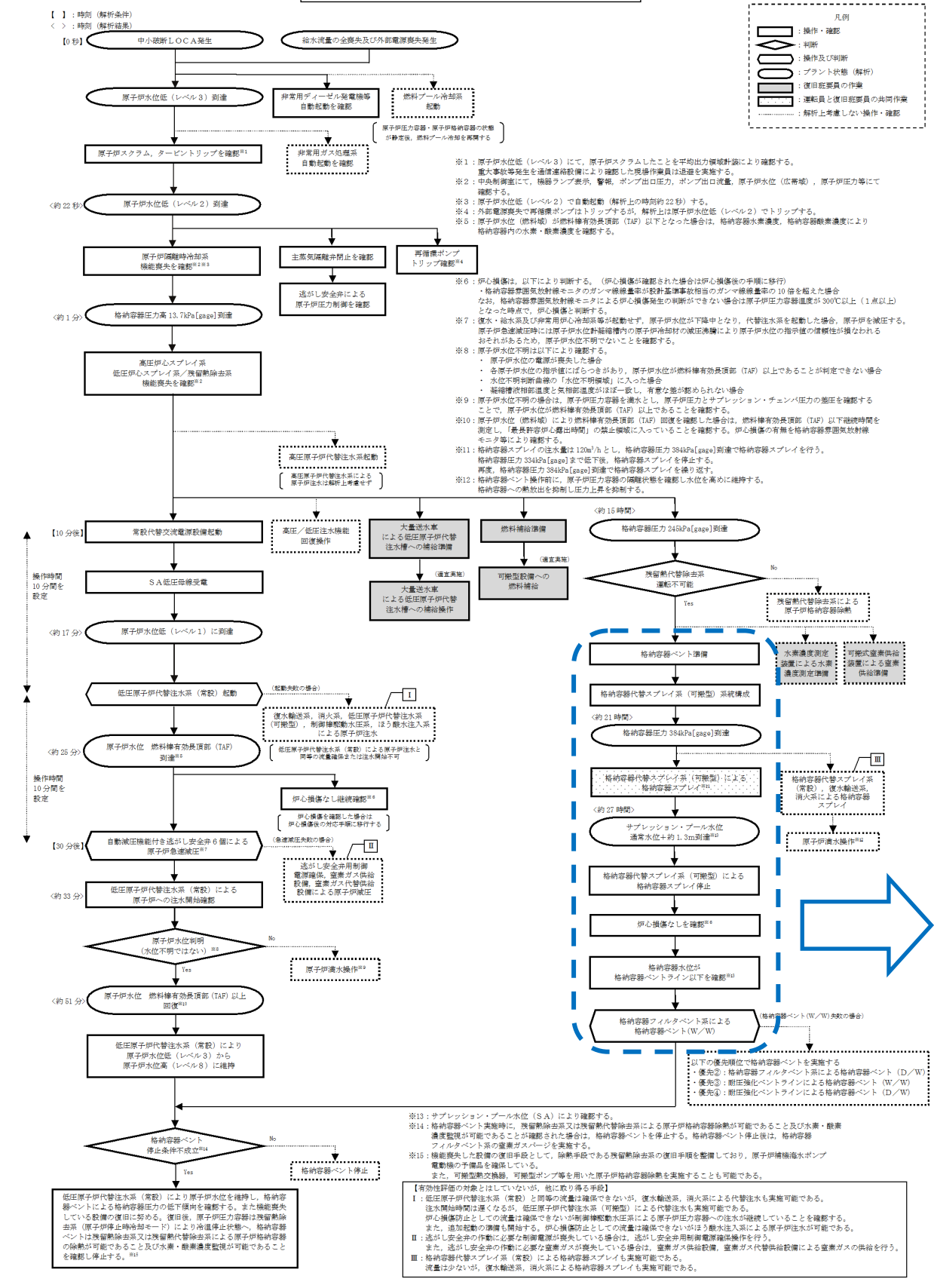
操作補足事項

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

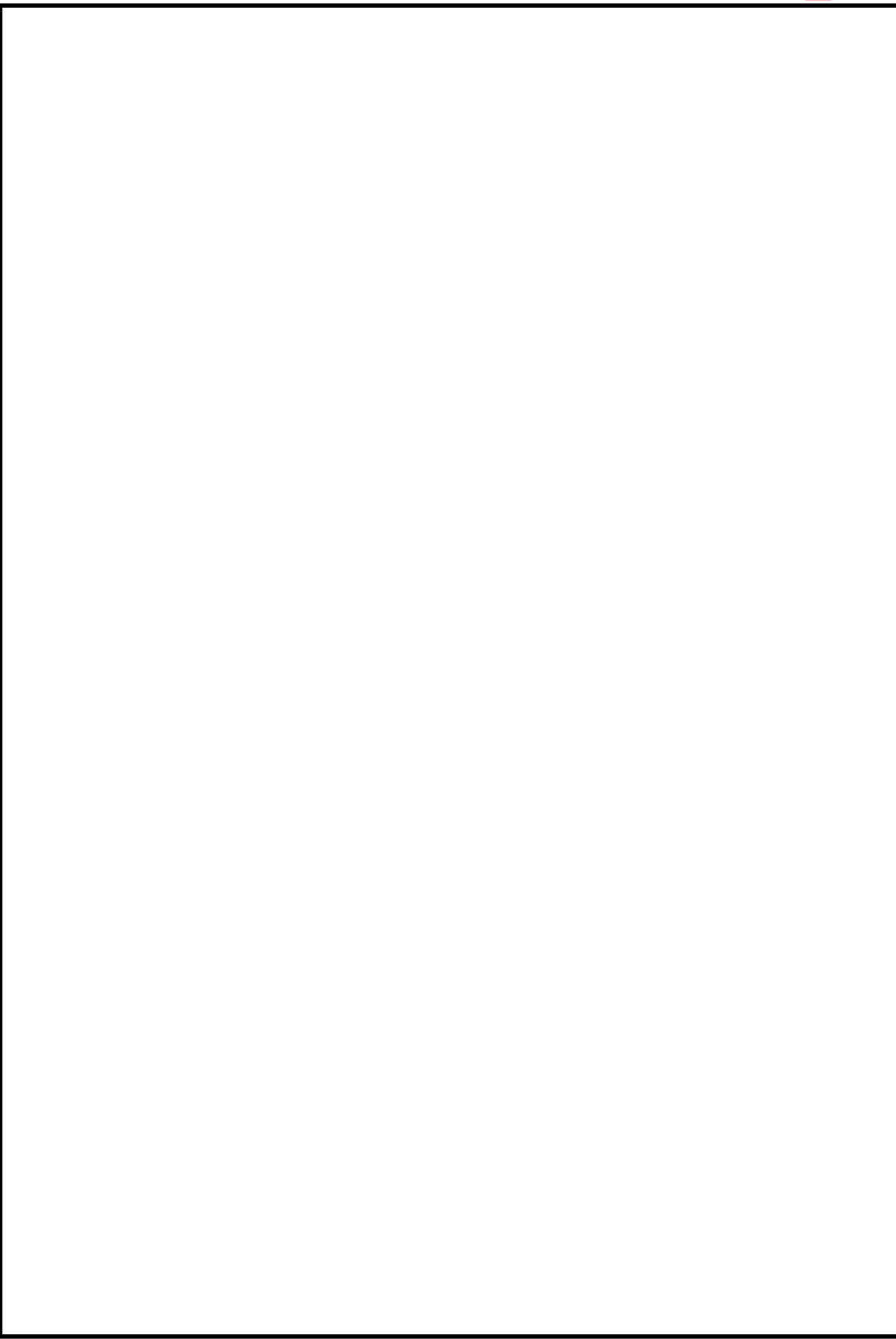
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

「PCV圧力制御」  
 サプレッション・チェンバ圧力が 384kPa [gauge] にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。  
 炉心損傷が発生していないことを確認する。  
 サプレッション・プール水位が +1.29m 到達にて、ウェットウェル側からの格納容器ベントを実施する。

AM設備別操作要領書

- AM 4: 「格納容器除熱戦略」
- FCVSによる格納容器ベント
- AM 5: 「格納容器機能維持戦略」
- 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

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。



1.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

特徴

原子炉冷却材圧力バワンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

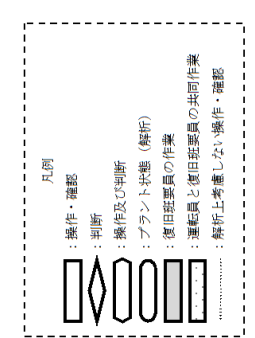
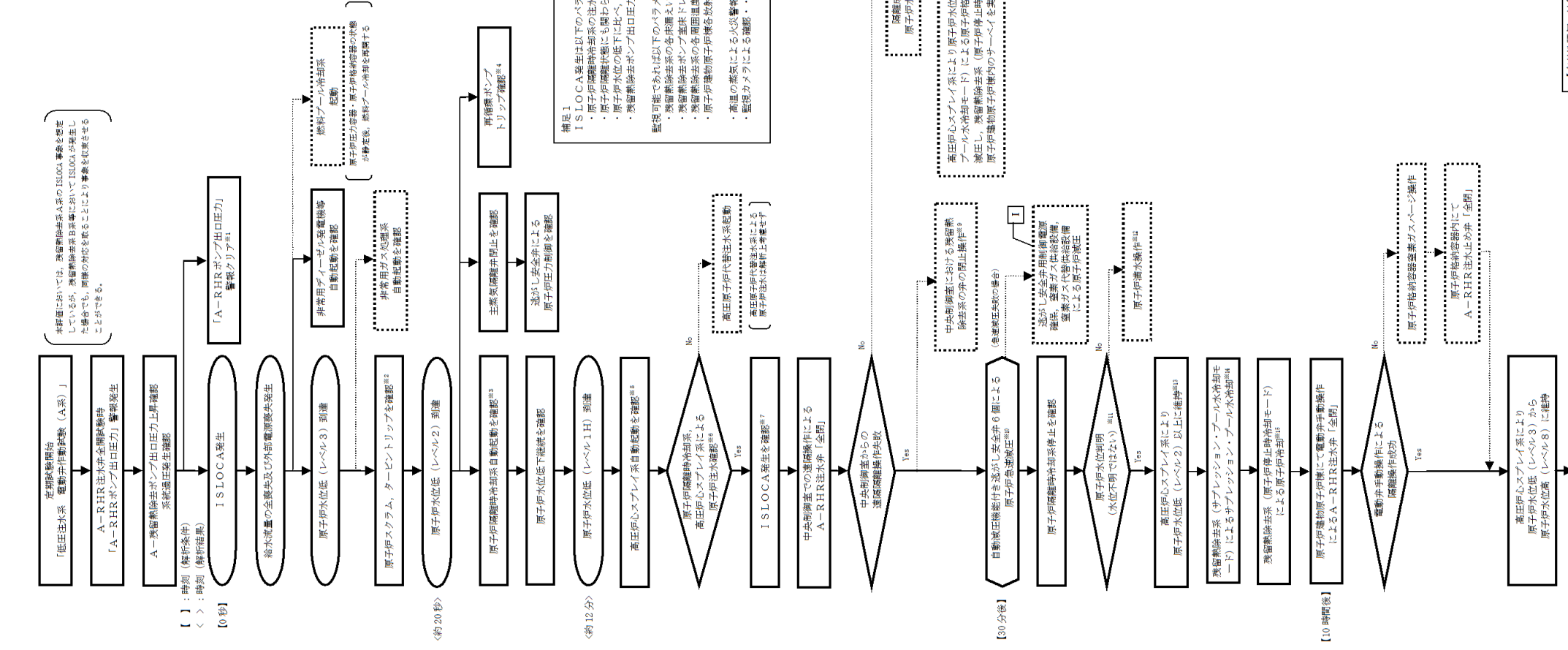
基本的な考え方

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り、また、逃がし安全弁によって原子炉を減圧することによる原子炉冷却材の漏えいの抑制及びISLOCAの発生箇所、破断箇所からの流出の防止を図る。また、残留熱除去系(サブプレシジョン・プール水冷却モード)による原子炉格納容器熱を実施する。

対応手順の概要

- a. ISLOCA発生
b. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系による原子炉注水
d. ISLOCA発生確認
e. 中央制御室での残留熱除去系隔離失敗
f. 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧
g. 高圧炉心スプレイス系による原子炉注水
h. 残留熱除去系(サブプレシジョン・プール水冷却モード)運転
i. 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転
j. 現場操作での残留熱除去系隔離操作
k. 残留熱除去系隔離後の水位維持

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1: ISLOCA発生後により高圧圧力が低下し、警報がクリアラする。
※2: 原子炉水位(レベル3)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整材料により確認する。
※3: 原子炉水位(レベル2)で自動起動(解除)した現場作業員は現場を退避する。
※4: 外部電源喪失で再稼働ポンプはトリップするが、解除上は原子炉水位(レベル2)でトリップする。
※5: 原子炉水位(レベル1H)で自動起動(解除)した時刻(12分)とする。
※6: 燃料棒挿入は原子炉停止後、原子炉水位(レベル8)信号で自動閉する。
※7: 燃料棒挿入によりISLOCAの発生を確認する。(補足1)

ISLOCA発生は以下のパラメータを参考に原子炉建屋内の状態を確認する。
・原子炉隔離時冷却系注水モードによる原子炉水位の上昇が認められない... ISLOCA発生と確認
・原子炉水位(レベル3)に到達し、燃料棒挿入が行われている... ISLOCA発生と確認
・原子炉水位(レベル2)に到達し、燃料棒挿入が行われていない... 原子炉建屋外での確認と確認
・原子炉水位(レベル1H)に到達し、燃料棒挿入が行われている... 原子炉建屋外での確認と確認

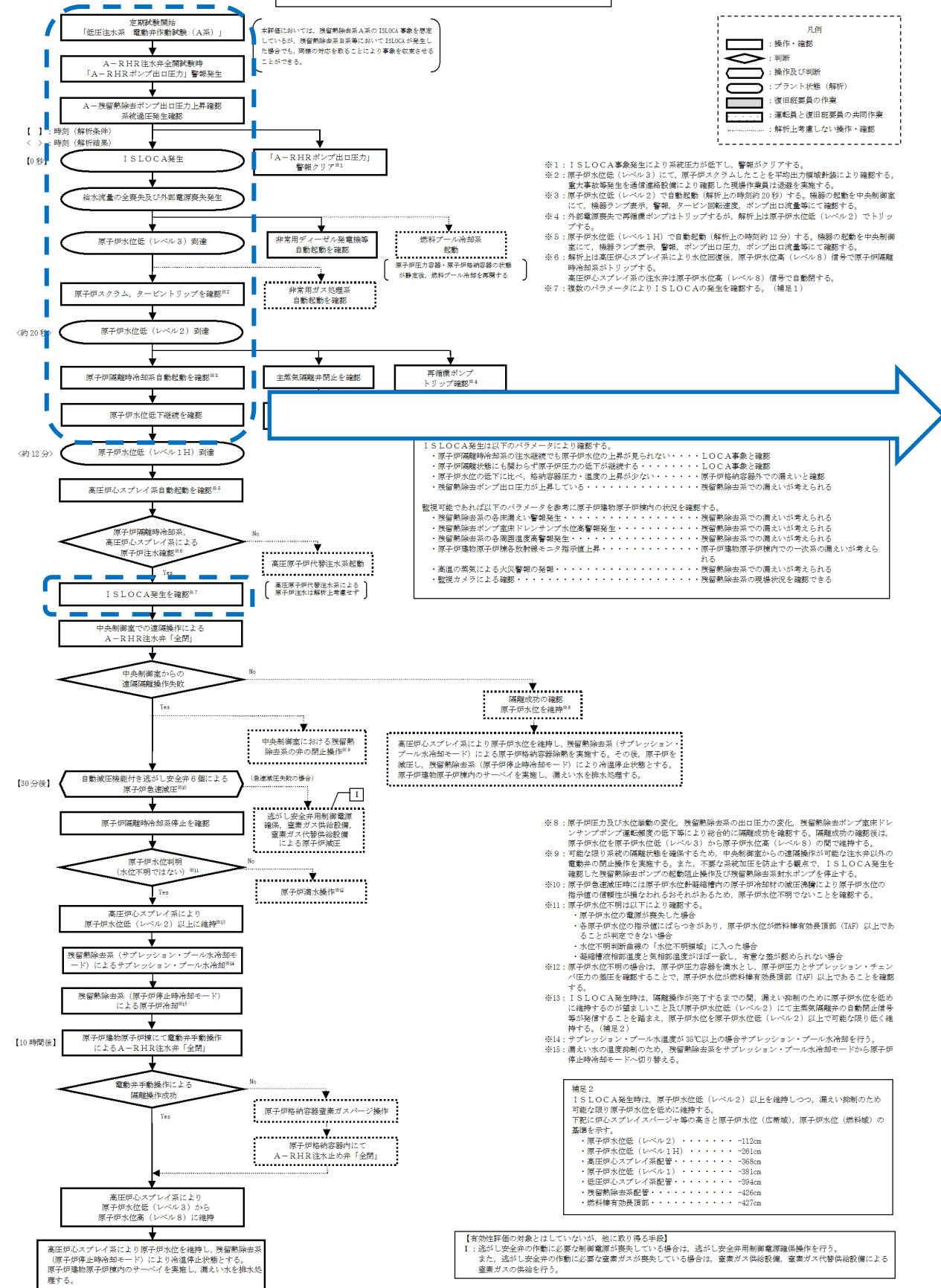
【有効性評価の対象とされていないが、他に取っていない場合は、逃がし安全弁利用前隔離準備操作を行う。
また、逃がし安全弁の作動に必要な燃料棒挿入位置は、燃料棒挿入位置調整器、燃料棒挿入位置調整器による燃料棒挿入位置調整を行う。

事故時操作運転手順書 EOP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。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



給水全喪失による原子炉水位低(レベル3)で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書(徴候ベース)における原子炉制御「スクラム(RC)」を導入する。

「スクラム」  
 原子炉水位は全給水喪失することにより水位が低下する。原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が起動するが原子炉水位の低下が継続するため、「水位確保(RC/L)」へ移行する。  
 原子炉建屋内パラメータにより格納容器外の漏えいがあることを確認し、「二次格納施設制御(SC/C)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低(レベル3)で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書(徴候ベース)における原子炉制御「スクラム(RC)」を導入する。

「スクラム」  
 原子炉水位は全給水喪失することにより水位が低下する。原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が起動するが原子炉水位の低下が継続するため、「水位確保(RC/L)」へ移行する。

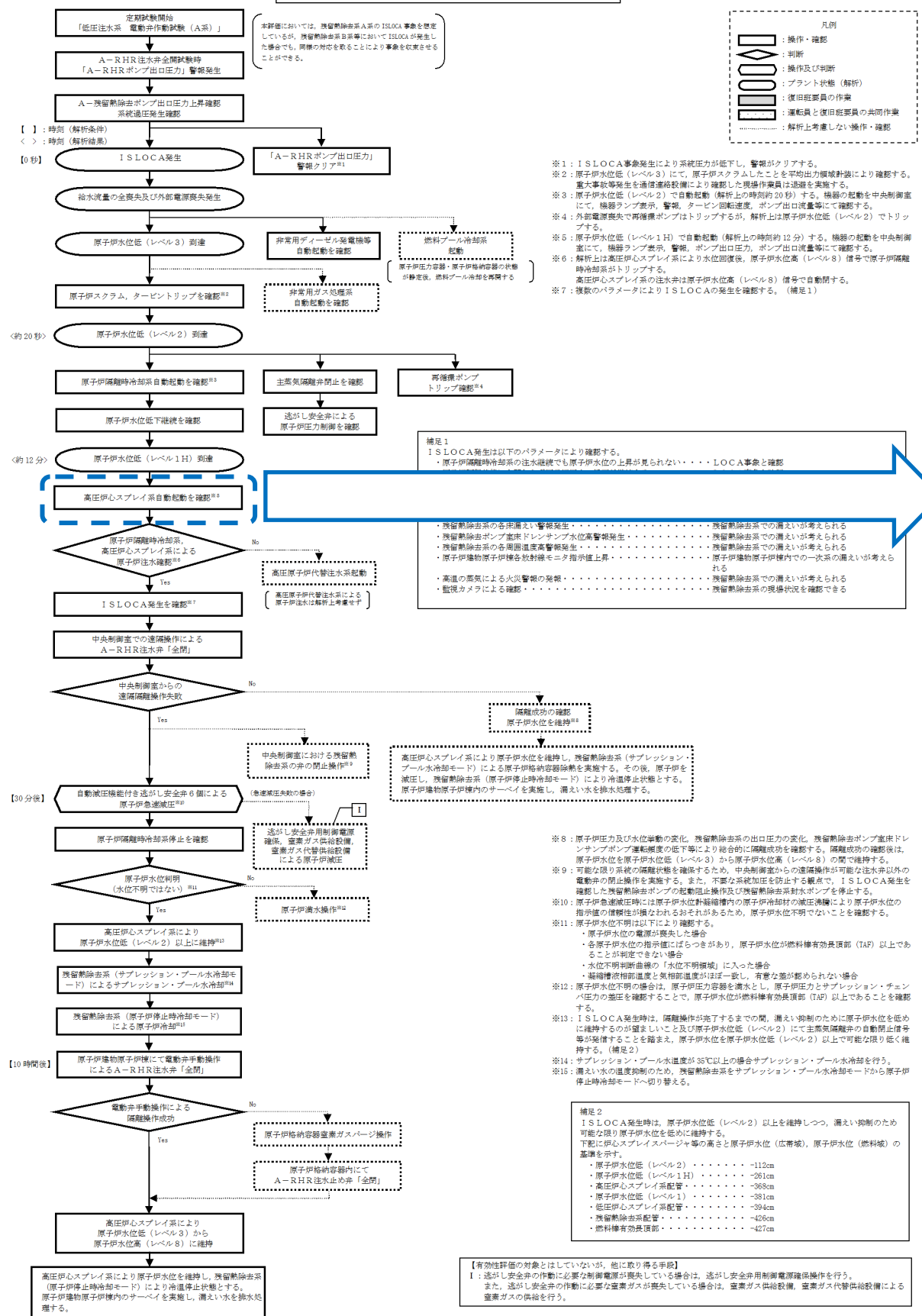
原子炉建屋内パラメータにより格納容器外の漏えいがあることを確認し、「二次格納施設制御(SC/C)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

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。

解析上の対応手順の概要フロー



本評価においては、残留熱除去系A系のISLOCA事象を想定しているが、残留熱除去系B系等においてISLOCAが発生した場合でも、同様の対応をすることで事象を収束させることができる。

- 凡例
- : 操作・確認
  - ◇ : 判断
  - : 操作及び判断
  - ▭ : プラント状態(解析)
  - ▭ : 復旧班要員の作業
  - ▭ : 運転員と復旧班要員の共同作業
  - ⋯ : 解析上考慮しない操作・確認

- ※1: ISLOCA事象発生により系統圧力が低下し、警報がタリアラする。
- ※2: 原子炉水位低(レベル3)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力區域計装により確認する。重大事象等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は速報を実施する。
- ※3: 原子炉水位低(レベル2)で自動起動(解析上の時間約20秒)する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※4: 外部電源喪失で再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位低(レベル2)でトリップする。
- ※5: 原子炉水位低(レベル1H)で自動起動(解析上の時間約12分)する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※6: 解析上は高圧炉心スプレィ系により水位回復後、原子炉水位高(レベル8)検出で原子炉隔離時冷却系がトリップする。高圧炉心スプレィ系の注水弁は原子炉水位高(レベル8)検出で自動閉する。
- ※7: 複数のパラメータによりISLOCAの発生を確認する。(補足1)

- ・残留熱除去系の各弁漏えい警報発生
- ・残留熱除去系での漏えいが考えられる
- ・残留熱除去ポンプ流量ドレンポンプ水位高警報発生
- ・残留熱除去系での漏えいが考えられる
- ・残留熱除去系の各周囲温度高警報発生
- ・残留熱除去系での漏えいが考えられる
- ・原子炉建物原子炉棟内モニタ指示値上昇
- ・原子炉建物原子炉棟内の一次系の漏えいが考えられる
- ・高圧炉心スプレィ系での漏えいが考えられる
- ・高圧炉心スプレィ系の発熱
- ・残留熱除去系での漏えいが考えられる
- ・監視カメラによる確認
- ・残留熱除去系の現場状況を確認できる

補足2

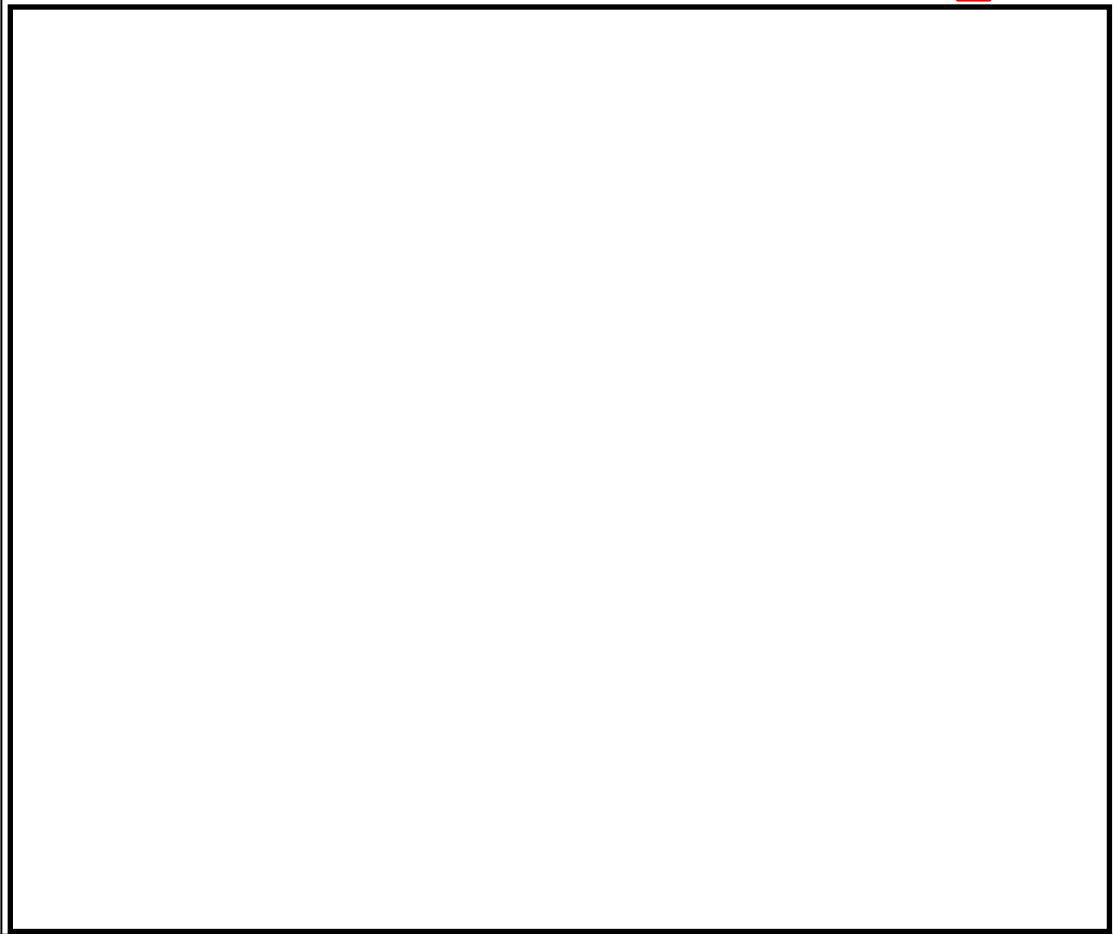
ISLOCA発生時は、原子炉水位低(レベル2)以上を維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉水位を低めに維持する。下記に炉心スプレィスバージャ等の高さや原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)の基準を示す。

原子炉水位低(レベル2)	-110cm
原子炉水位低(レベル1H)	-81cm
高圧炉心スプレィ配管	-96cm
原子炉水位低(レベル1)	-81cm
低圧炉心スプレィ配管	-394cm
残留熱除去系配管	-426cm
燃料棒有効長頂部	-427cm

【有効性評価の対象とはしていないが、他に得られる手段】  
 I : 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁制御電源確保操作を行う。また、逃がし安全弁の作動に必要な重薬ガスが喪失している場合は、重薬ガス供給設備、重薬ガス代替供給設備による重薬ガスの供給を行う。

事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「水位確保」

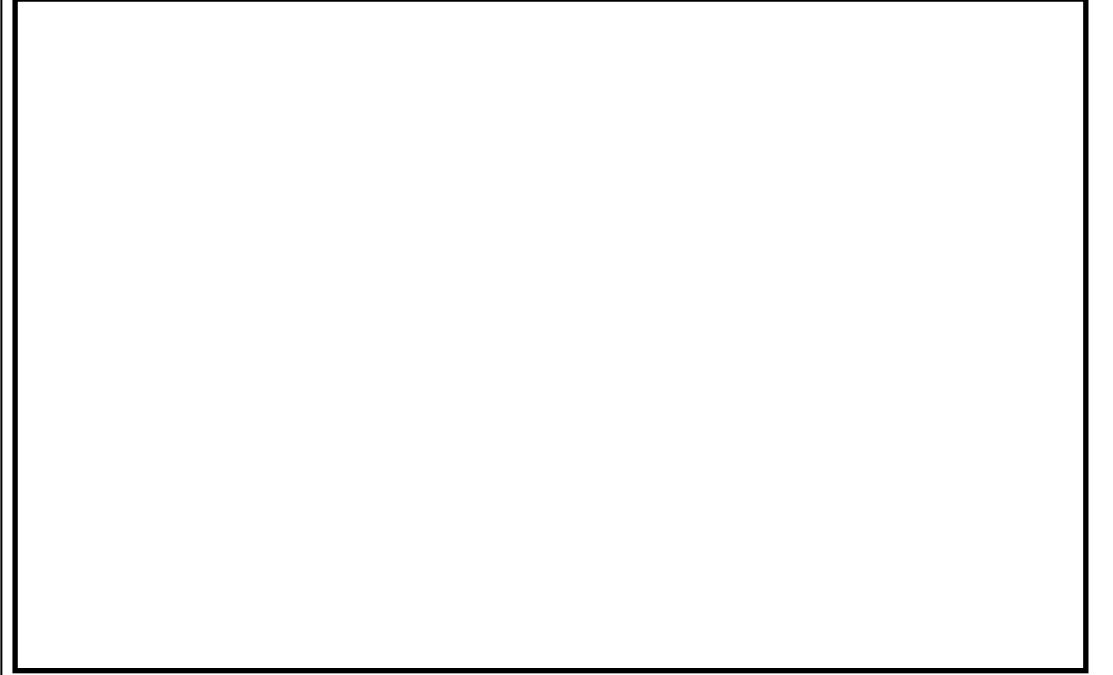


操作補足事項

「水位確保」  
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。  
 原子炉水位低(レベル1H)で高圧炉心スプレィ系も起動し原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持し、「スクラム(RC)」へ移行する。  
 「スクラム」  
 原子炉水位を継続監視する。

AM設備別操作要領書

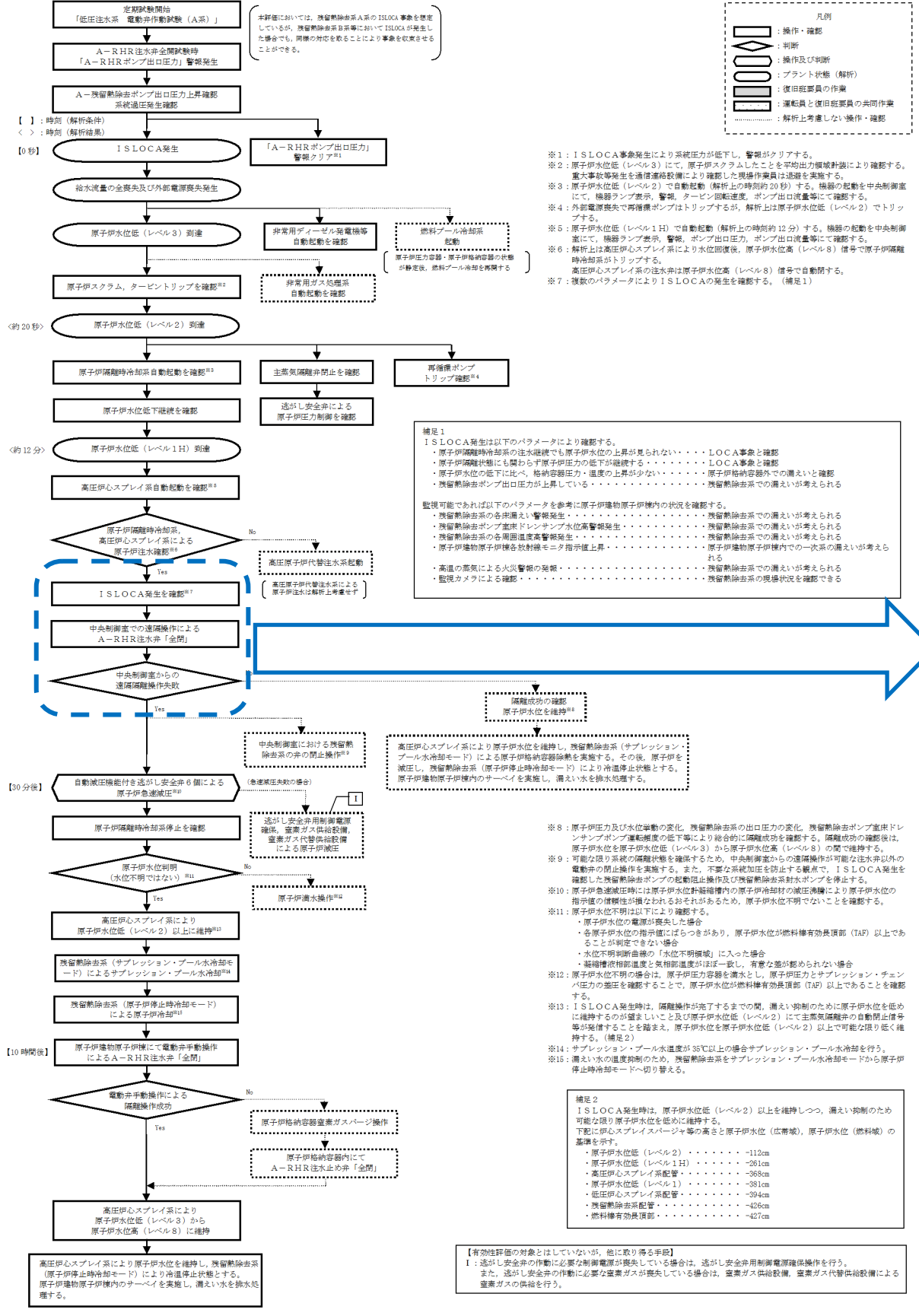
事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



原子力災害対策手順書



解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 二次格納容器制御「二次格納施設制御」



【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】  
 1: 送水し安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、送水し安全弁制御電源確保操作を行う。  
 また、送水し安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による窒素ガスの供給を行う。

※ 1: ISLOCA 発生により系統圧力が低下し、警報がクリアする。  
 ※ 2: 原子炉水位 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力領域制御により確認する。重大事象発生を遠隔監視設備により確認した場合は遠隔監視員は遠隔を実施する。  
 ※ 3: 原子炉水位 (レベル2) で自動起動 (解析上の時間約20秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。  
 ※ 4: 外部電源喪失で再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位 (レベル2) でトリップする。  
 ※ 5: 原子炉水位 (レベル1) で自動起動 (解析上の時間約12分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。  
 ※ 6: 解析上は高圧炉心スプレイ系により水位回復後、原子炉水位 (レベル8) 番号で原子炉隔離時冷却系がトリップする。高圧炉心スプレイ系の注水弁は原子炉水位 (レベル8) 番号で自動閉する。  
 ※ 7: 複数のパラメータにより ISLOCA の発生を確認する。 (補足1)

補足1  
 ISLOCA発生は以下のパラメータにより確認する。  
 ・原子炉隔離時冷却系の注水継続でも原子炉水位の上昇が見られない・・・・・・LOCA事象と確認  
 ・原子炉隔離状態にも関わらず原子炉圧力の低下が継続する・・・・・・LOCA事象と確認  
 ・原子炉水位の低下に比べ、格納容器圧力・温度の上昇が少ない・・・・・・原子炉格納容器での漏えいと確認  
 ・残留熱除去ポンプ出口圧力が上昇している・・・・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる  
 監視可能であれば以下のパラメータを参考に原子炉建物原子炉内の状況を確認する。  
 ・残留熱除去系の各球漏えい警報発生・・・・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる  
 ・残留熱除去ポンプ直床ドレンポンプ水位高警報発生・・・・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる  
 ・残留熱除去系の各層温度高警報発生・・・・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる  
 ・原子炉建物原子炉格納容器モニタ指針値上昇・・・・・・原子炉建物原子炉内の一次系の漏えいが考えられる  
 ・高圧の高圧による火災警報の発報・・・・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる  
 ・監視カメラによる確認・・・・・・残留熱除去系の現状状況を確認できる

※ 8: 原子炉圧力及び水位変動の変化、残留熱除去系の出口圧力の変化、残留熱除去ポンプ直床ドレンポンプポンプ運転速度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。隔離成功の確認後は、原子炉水位 (レベル3) から原子炉水位 (レベル8) の間で維持する。  
 ※ 9: 可能な限り系統の隔離状態を確認するため、中央制御室からの遠隔操作が可能な注水弁以外の電動弁の閉止操作を実施する。また、不要な系統加圧を防止する観点で、ISLOCA発生を確認した残留熱除去ポンプの起動阻止操作及び残留熱除去系対水ポンプを停止する。  
 ※ 10: 原子炉色減圧時には原子炉水位計箱内での原子炉冷却材の減圧機構により原子炉水位の指針値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。  
 ※ 11: 原子炉水位不明は以下により確認する。  
 ・原子炉水位の電源が喪失した場合  
 ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることが判定できない場合  
 ・水位不明判断回路 (水位不明検知) に入った場合  
 ・隔離成功確認直後と警報消滅がほぼ一致し、有意な差が認められない場合  
 ※ 12: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンパの差圧を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることを確認する。  
 ※ 13: ISLOCA発生時は、隔離操作が完了するまでの間、漏えい抑制のために原子炉水位を低めに維持するのが望ましいと及び原子炉水位 (レベル2) にて主蒸気隔離弁の自動閉止番号等が重複することを踏まえ、原子炉水位を原子炉水位 (レベル2) 以上で可能な限り低く維持する。 (補足2)  
 ※ 14: サプレッション・プール水温度が35℃以上の場合はサブプレッション・プール冷却を行う。  
 ※ 15: 漏えい水の温度抑制のため、残留熱除去系をサブプレッション・プール冷却モードから原子炉停止冷却モードへ切り替える。

補足2  
 ISLOCA発生時は、原子炉水位 (レベル2) 以上を維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉水位を低めに維持する。  
 下記に炉心スプレイスバーージャ等の高さと原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料棒) の基準を示す。  
 ・原子炉水位 (レベル2) ..... -112cm  
 ・原子炉水位 (レベル1) ..... -261cm  
 ・高圧炉心スプレイ系配管 ..... -368cm  
 ・原子炉水位 (レベル1) ..... -381cm  
 ・低圧炉心スプレイ系配管 ..... -394cm  
 ・残留熱除去系配管 ..... -426cm  
 ・燃料棒有効長頂部 ..... -427cm

操作補足事項

「二次格納施設制御」  
 中央制御室から漏えい個所の隔離操作を試みるが隔離に失敗し、不測事態「急速減圧 (C2)」へ移行する。

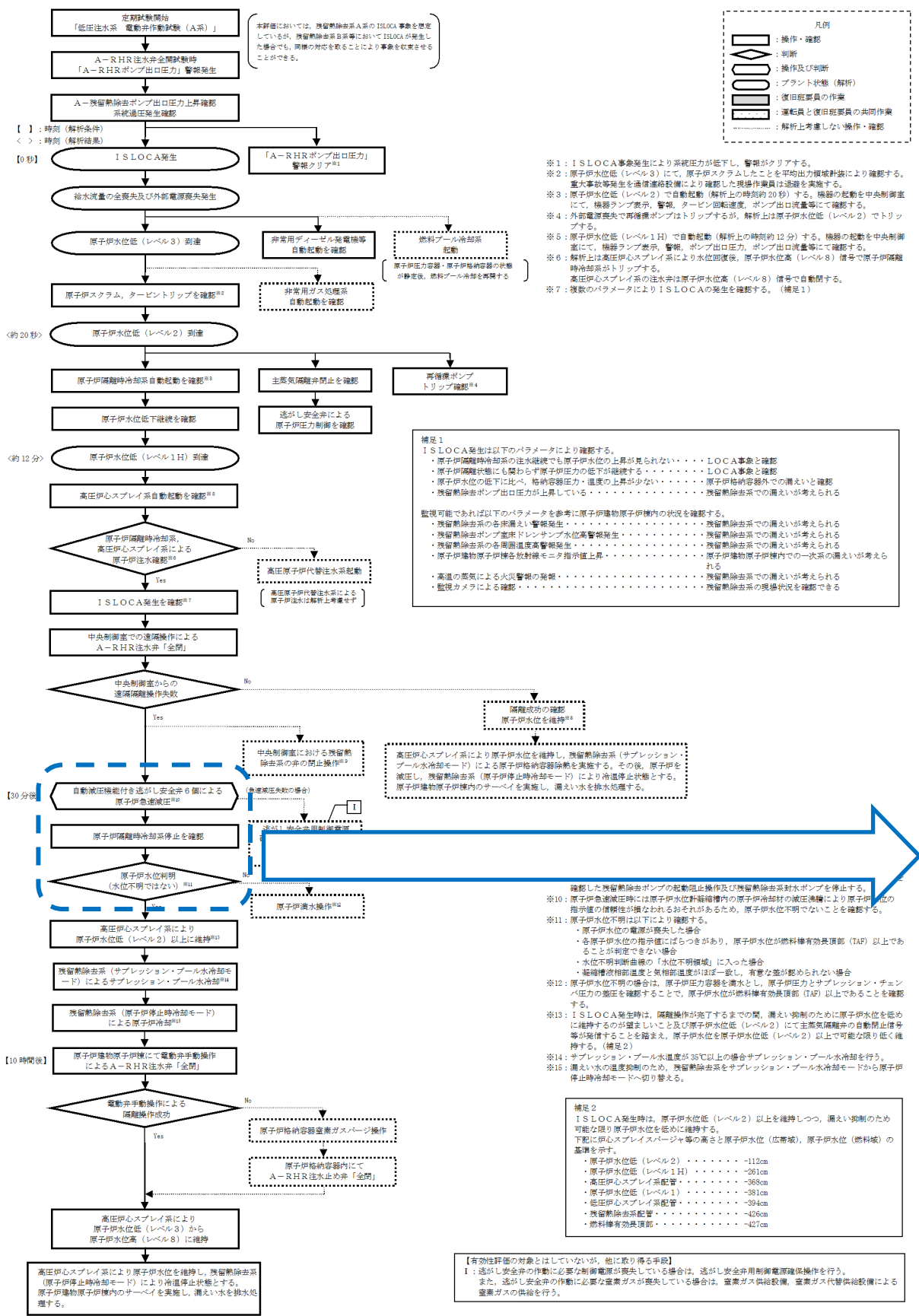
AM設備別操作要領書

Blank area for AM equipment specific operating instructions.

原子力災害対策手順書

Blank area for nuclear disaster response procedures.

解析上の対応手順の概要フロー



- 凡例
- 操作・確認
  - 判断
  - 操作及び判断
  - プラント状態(解析)
  - 復旧班要員の作業
  - 運転員と復旧班要員の共同作業
  - 解析上考慮しない操作・確認

- ※1: ISLOCA発生により系統圧力が低下し、警報がクリアする。  
 ※2: 原子炉水位低(レベル3)にて、原子炉スタラムしたことを平均出力監視装置により確認する。  
 ※3: 原子炉水位低(レベル2)で自動起動(解析上の時間約20秒)する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。  
 ※4: 外部電源喪失で再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位低(レベル2)でトリップする。  
 ※5: 原子炉水位低(レベル1H)で自動起動(解析上の時間約12分)する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口流量、ポンプ出口流量等にて確認する。  
 ※6: 解析上は高圧炉心スプレイ系により水位回復後、原子炉水位高(レベル8)信号で原子炉隔離時冷却系がトリップする。  
 ※7: 複数のパラメータによりISLOCAの発生を確認する。(補足1)

補足1  
 ISLOCA発生は以下のパラメータにより確認する。  
 ・原子炉隔離時冷却系の注水継続でも原子炉水位の上昇が見られない・・・LOCA発生と確認  
 ・原子炉隔離状態にも関わらず原子炉圧力の低下が継続する・・・LOCA発生と確認  
 ・原子炉水位の低下に比し、燃料容器圧力・温度の上昇が少ない・・・原子炉格納容器内の漏えいと確認  
 ・残留熱除去ポンプ出口圧力が上昇している・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる  
 監視可能であれば以下のパラメータを参考に原子炉建物原子炉格納容器内の状況を確認する。  
 ・残留熱除去系の各排漏えい警報発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる  
 ・残留熱除去ポンプ注水レベル警報発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる  
 ・残留熱除去系の各排漏えい警報発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる  
 ・原子炉建物原子炉格納容器内での一次系の漏えいが考えられる  
 ・高圧炉心スプレイ系による放射線モニタ指示値上昇・・・原子炉建物原子炉格納容器内での一次系の漏えいが考えられる  
 ・監視カメラによる確認・・・残留熱除去系の現況を確認できる

- 確認した残留熱除去ポンプの起動停止操作及び残留熱除去系ポンプを停止する。  
 ※10: 原子炉急減圧時には原子炉水位計監視機能の原子炉冷却水の減圧機構により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。  
 ※11: 原子炉水位不明は以下により確認する。  
 ・原子炉水位の電源が喪失した場合  
 ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部(TAF)以上であることが判定できない場合  
 ・水位不明判断機構の「水位不明領域」に入った場合  
 ・監視機能指針表示と監視機能指針一致し、有意な差が認められない場合  
 ※12: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバールの差圧を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部(TAF)以上であることを確認する。  
 ※13: ISLOCA発生時は、隔離操作が完了するまでの間、漏えい抑制のために原子炉水位を低めに維持することを優先し、及び原子炉水位低(レベル2)にて主蒸気隔離時の自動停止モード等が動作することを踏まえ、原子炉水位を原子炉水位低(レベル2)以上で可能な限り高く維持する。(補足2)  
 ※14: サプレッション・プール水温度が35℃以上の場合サブプレッション・プール冷却を行う。  
 ※15: 漏えい水の温度抑制のため、残留熱除去系をサブプレッション・プール冷却モードから原子炉停止時冷却モードへ切り替える。

補足2  
 ISLOCA発生時は、原子炉水位低(レベル2)以上を維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉水位を低めに維持する。  
 下記に炉心スプレイスプレー等の高さや原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料棒)の基準を示す。  
 ・原子炉水位低(レベル2)・・・-112cm  
 ・原子炉水位低(レベル1H)・・・-261cm  
 ・高圧炉心スプレイ系配管・・・-368cm  
 ・原子炉水位低(レベル1)・・・-381cm  
 ・低圧炉心スプレイ系配管・・・-394cm  
 ・残留熱除去系配管・・・-426cm  
 ・燃料棒有効長頂部・・・-427cm

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】  
 I: 逃がし安全弁の作動に必要な電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用電源確保操作を行う。また、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による窒素ガスの供給を行う。

事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 不測事態「急速減圧」



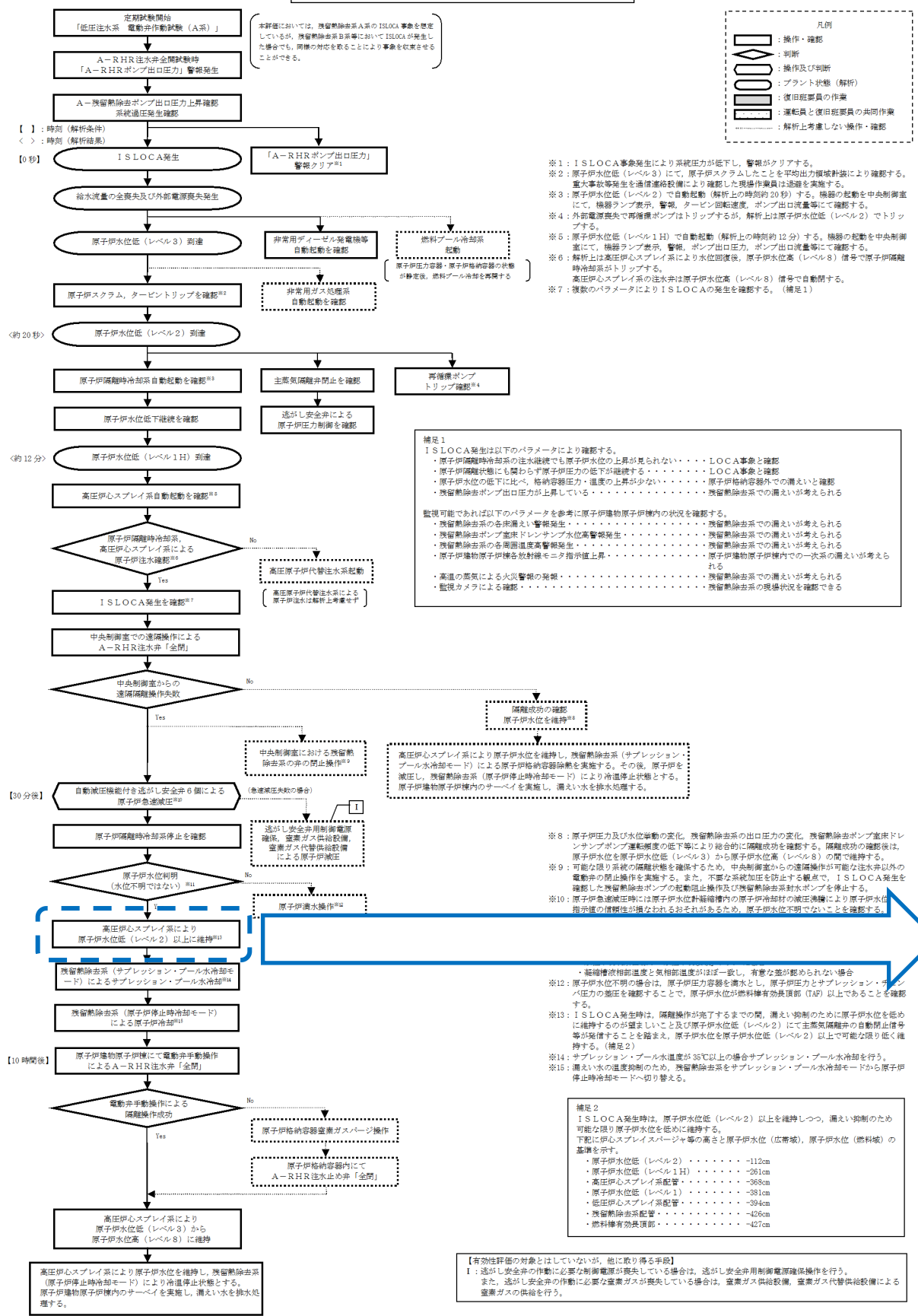
操作補足事項

「急速減圧」  
 高圧炉心スプレイ系が起動していることを確認し、自動減圧機能付き逃がし安全弁を全開し原子炉を減圧する。  
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。  
原子炉水位が判明していることを確認し、「二次格納施設制御(SC/C)」へ移行し、漏えい箇所を隔離する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 二次格納施設制御「二次格納施設制御」



【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】  
 I : 透し安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、透し安全弁用制御電源確保操作を行う。  
 また、透し安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による窒素ガスの供給を行う。

凡例  
 ◻ : 操作・確認  
 ◻ : 判断  
 ◻ : 操作及び判断  
 ◻ : プラント状態 (解析)  
 ◻ : 復旧班要員の作業  
 ◻ : 運転員と復旧班要員の共同作業  
 ◻ : 解析上考慮しない操作・確認

※1: ISLOCA発生により系統圧力が低下し、警報がクリアする。  
 ※2: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力領域計測により確認する。重大事故等発生を遠隔連絡設備により確認した現場作業員は遠隔を実施する。  
 ※3: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時刻約20秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。  
 ※4: 外部電源喪失で再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位低 (レベル2) でトリップする。  
 ※5: 原子炉水位低 (レベル1H) で自動起動 (解析上の時刻約12分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。  
 ※6: 解析上は高圧伊心スプレイ系により水位回復後、原子炉水位高 (レベル8) 番号で原子炉隔離時冷却系がトリップする。  
 ※7: 高圧伊心スプレイ系の注水弁は原子炉水位高 (レベル8) 番号で自動閉する。  
 ※7: 複数のパラメータにより ISLOCA の発生を確認する。(補足1)

補足1  
 ISLOCA発生は以下のパラメータにより確認する。  
 ・原子炉隔離時冷却系の注水継続でも原子炉水位の上昇が見られない・・・LOC発生と確認  
 ・原子炉隔離時冷却系に異常発生・・・LOC発生と確認  
 ・原子炉水位の低下に比べ、格納容器圧力・温度の上昇が少ない・・・原子炉格納容器外での漏えいと確認  
 ・残留熱除去ポンプ出口圧力が上昇している・・・残留熱除去系での漏えいと確認  
 監視可能であれば以下のパラメータを参考に原子炉建屋原子炉格納容器内の状況を確認する。  
 ・残留熱除去系の注水継続でも原子炉水位の上昇が見られない・・・残留熱除去系での漏えいと確認  
 ・残留熱除去ポンプ流量低下・・・残留熱除去系での漏えいと確認  
 ・残留熱除去系の各周回温度異常発生・・・残留熱除去系での漏えいと確認  
 ・原子炉建屋原子炉格納容器内の一次系の漏えいと確認  
 ・高圧伊心スプレイ系による放射線モニタ指示値上昇・・・原子炉建屋原子炉格納容器内の一次系の漏えいと確認  
 ・高圧伊心スプレイ系による放射線モニタ指示値上昇・・・原子炉建屋原子炉格納容器内の一次系の漏えいと確認  
 ・高圧伊心スプレイ系による放射線モニタ指示値上昇・・・原子炉建屋原子炉格納容器内の一次系の漏えいと確認  
 ・高圧伊心スプレイ系による放射線モニタ指示値上昇・・・原子炉建屋原子炉格納容器内の一次系の漏えいと確認

※8: 原子炉圧力及び水位変動の変化、残留熱除去系の出口圧力の変化、残留熱除去ポンプ直下ドレンポンプポンプ運転速度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。隔離成功の確認後は、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。  
 ※9: 可能な限り系統の隔離状態を確保するため、中央制御室からの遠隔操作可能な注水弁以外の電動弁の閉止操作を実施する。また、不要な系統加圧を防止する観点で、ISLOCA発生を認識した残留熱除去ポンプの電動弁閉止操作及び残留熱除去系対水ポンプを停止する。  
 ※10: 原子炉急減圧時には原子炉水位判別機能の原子炉隔離時冷却系減圧機能により原子炉水位指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。

補足2  
 ISLOCA発生時は、原子炉水位低 (レベル2) 以上を維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉水位を低めに維持する。  
 下記に伊心スプレイスバージャー等の高さとして原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料槽) の基準を示す。  
 ・原子炉水位低 (レベル2) ..... -112cm  
 ・原子炉水位低 (レベル1H) ..... -281cm  
 ・高圧伊心スプレイ系配管 ..... -368cm  
 ・原子炉水位低 (レベル1) ..... -381cm  
 ・低圧伊心スプレイ系配管 ..... -394cm  
 ・残留熱除去系配管 ..... -426cm  
 ・燃料槽有効長頂部 ..... -427cm

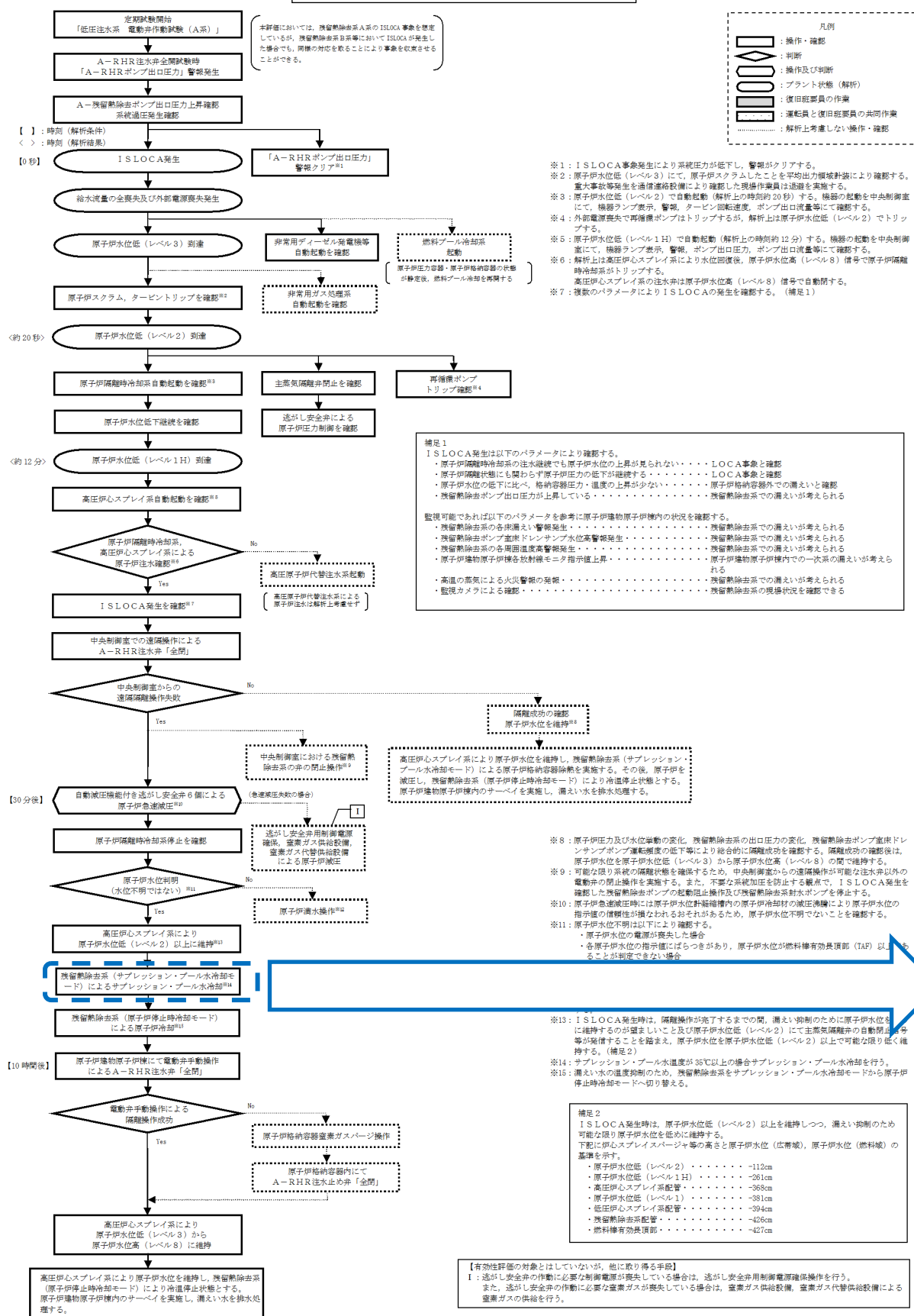
操作補足事項

「二次格納施設制御」  
 破断箇所からの漏えい抑制のため、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル2) 以上で低めに維持する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」



※1: I S L O C A 発生により系統圧力が低下し、警報がクリアする。  
 ※2: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力區域計器により確認する。重大事故等発生を迅速検出設備により確認した見操作員は迅速を実施する。  
 ※3: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時間約20秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。  
 ※4: 外部電源喪失で再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位低 (レベル2) でトリップする。  
 ※5: 原子炉水位低 (レベル1 H) で自動起動 (解析上の時間約12分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。  
 ※6: 解析上は高圧炉心スプレー系により水位回復後、原子炉水位高 (レベル8) 信号で原子炉隔離時冷却系がトリップする。  
 ※7: 複数のパラメータにより I S L O C A の発生を確認する。(補足1)

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」



補足1  
 I S L O C A 発生は以下のパラメータにより確認する。  
 ・原子炉隔離時冷却系の注水継続でも原子炉水位の上昇が見られない・・・LOCA 発生と確認  
 ・原子炉隔離時冷却系も開閉が原子炉水位低が継続する・・・LOCA 発生と確認  
 ・原子炉水位の低下に比べ、格納容器圧力、温度の上昇が少ない・・・原子炉格納容器外での漏れと確認  
 ・残熱除去ポンプ出口圧力が上昇している・・・残熱除去系での漏れが考えられる  
 監視可能であれば以下のパラメータを参考に原子炉建屋原子炉室内の状況を確認する。  
 ・残熱除去系各ポンプの注水継続・・・残熱除去系での漏れが考えられる  
 ・残熱除去ポンプ配管の温度上昇・高圧炉心スプレー系での注水継続・・・残熱除去系での漏れが考えられる  
 ・残熱除去系各配管の温度上昇・・・残熱除去系での漏れが考えられる  
 ・原子炉建屋原子炉室内の放射線モニタ指針値上昇・・・原子炉建屋原子炉室内での一次系の漏れが考えられる  
 ・高圧炉心スプレー系による火災警報の発生・・・残熱除去系での漏れが考えられる  
 ・監視カメラによる確認・・・残熱除去系の現況を確認できる

※8: 原子炉水位及び水位変動の変化、残熱除去系の出口圧力の変化、残熱除去ポンプ直後ドレンポンプポンプ運転速度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。隔離成功の確認後は、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) の間で維持する。  
 ※9: 可能な限り系統の隔離状態を確認するため、中央制御室からの遠隔操作可能な注水弁以外の電動弁の閉止操作を実施する。また、不要な系統加圧を防止する観点で、I S L O C A 発生を確認した残熱除去ポンプの起動停止操作及び残熱除去系ポンプを停止する。  
 ※10: 原子炉急減圧時には原子炉水位計配管内の原子炉冷却材の減圧漏洩により原子炉水位の指示値の信頼性が低下するおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。  
 ※11: 原子炉水位不明は以下により確認する。  
 ・原子炉水位の電源が喪失した場合  
 ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上にあることが判定できない場合

補足2  
 I S L O C A 発生時は、原子炉水位低 (レベル2) 以上を維持しつつ、漏れ抑制のため可能な限り原子炉水位を低めに維持する。  
 下記に炉心スプレー系スージャ等の高さもと原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料棒) の基準を示す。  
 ・原子炉水位低 (レベル2) ..... -112cm  
 ・原子炉水位低 (レベル1 H) ..... -201cm  
 ・高圧炉心スプレー系配管 ..... -303cm  
 ・原子炉水位低 (レベル1) ..... -331cm  
 ・低圧炉心スプレー系配管 ..... -394cm  
 ・残熱除去系配管 ..... -426cm  
 ・燃料棒有効長頂部 ..... -427cm

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取手得る】  
 I: 遠がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、遠がし安全弁制御電源確保操作を行う。  
 また、遠がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による窒素ガスの供給を行う。

操作補足事項

「スクラム」  
 逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。  
**サブプレッション・プール水温度 35°C 到達で格納容器制御「S/C温度制御 (S/P/T (W))」へ移行する。**

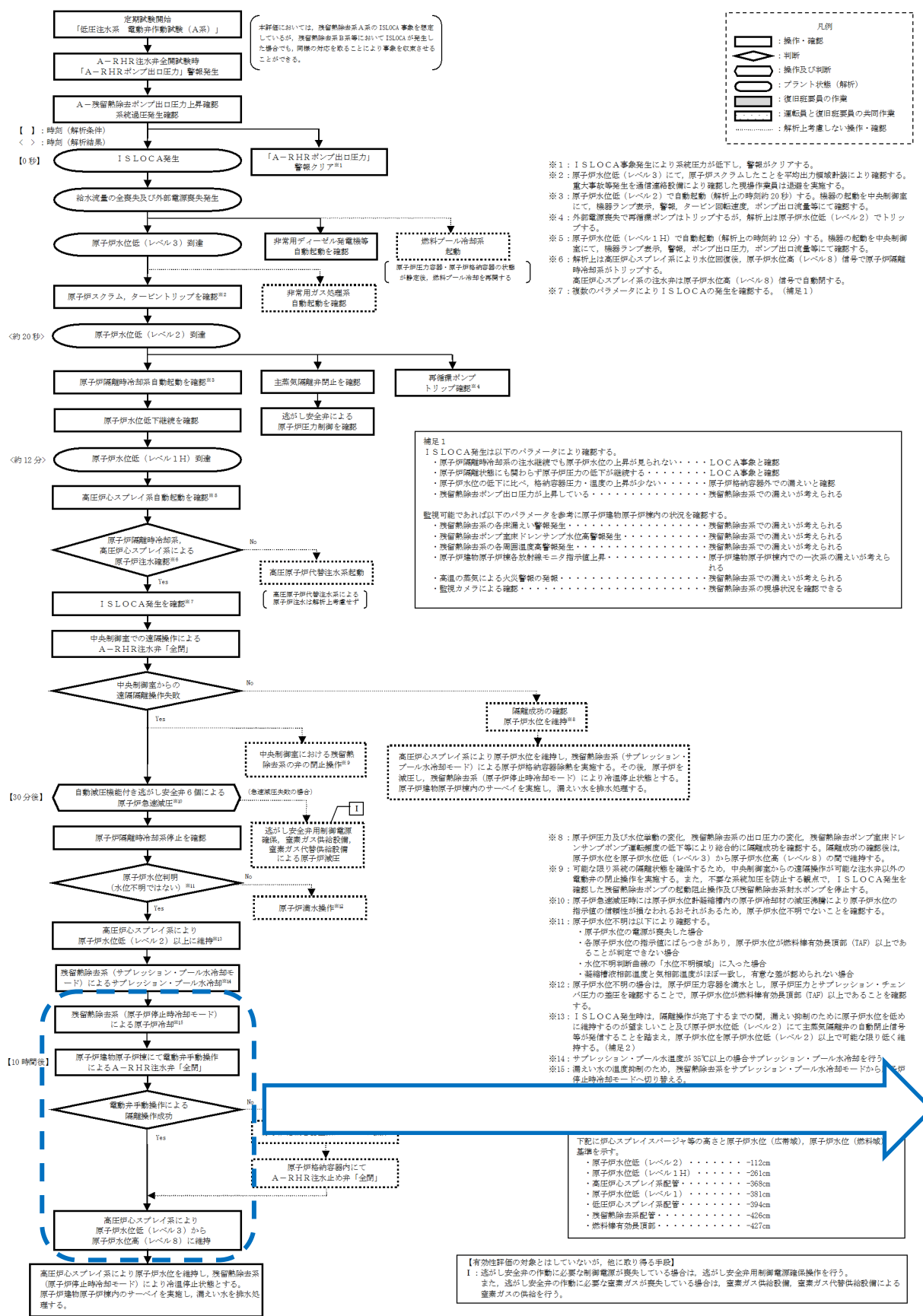
「S/C温度制御」  
 残熱除去系をサブプレッション・プール水冷却モードで起動し、サブプレッション・プール水の冷却を行う。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

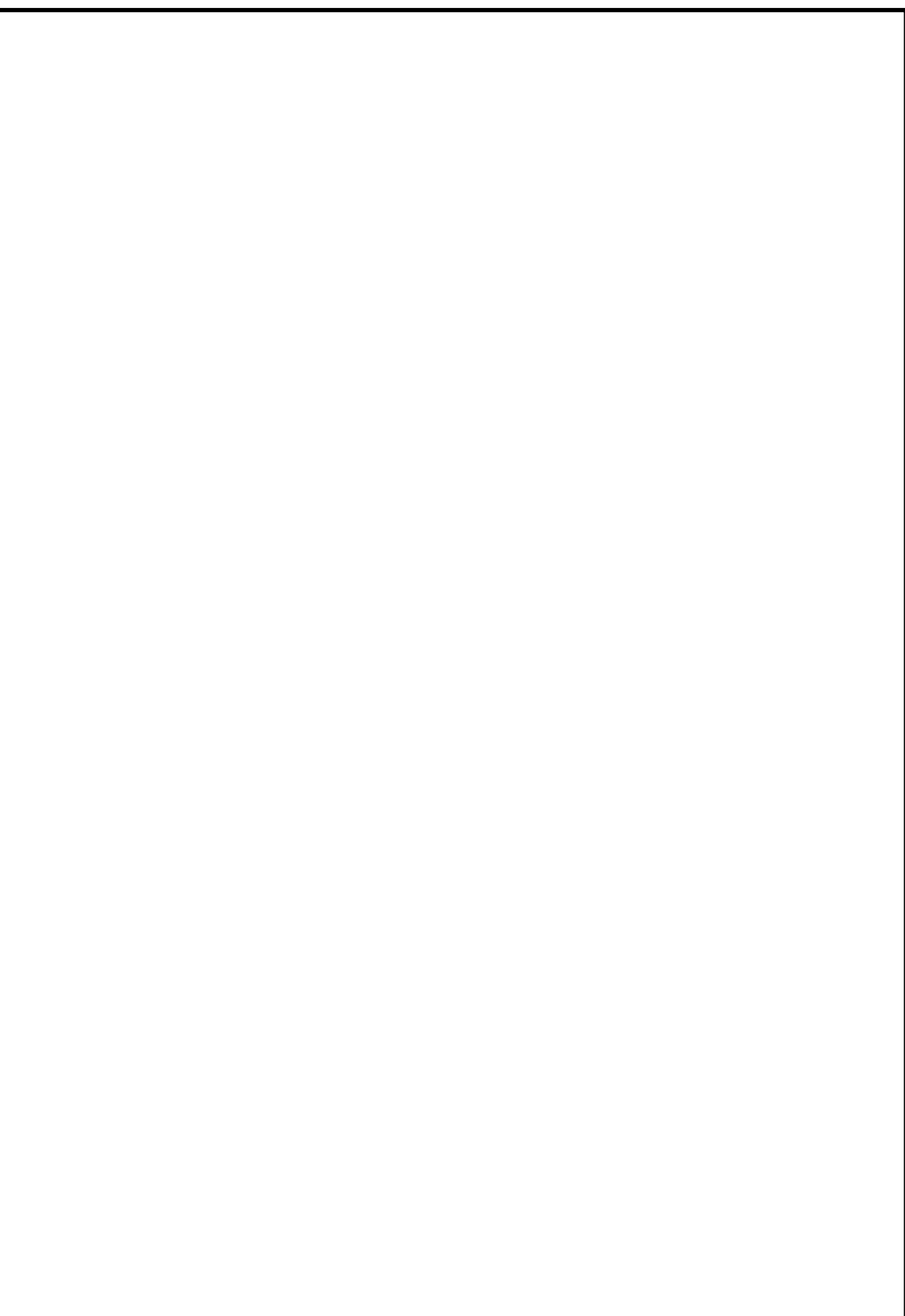


解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 二次格納施設制御「二次格納施設制御」



操作補足事項

「二次格納施設制御」  
 原子炉減圧により残留熱除去系をサブプレッション・プール水冷却モード運転から原子炉停止時冷却モード運転に切り替える。  
**現場操作による残留熱除去系を隔離し、原子炉制御「スクラム」へ移行する。**  
 「スクラム」  
 原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持する。

AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書



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。

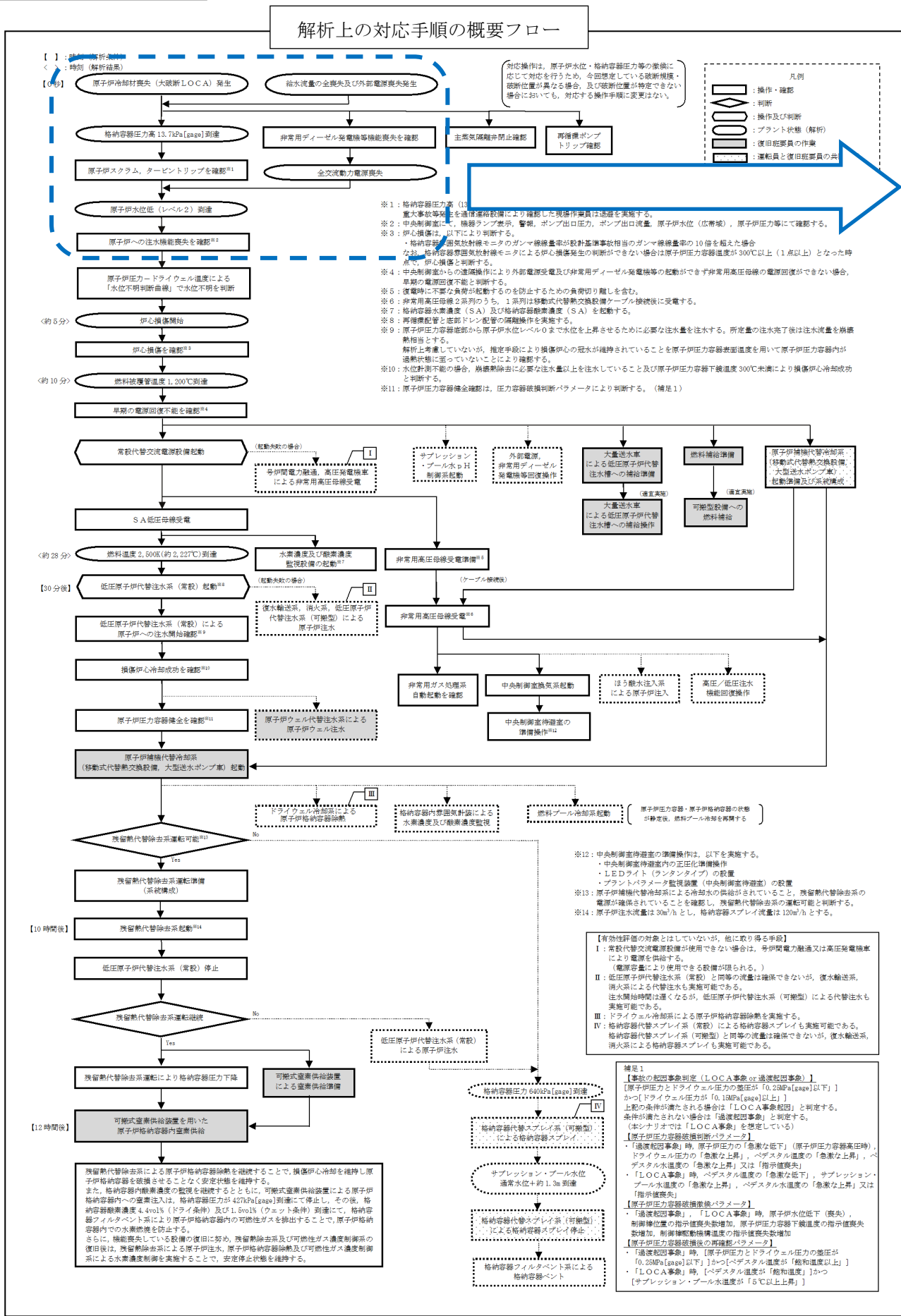


事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

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。



# 詳細手順説明



# 事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」 A

# 操作補足事項

LOCAによる格納容器圧力異常高で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書（徴候ベース）」における「原子炉制御「スクラム（RC）」を導入する。

「スクラム」  
 最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。  
 原子炉水位は大破断LOCA及び非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系の起動が失敗するため水位が低下する。原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できないため原子炉制御「水位確保（RC/L）」へ移行する。  
 所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧（PS/R）」へ移行する。  
 ドライウェル圧力高（13.7kPa）[gage]到達により、原子炉格納容器内で、漏えいが発生していることを確認する。

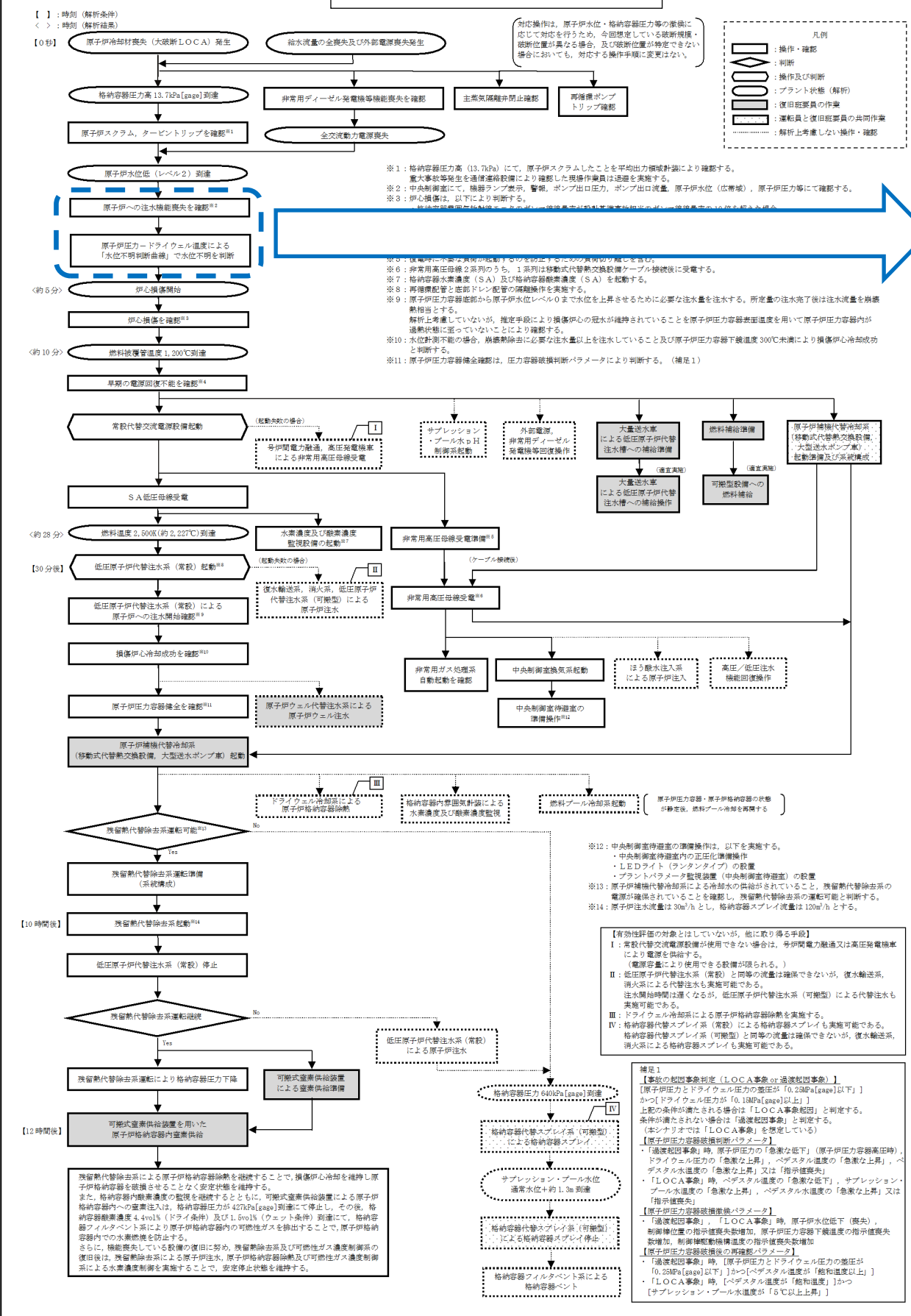
# AM設備別操作要領書

（Blank area for AM equipment specific procedures）

# 原子力災害対策手順書

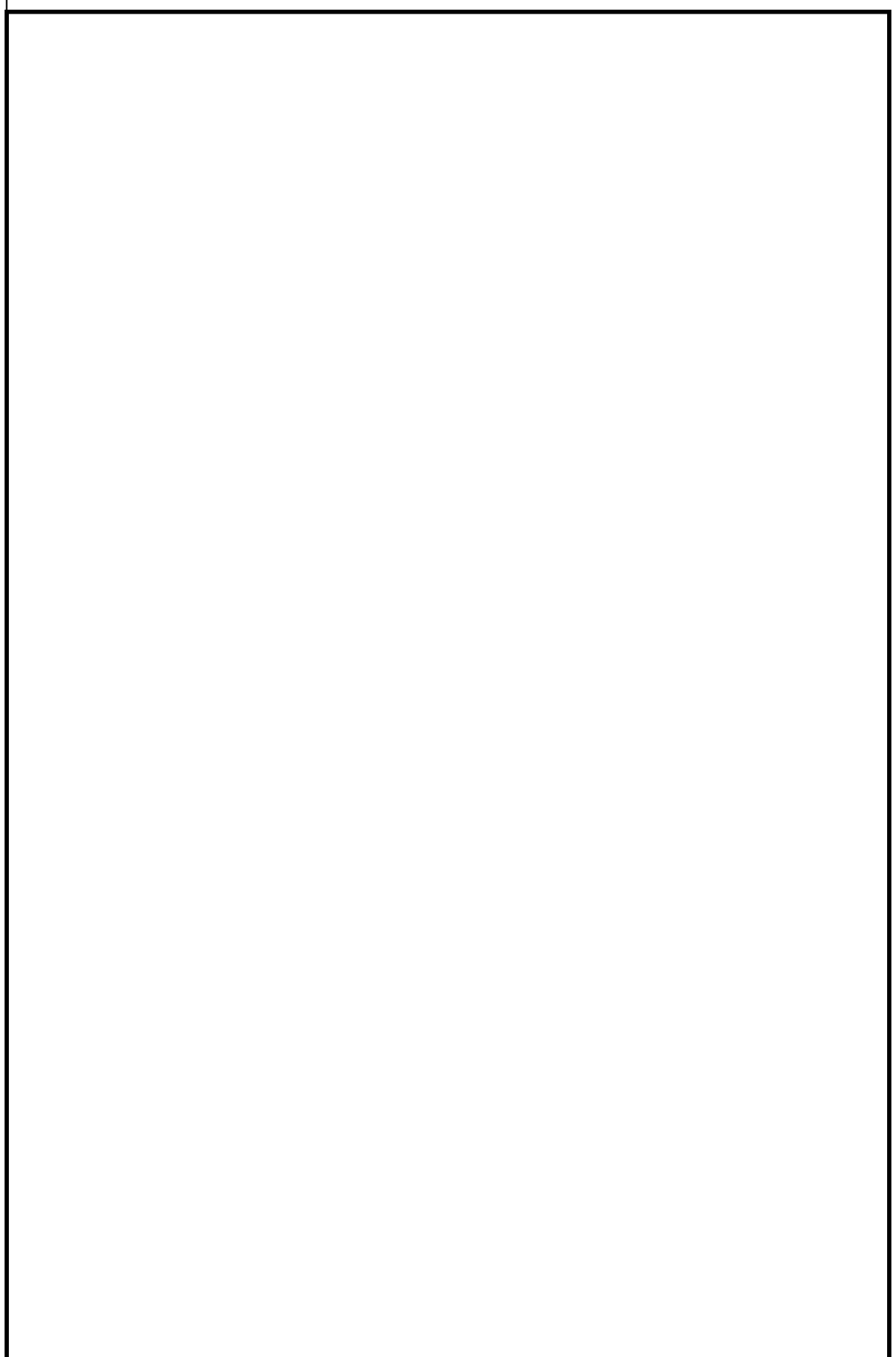
（Blank area for nuclear disaster countermeasure procedures）

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

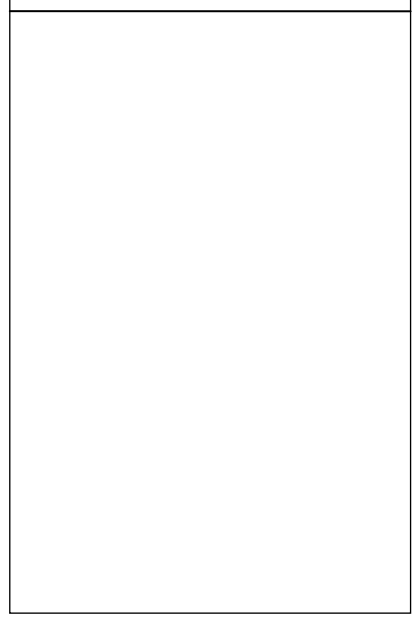
事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



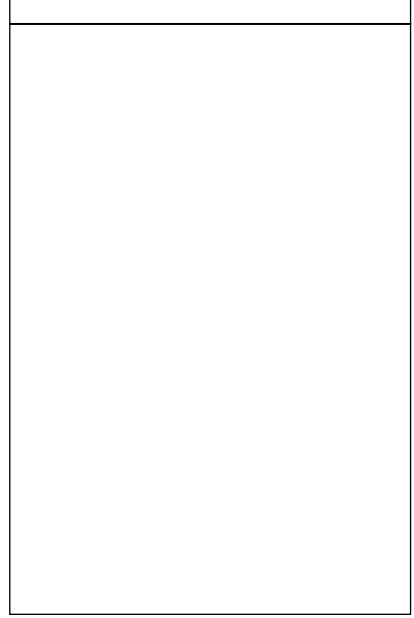
補足説明事項

「水位確保」  
プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。  
原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係による「水位不明判断曲線」で原子炉水位が水位不明と判断し不測事態「水位不明(C3)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

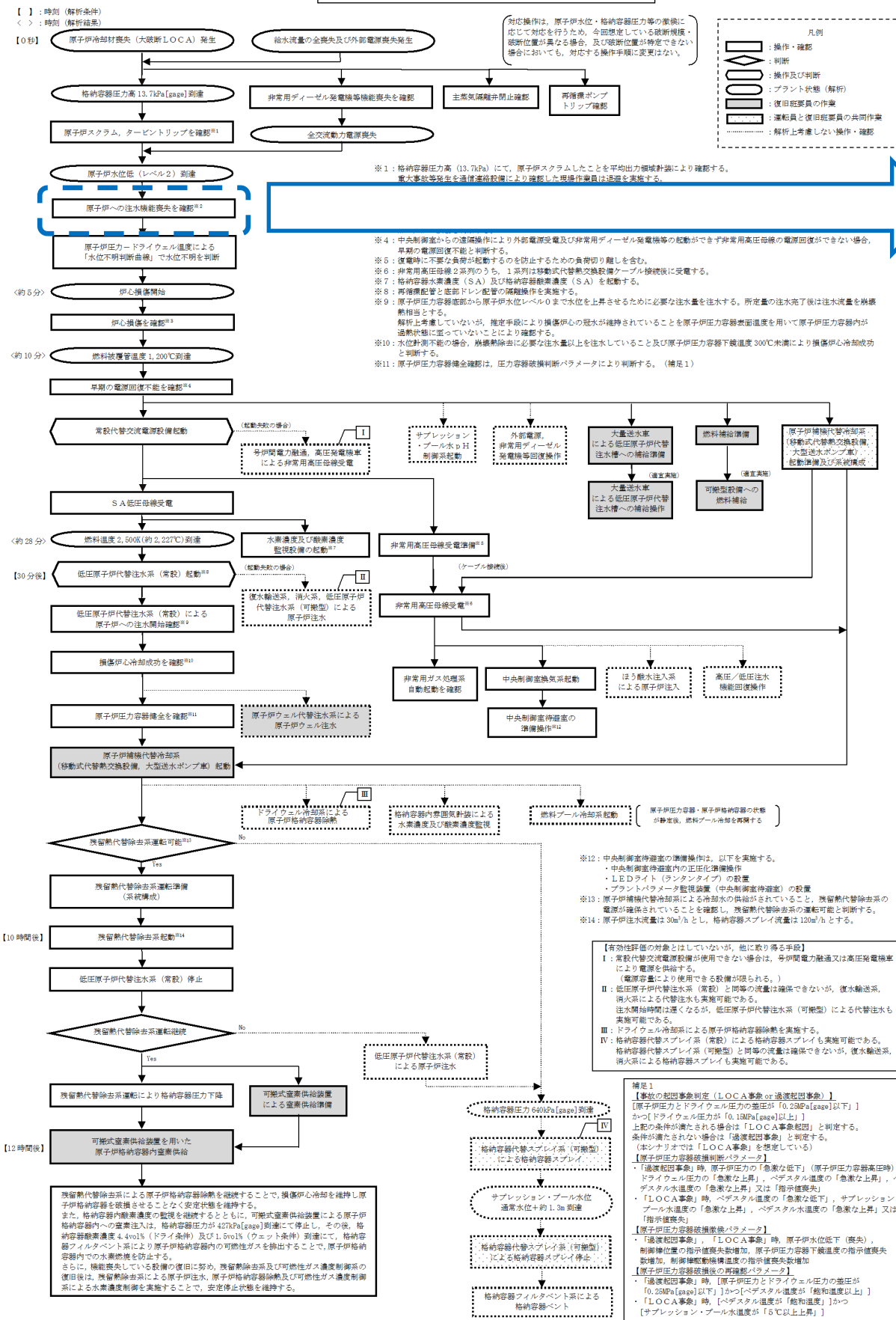


原子力災害対策手順書



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。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位不明」



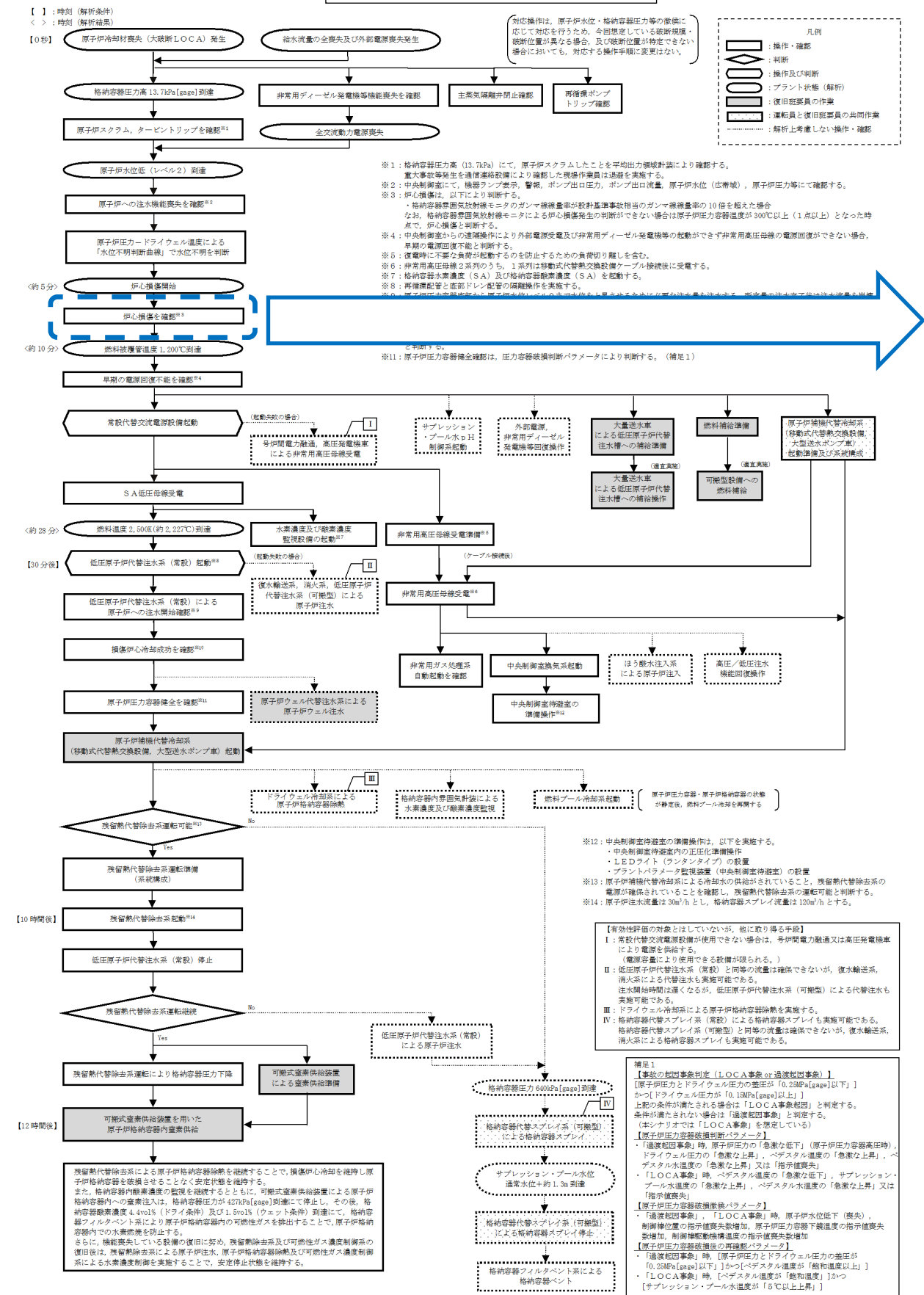
補足説明事項

「水位不明」  
**原子炉へ注水可能なシステムを1系統も運転状態にすることができないため、不測事態「AM初期対応(C4)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 不測事態 「AM初期対応」



補足説明事項

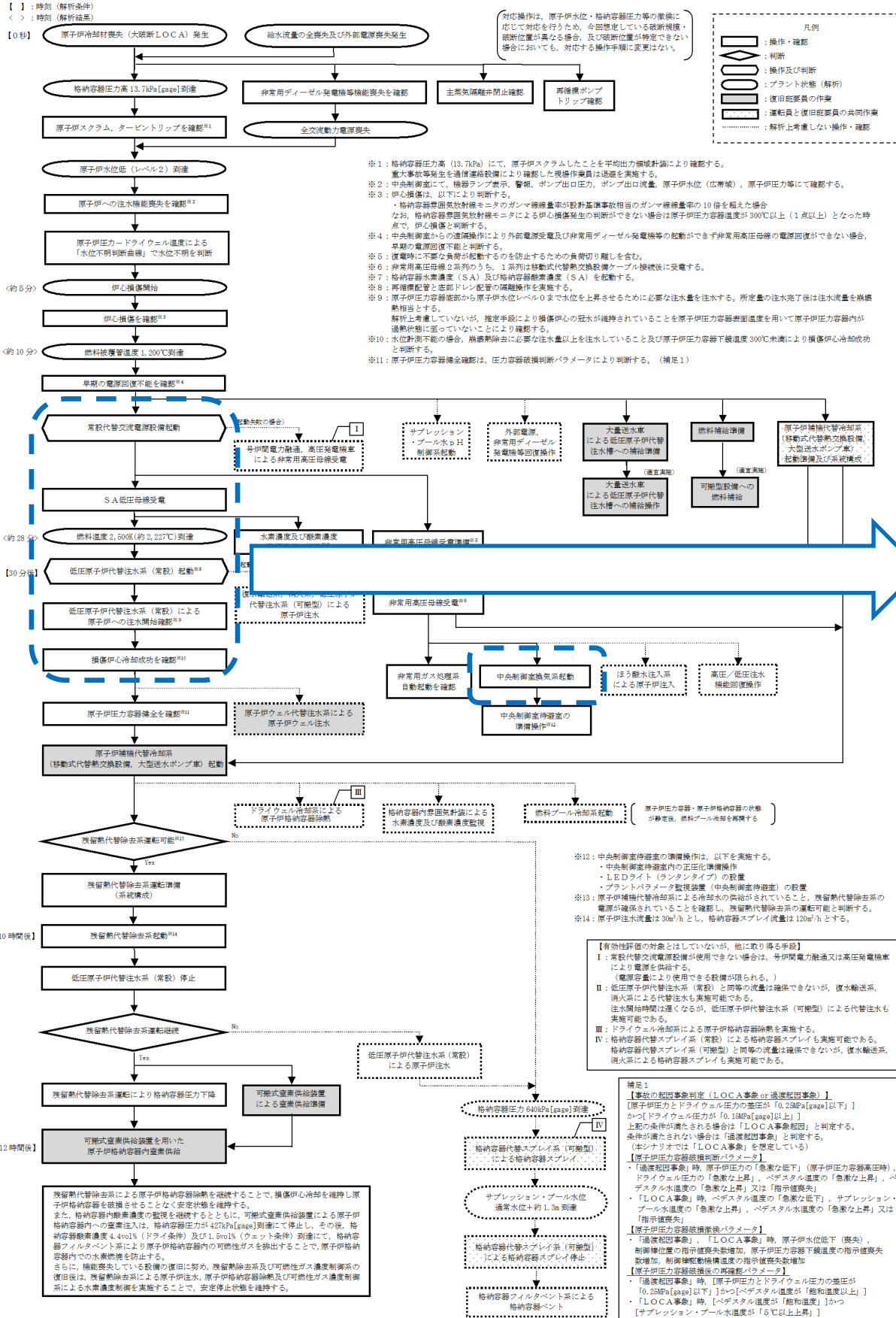
「AM初期対応」  
格納容器モニタを確認し、**格納容器内γ線線量率が各種設計基準事故時に想定される値の10倍を超えた場合に、事故時操作要領書「シビアアクシデント」の「注水-1」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書



解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」  
注水-1 (損傷炉心への注水)



補足説明事項

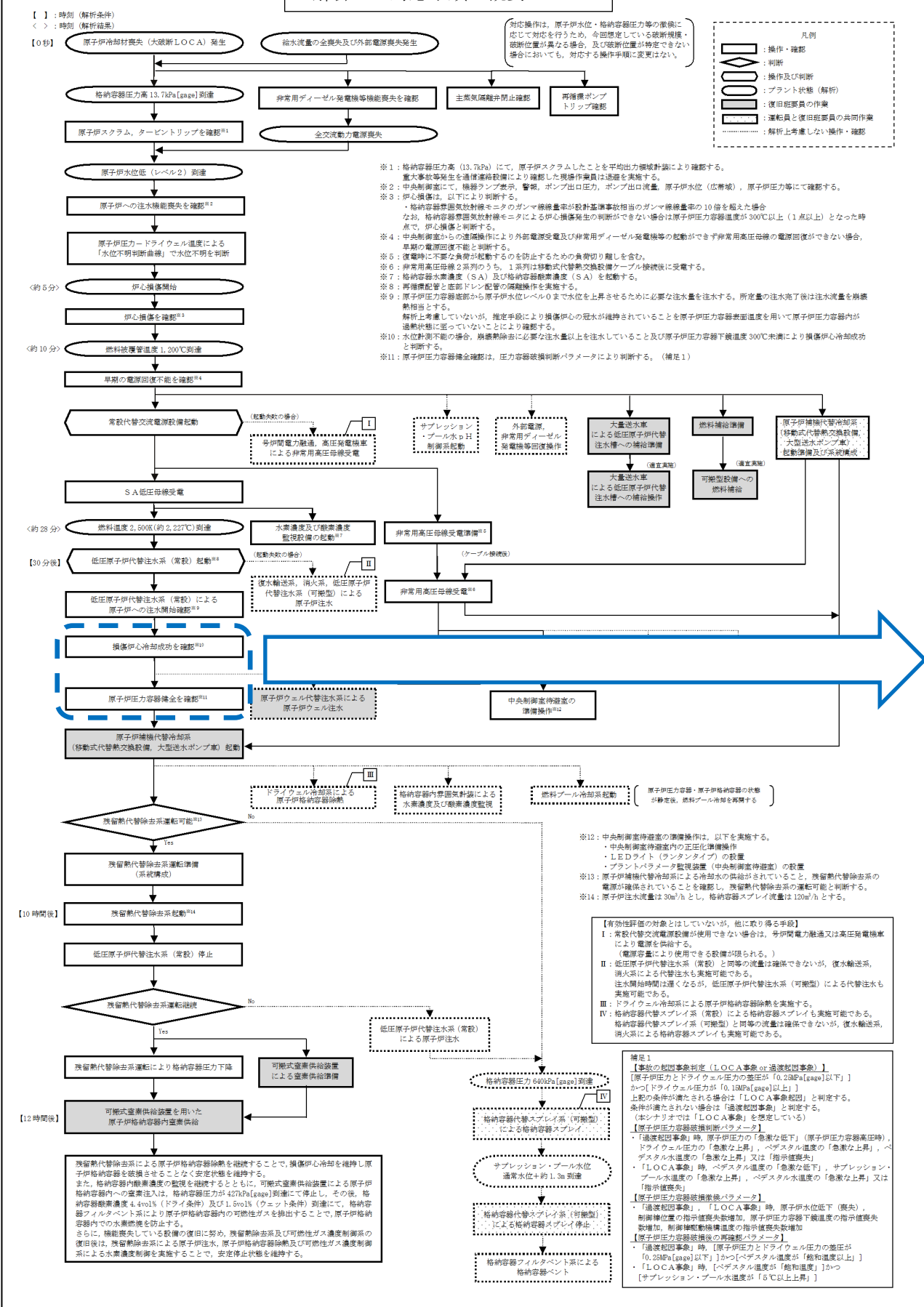
「注水-1」  
原子炉格納容器内漏えいを確認したため、隔離操作を実施する。  
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉へ注水のため、低圧原子炉代替注水ポンプを起動する。  
中央制御室作業環境確保のため、中央制御室換気系を起動する。  
**損傷炉心が冷却できていること及び原子炉圧力容器が健全であることを確認し、「注水-2」「除熱-1」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

- AM 10**: 「居住性確保戦略」
  - ・MCRによる居住性確保
- AM 1**: 「原子炉注水戦略」
  - ・FLSRポンプによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」  
注水-2 (長期の原子炉水位の確保)

F

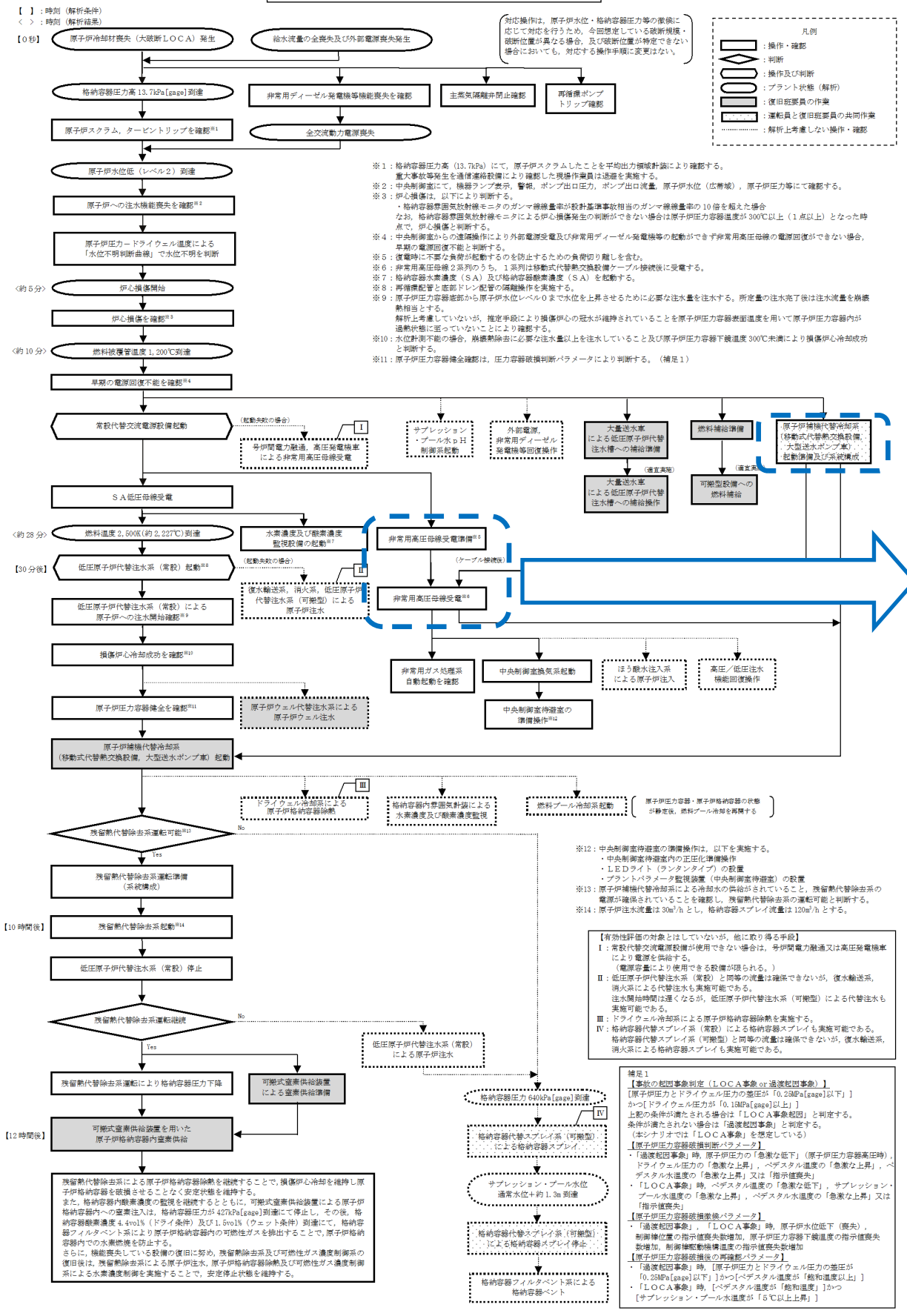
補足説明事項

「注水-2」  
原子炉水位が確認できず LOCAが発生しているため、シュラウド内水位回復に必要な時間注水後、崩壊熱相当分注水し、引き続き**損傷炉心が冷却されていることおよび原子炉圧力容器が健全であることを確認する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 電源復旧



操作補足事項

「電源復旧」  
 ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

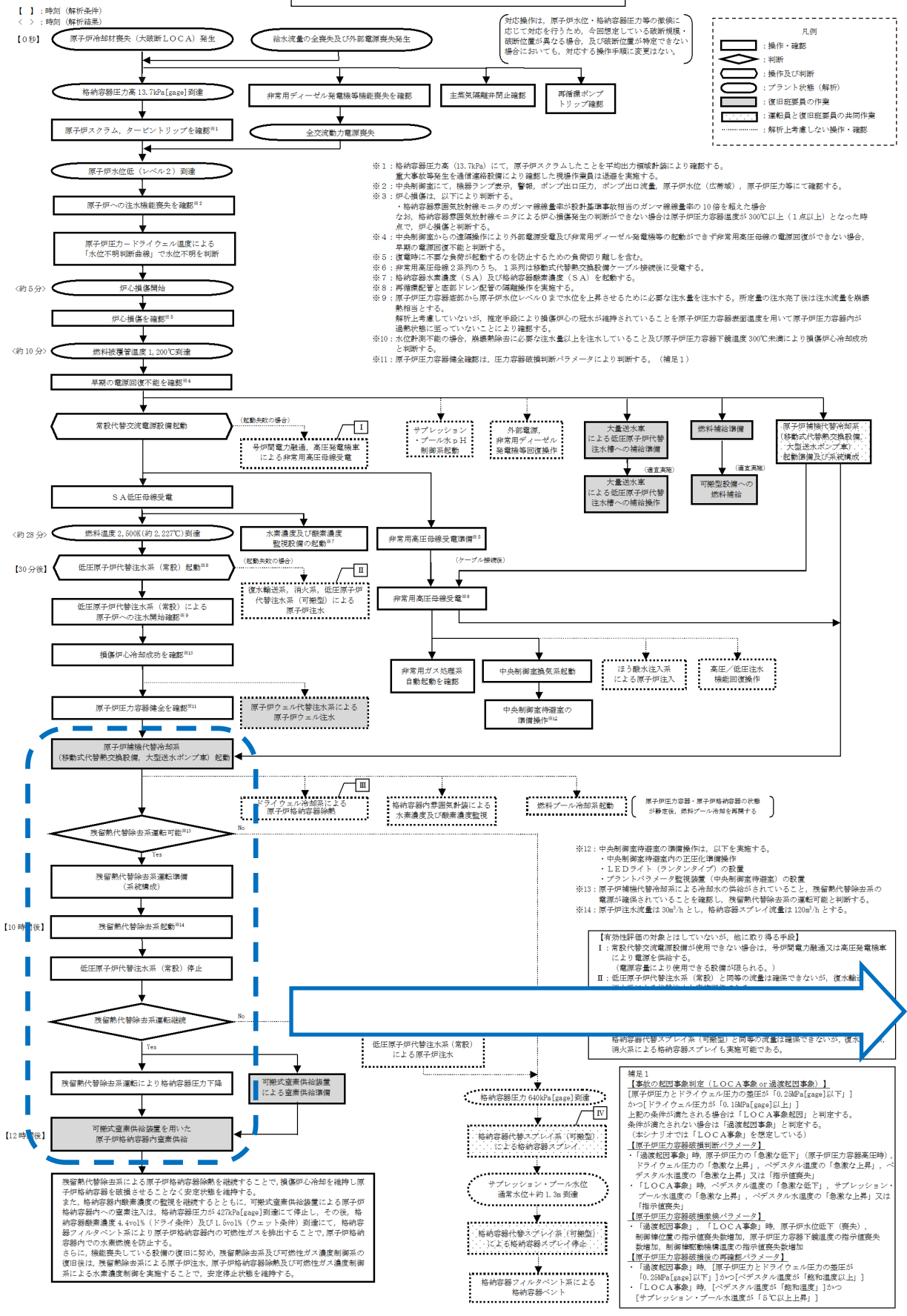
AM設備別操作要領書

- AM 8**：「代替除熱戦略」  
 ・移動式代替熱交換設備による冷却水確保
- AM 11**：「電源確保戦略」  
 ・GTGによるC、D-M/C受電

原子力災害対策手順書

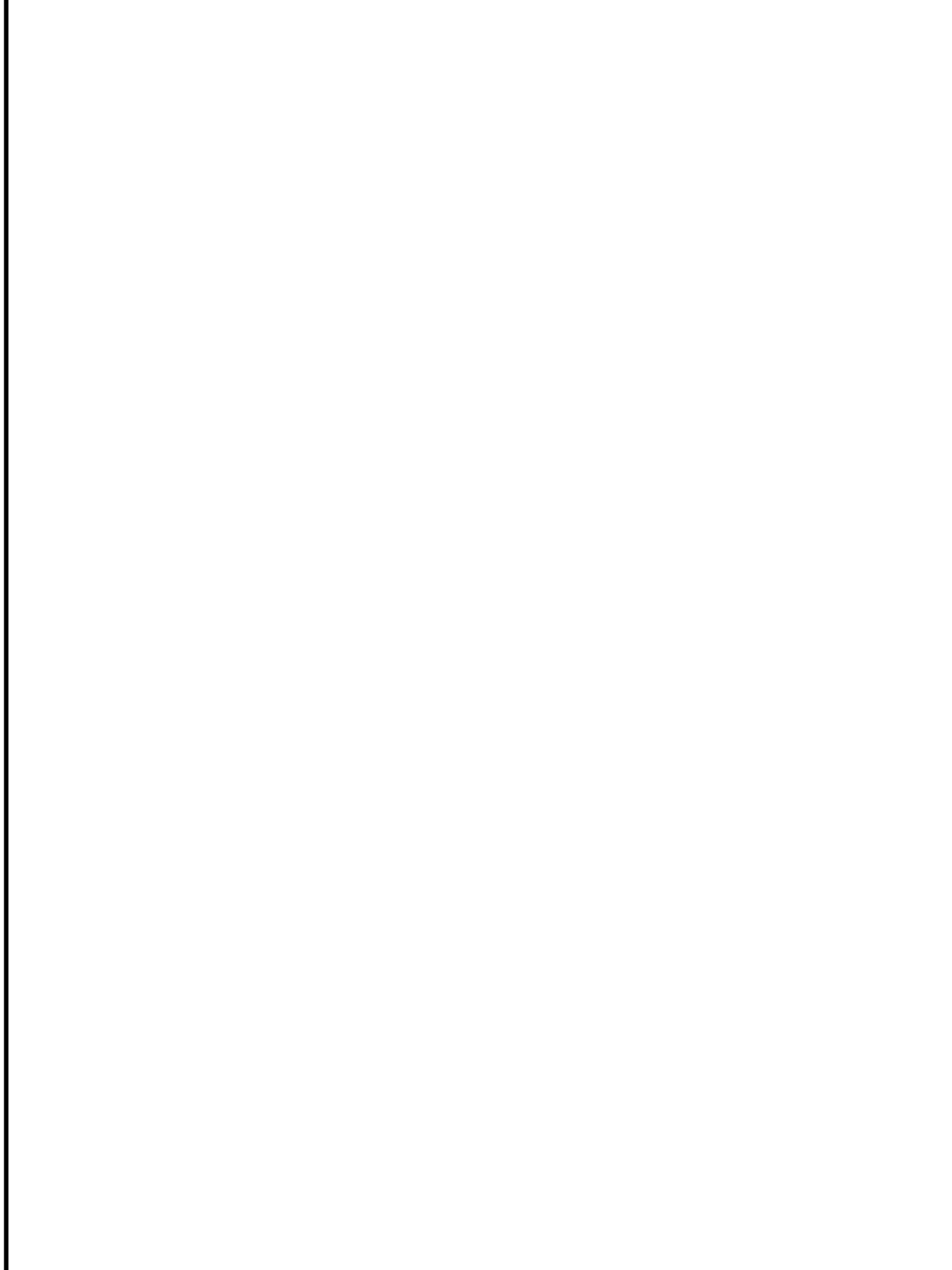
- EHP**  
 ・移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保（UHSS編）  
 ・大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）

### 解析上の対応手順の概要フロー



### 事故時操作要領書

### 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」 除熱-1 (損傷炉心冷却後の除熱)



### 補足説明事項

**「除熱-1」**  
 残留熱代替除去系が運転可能と判断し、原子炉補機代替冷却系起動後、残留熱代替除去系を起動する。  
 原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制するため、可搬型窒素供給装置を起動し、原子炉格納容器内へ窒素を供給する。  
**残留熱代替除去系により格納容器圧力が低下し、事象収束**

### AM設備別操作要領書

**AM 4：**「格納容器除熱戦略」  
 ・RHARによる格納容器除熱

### 原子力災害対策手順書

**ENP**  
 ・可搬型窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換



事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

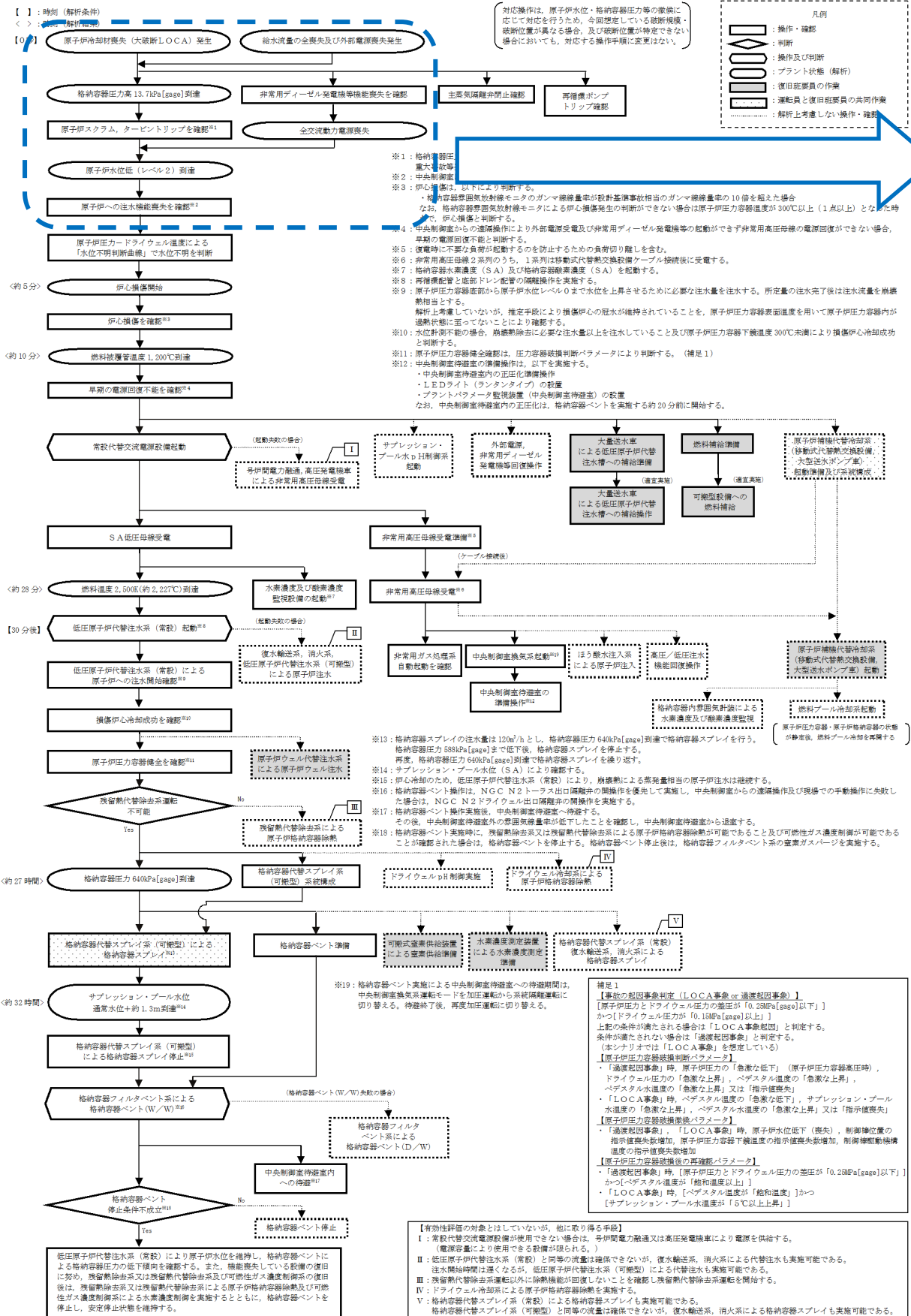
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

事故時運転操作手順書 SOP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。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

LOCAによる格納容器圧力異常高で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。

また、「格納容器制御導入」を継続監視する。原子炉水位は大破断LOCA及び非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系の起動が失敗するため水位が低下する。原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行する。ドライウエル圧力高 (13.7kPa) [gage]到達により、格納容器内で、漏えいが発生していることを確認する。

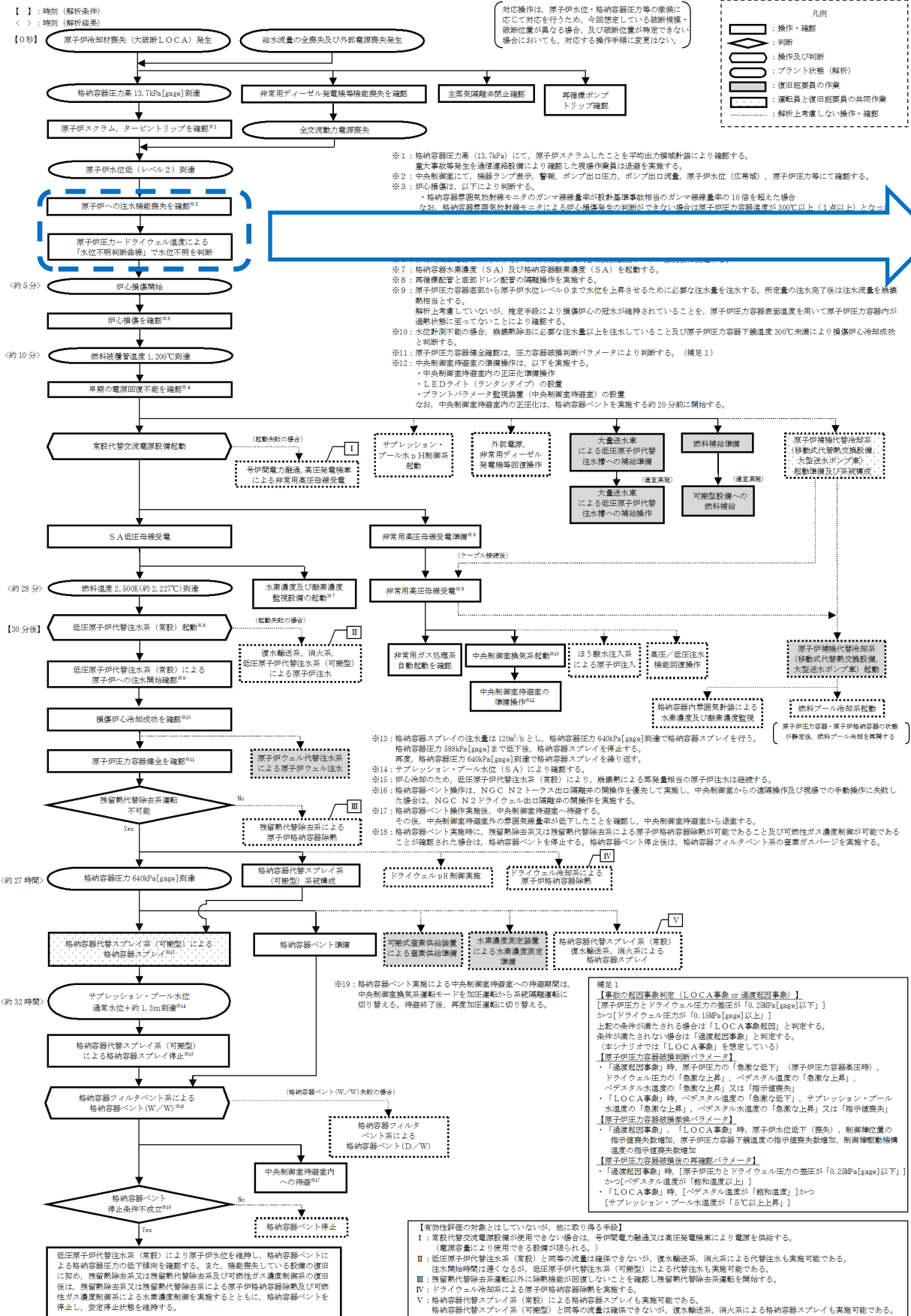
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

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。



解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



補足説明事項

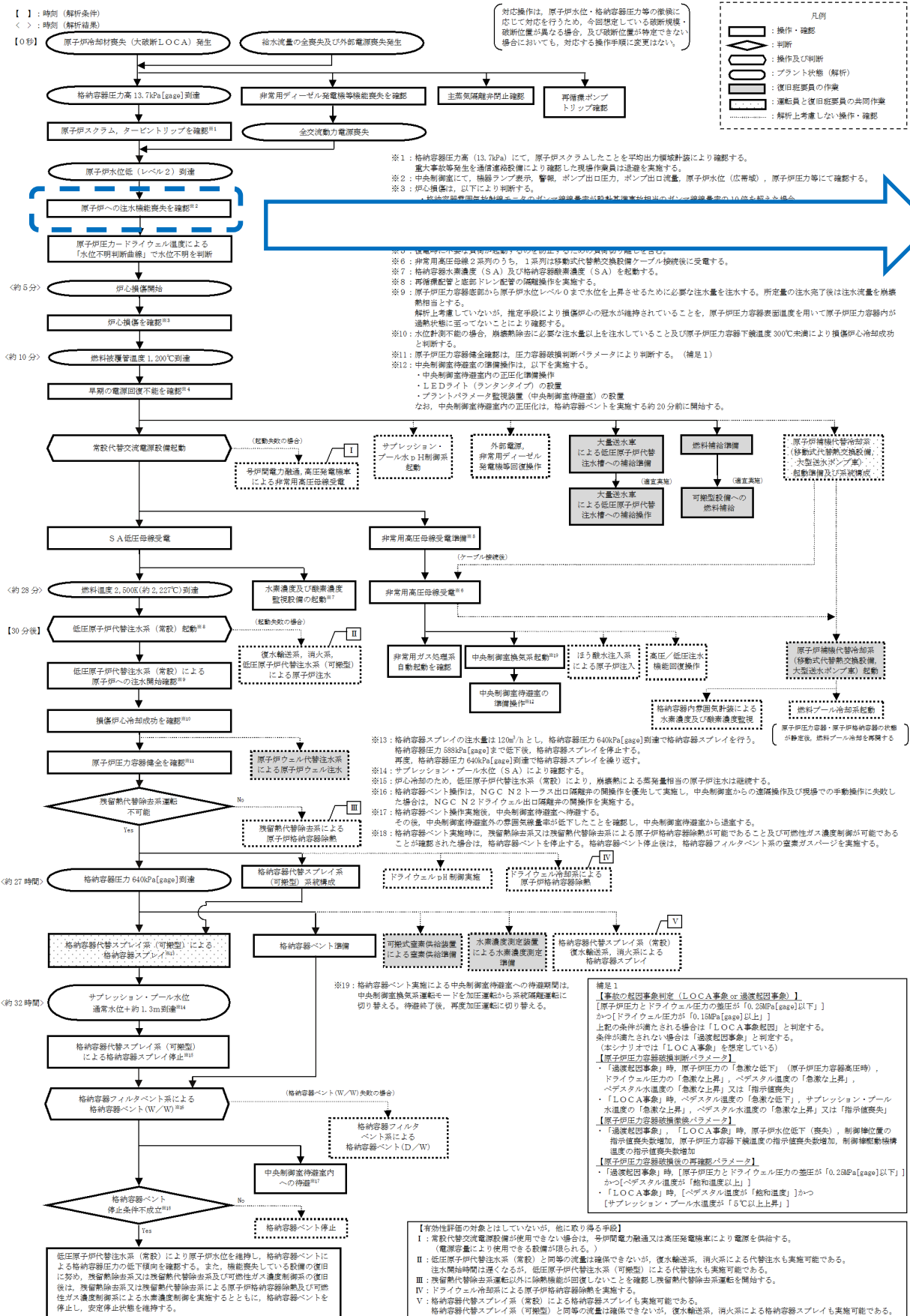
「水位確保」  
プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。  
原子炉圧力とドライウエル空間部温度の相関関係による「水位不明判断曲線」で原子炉水位が水位不明と判断し不測事態「水位不明(C3)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

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。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 不測事態「水位不明」



補足説明事項

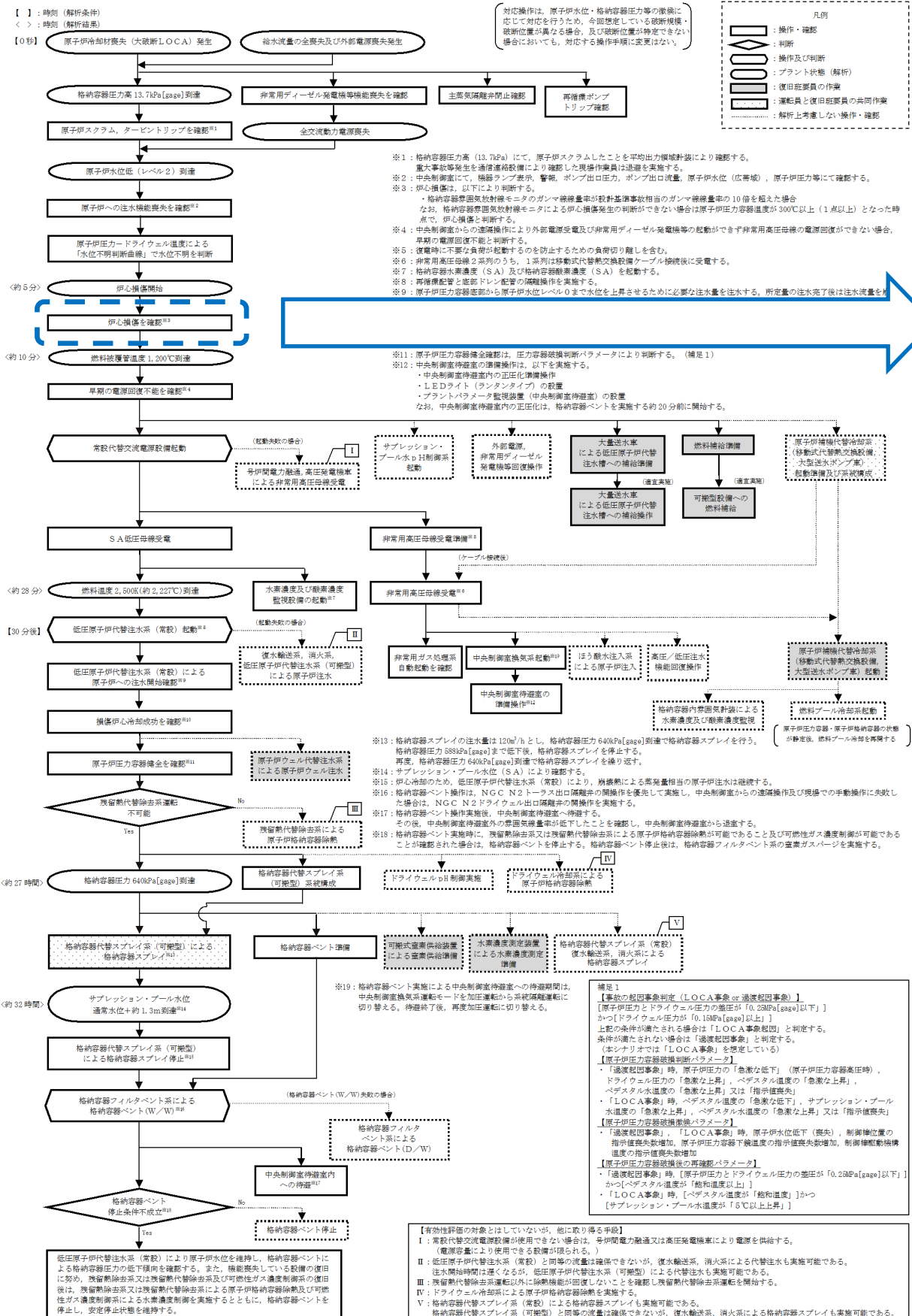
「水位不明」  
**原子炉へ注水可能なシステムを1系統も運転状態にすることができないため、不測事態「AM初期対応(C4)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

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。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 不測事態 「AM初期対応」



補足説明事項

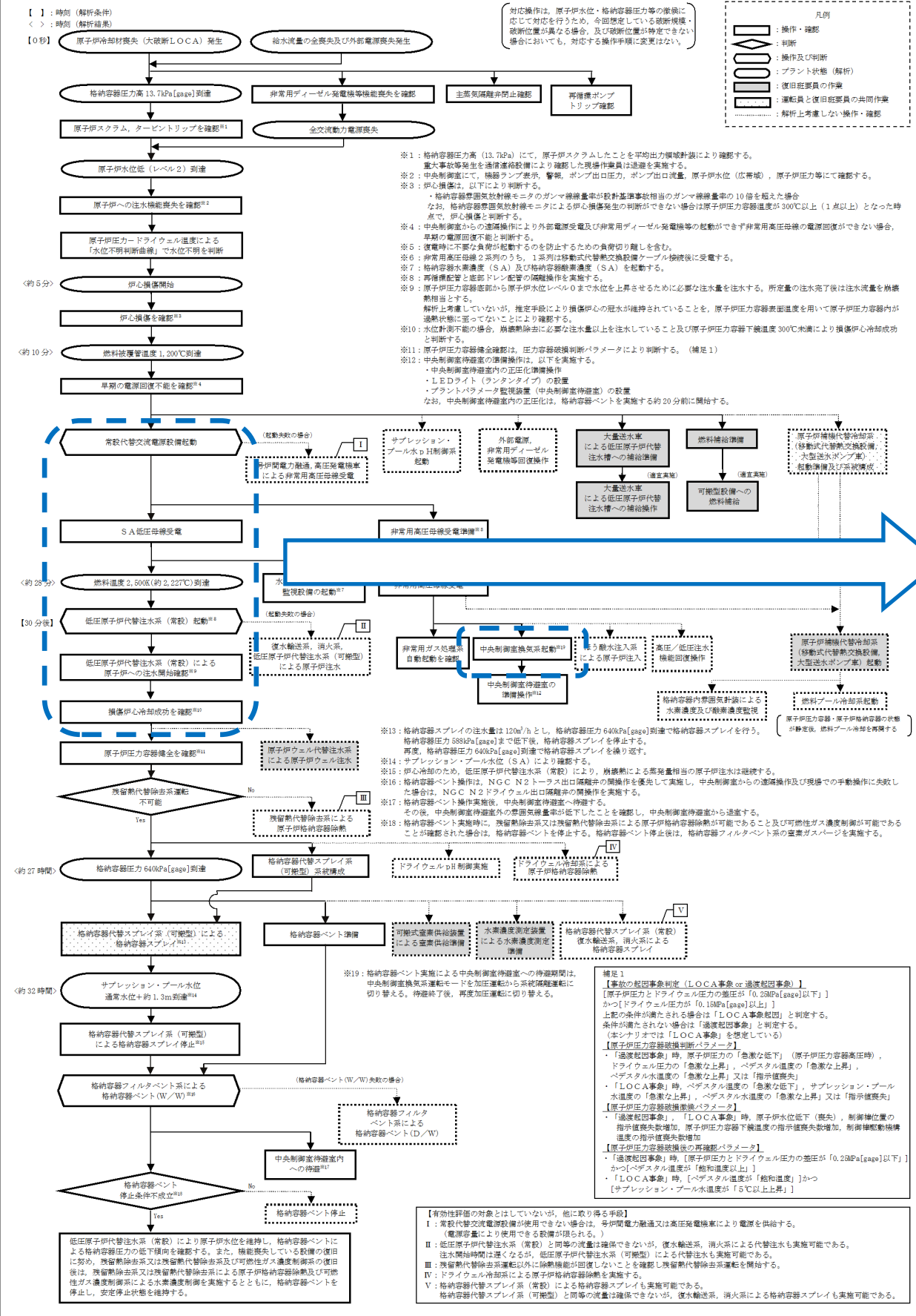
「AM初期対応」  
 格納容器モニタを確認し、**格納容器内γ線線量率が各種設計基準事故時に想定される値の10倍を超えた場合に、事故時操作要領書「シビアアクシデント」の「注水-1」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

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。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント)「SOP」  
注水-1 (損傷炉心への注水)



補足説明事項

「注水-1」  
**格納容器破損の防止のため、「放出」へ移行する。**  
原子炉格納容器内漏えいを確認したため、隔離操作を実施する。  
低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉へ注水のため、低圧原子炉代替注水ポンプを起動する。  
中央制御室作業環境確保のため、中央制御室換気系を起動する。  
**損傷炉心が冷却できていること及び原子炉圧力容器が健全であることを確認し、「注水-2」「除熱-1」へ移行する。**

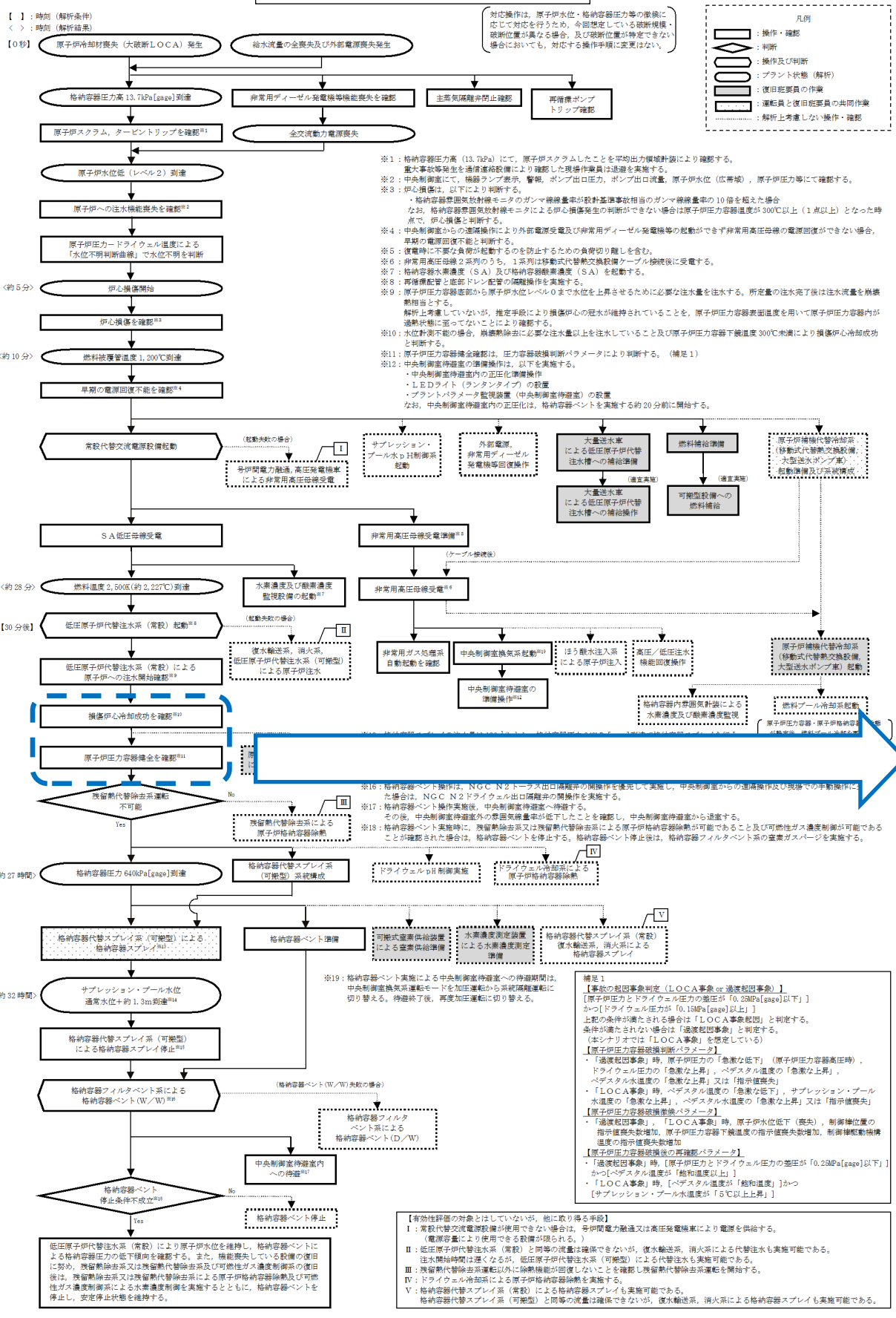
AM設備別操作要領書

- AM 10**: 「居住性確保戦略」
  - ・MCRによる居住性確保
- AM 1**: 「原子炉注水戦略」
  - ・FLSRポンプによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

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。

### 解析上の対応手順の概要フロー



### 事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」  
 注水-2 (長期の原子炉水位の確保)



### 補足説明事項

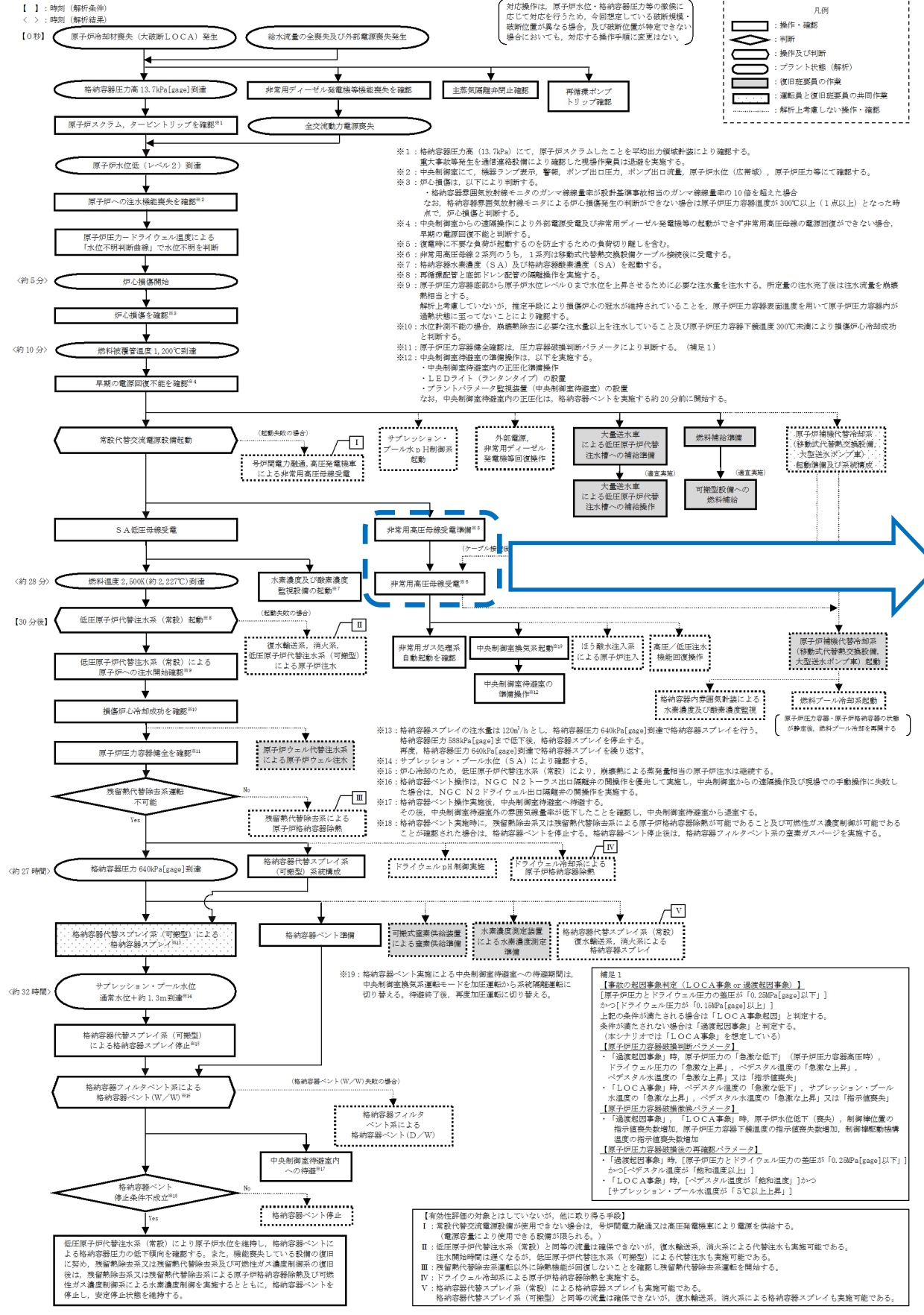
「注水-2」  
 原子炉水位が確認できず  
 LOCAが発生しているため、  
 シュラウド内水位回復に  
 必要な時間注水後、崩壊  
 熱相当分注水し、引き続き  
**損傷炉心が冷却されている  
 ことおよび原子炉圧力容器  
 が健全であることを確認する。**

### AM設備別操作要領書

### 原子力災害対策手順書

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。

### 解析上の対応手順の概要フロー



### 事故時操作要領書

#### 事故時操作要領書 (徴候ベース) 電源復旧



### 補足説明事項

「電源復旧」  
ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

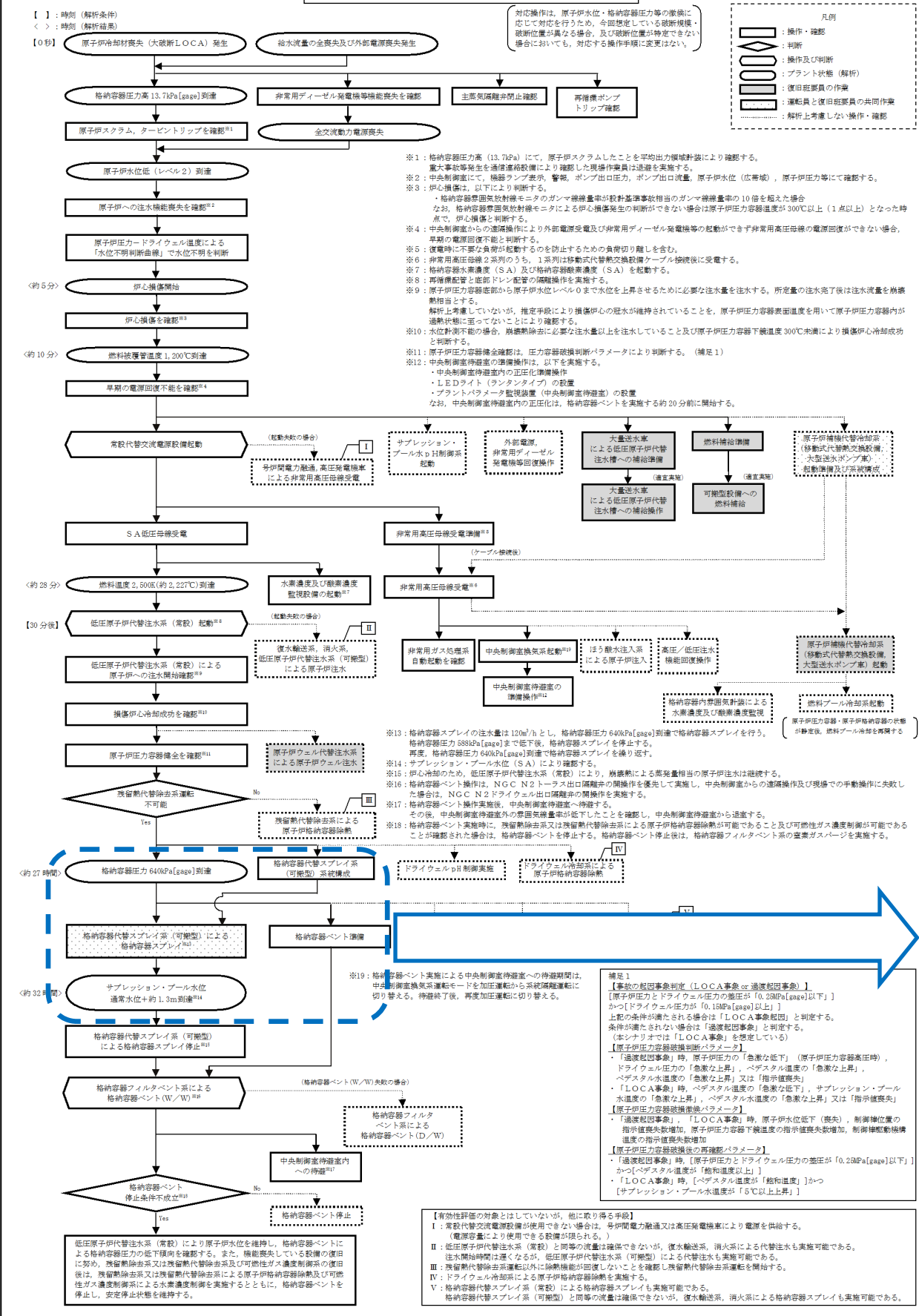
### AM設備別操作要領書

**AM 11:** 「電源確保戦略」  
・GTGによるC、D-M/C受電

### 原子力災害対策手順書

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。

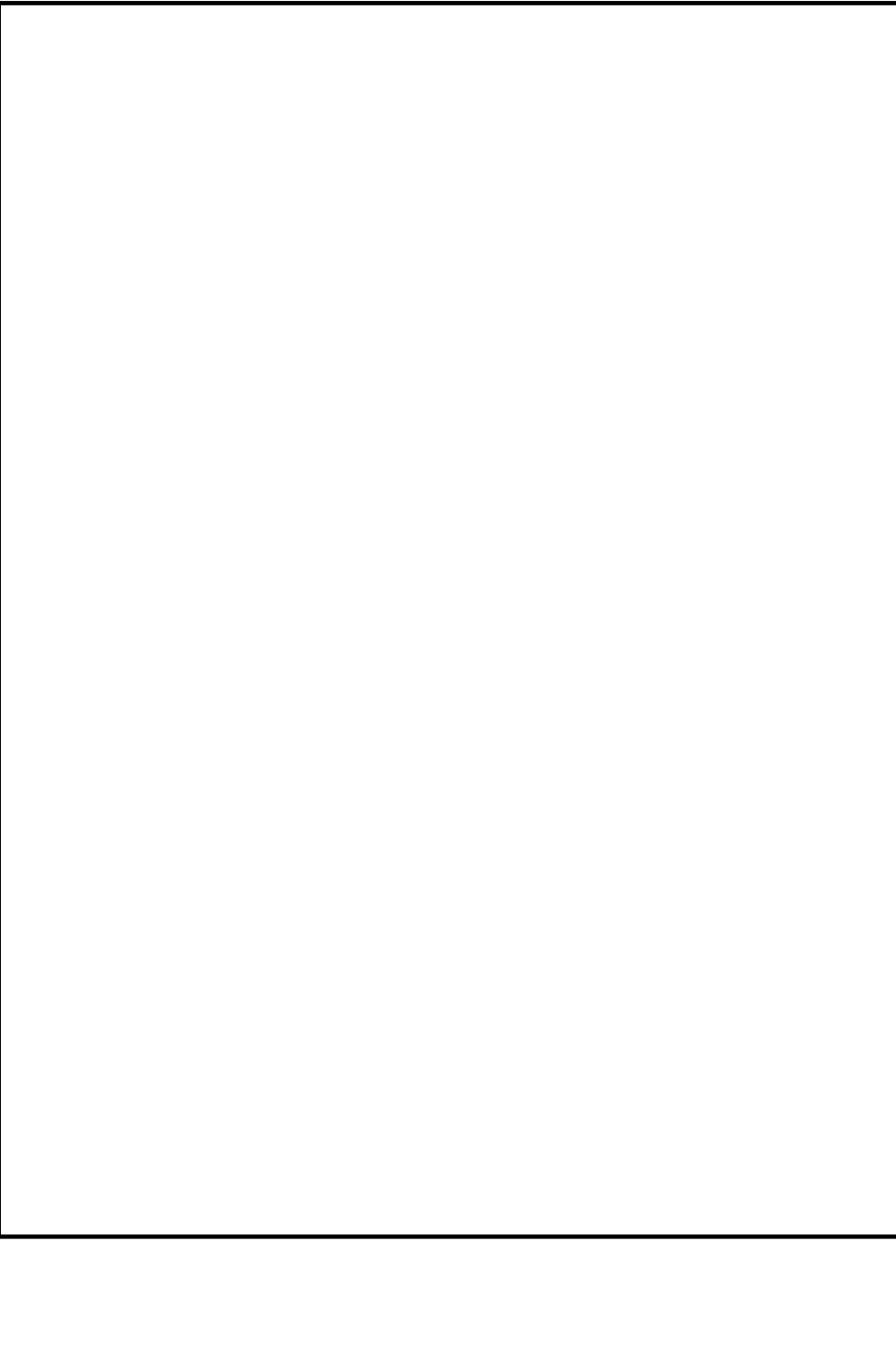
解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」

除熱-1 (損傷炉心冷却後の除熱)



補足説明事項

「除熱-1」  
格納容器圧力が 640kPa [gage] 到達後、格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイ (間欠スプレイ) を実施する。  
**残留熱除去系による除熱ができないかつ、S/P水位が+1.29m に到達後、「放出」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

**AM 5**: 「格納容器機能維持戦略」  
・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

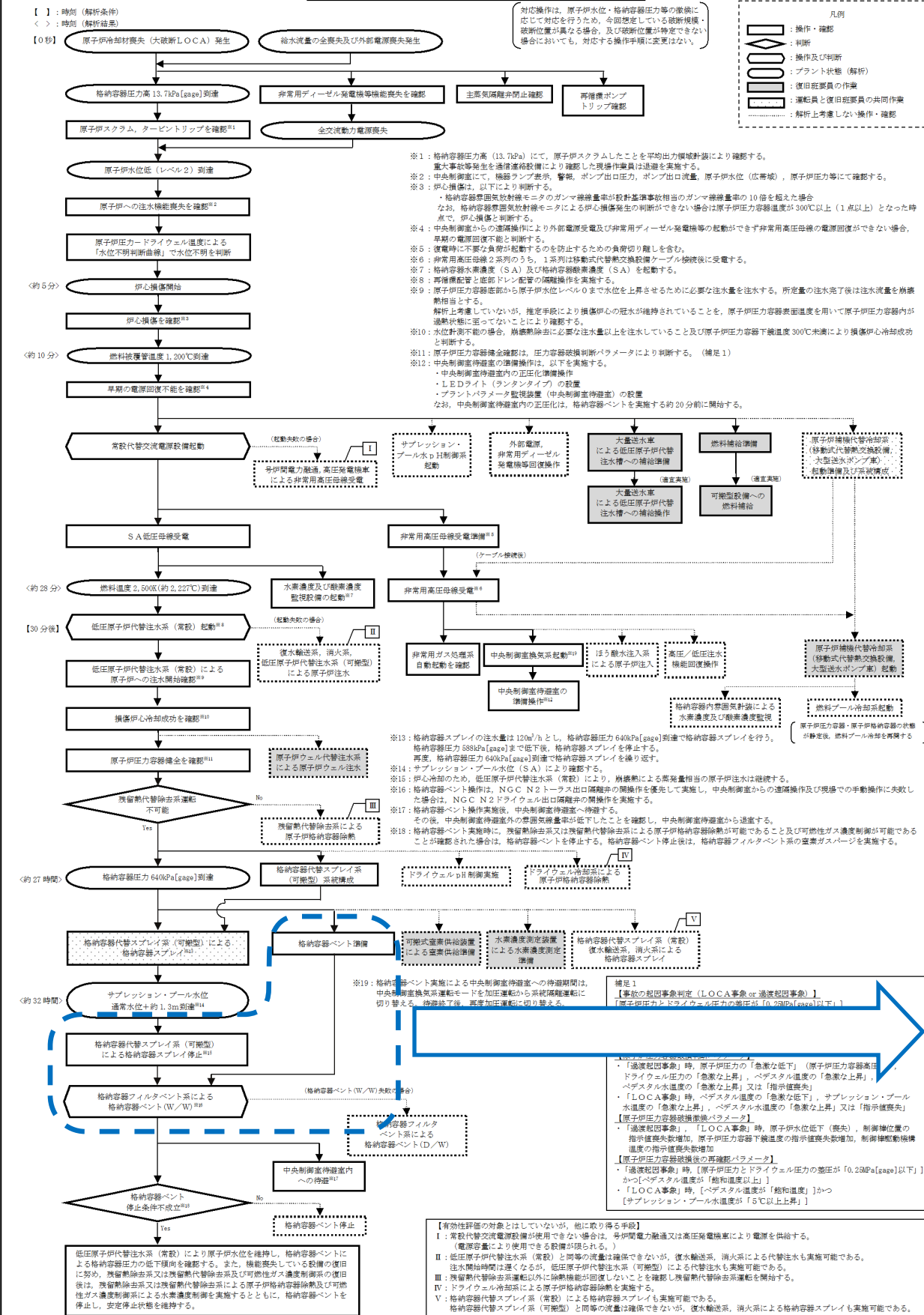
**EHP**  
・大量送水車を使用した送水

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

補足説明事項

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」  
放出 (PCV破損防止)



「放出」  
格納容器圧力が 640kPa [gage] 到達後、格納容器ベント準備を行う。  
サブプレッション・プール水位が+1.29m に到達後、格納容器スプレイの停止操作、中央制御室換気系を循環運転に切り替えを行う。  
格納容器スプレイ停止空調換気系循環運転切り替え後、格納容器フィルタベント系によるベントを行う。

AM設備別操作要領書  
**AM 4**: 「格納容器除熱戦略」  
・FCVSによる格納容器ベント

原子力災害対策手順書



2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱  
 2.3 原子炉炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用  
 2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

特徴

(2.2) 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失が重畳する場合、原子炉緩衝措置がとられ、原子炉炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。

(2.3) 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する場合、このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。

(2.5) 発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する場合、このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。

基本的な考え方

(2.2) 溶融炉心、水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が増え、これを防止するため、原子炉炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の手动開操作により原子炉減圧を実施することによって、原子炉格納容器の破損を防止する。

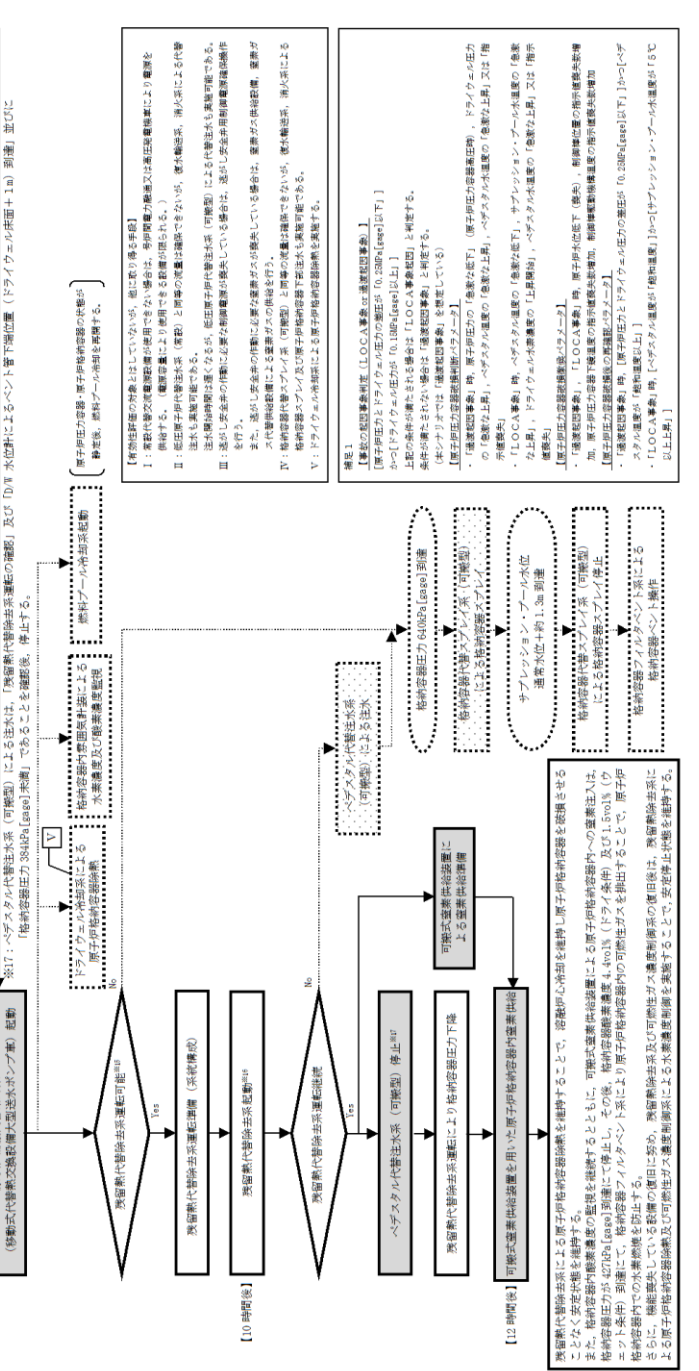
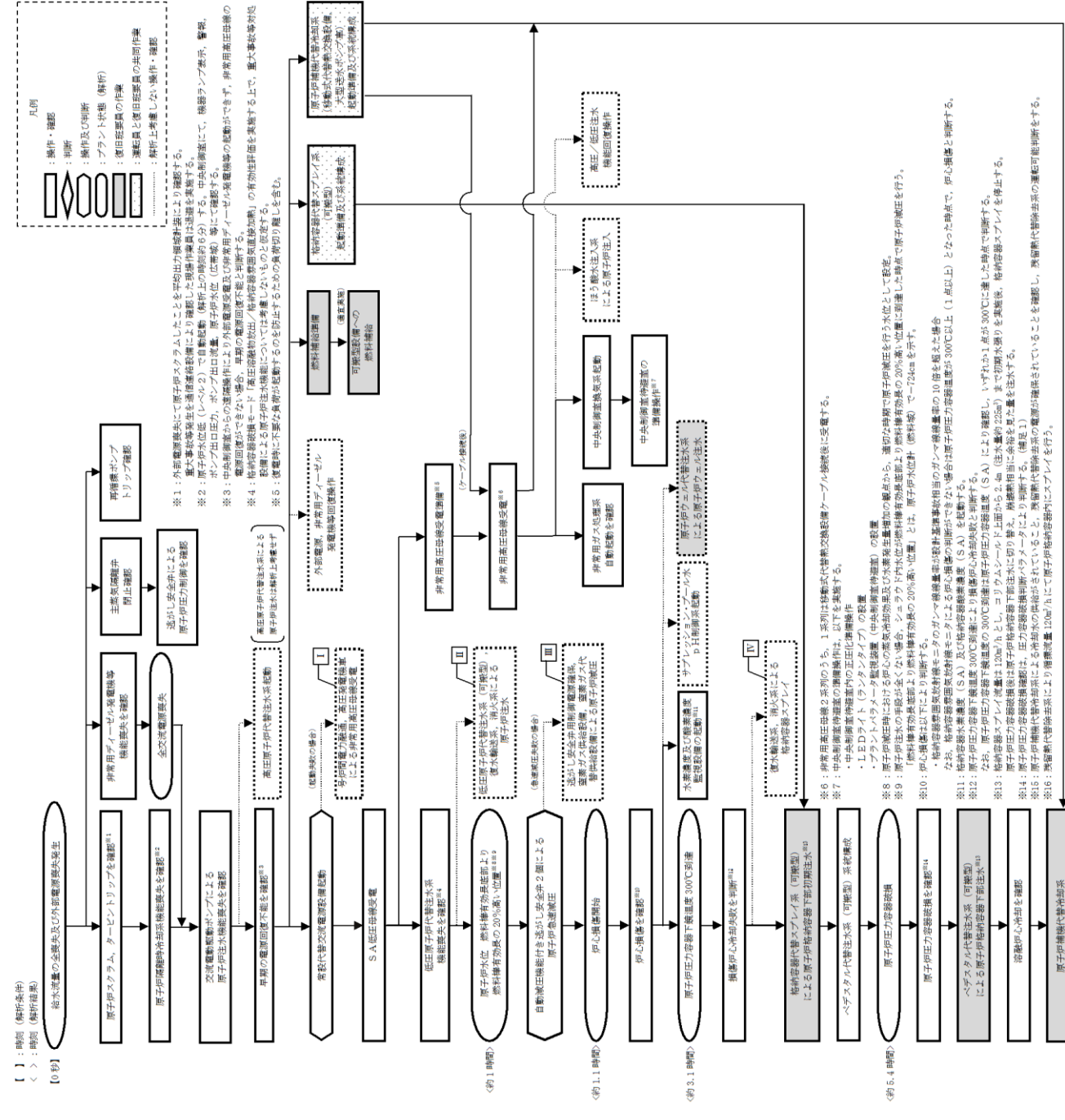
また、原子炉炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によって原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は、コリウムシールド及び原子炉格納容器下部代替注水系（可搬型）によって溶融炉心の冷却を実施する。その後、残留熱代替除去系又は格納容器フィルバベント系によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

さらに、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、原子炉格納容器内へ窒素を注入することによって、原子炉格納容器の破損を防止する。

(2.3) 原子炉格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉格納容器下部の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

(2.5) 原子炉炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し、かつ、溶融炉心の落下後は、ペデスタル代替注水系（可搬型）によって溶融炉心を冷却すること及び原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することにより、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。

解析上の対応手順の概要フロー



対応手順の概要

- a. 原子炉スクラム確認
- b. 高圧・低圧注水系機能喪失確認
- c. 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備
- d. 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- e. 炉心損傷確認
- f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動
- g. 原子炉格納容器下部への注水
- h. 原子炉炉圧力容器破損確認
- i. 溶融炉心への注水
- j. 残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱
- k. 可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入

事故シーケンスグループ「原子炉炉圧力容器外の溶融燃料／冷却剤相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じ手順である。



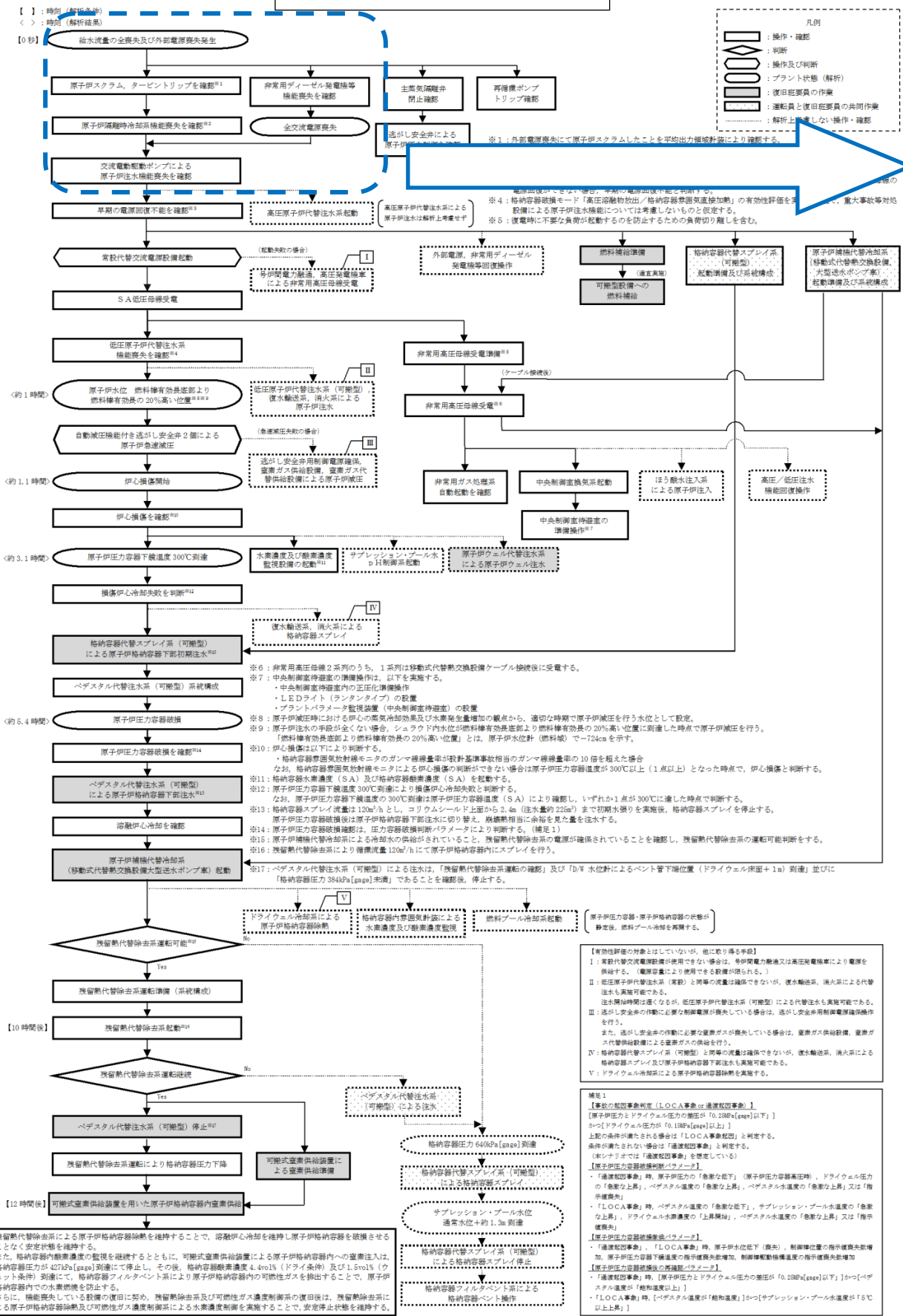


事故時操作運転手順書 SOP対応フロー

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。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

外部電源喪失に伴い、原子炉はスクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

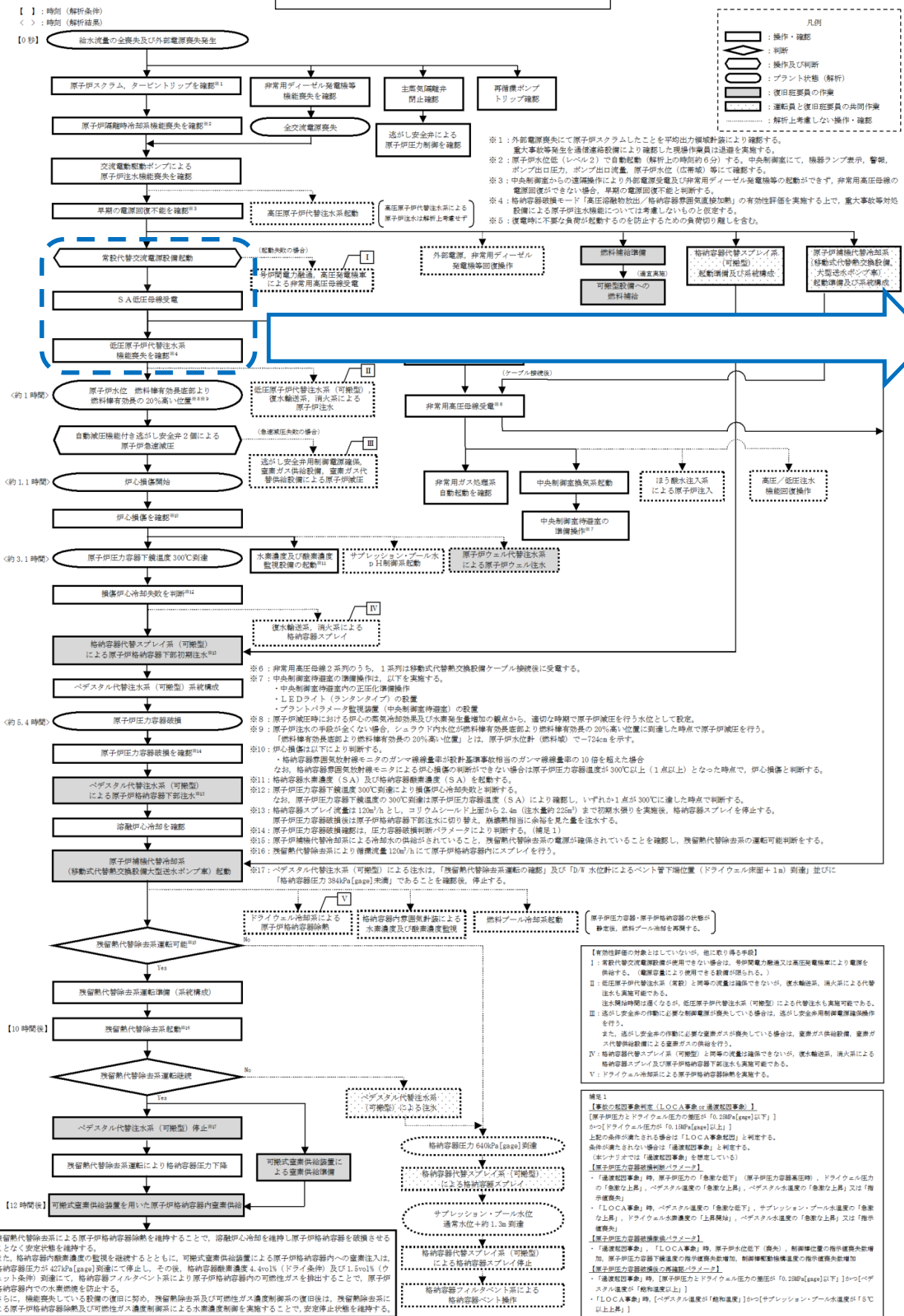
「スクラム」  
 最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。  
 また、「格納容器制御導入」を継続監視する。  
 原子炉水位は全給水喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動が失敗するため原子炉水位は低下する。原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため、原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。  
 所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

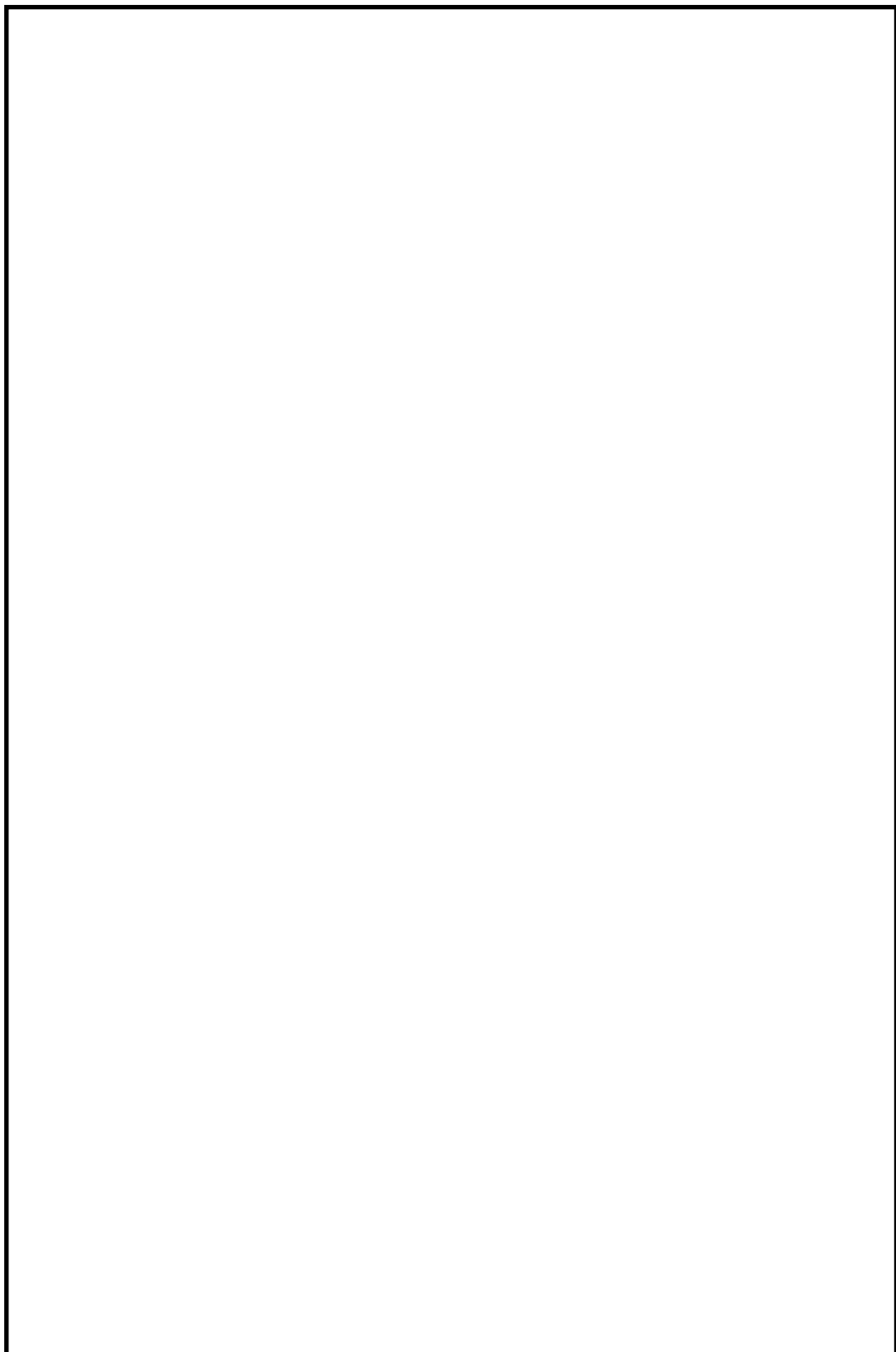
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

「水位確保」プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動で作動させる。  
 全給水喪失し原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系の起動に失敗し原子炉水位の低下が継続する。低圧原子炉代替注水系の起動も失敗する。**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上に維持できないと判断し、不測事態「水位回復(C1)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

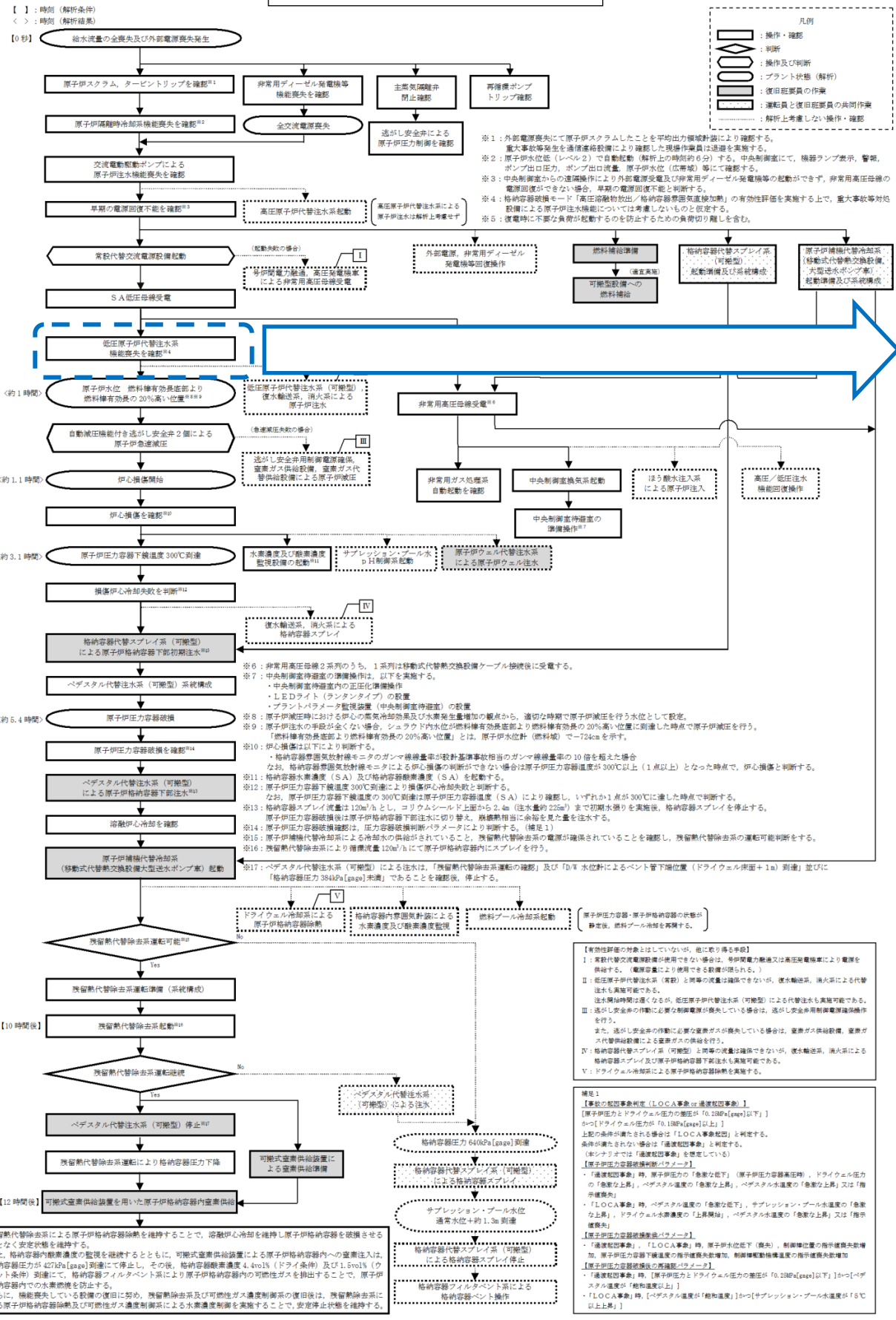


原子力災害対策手順書



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。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



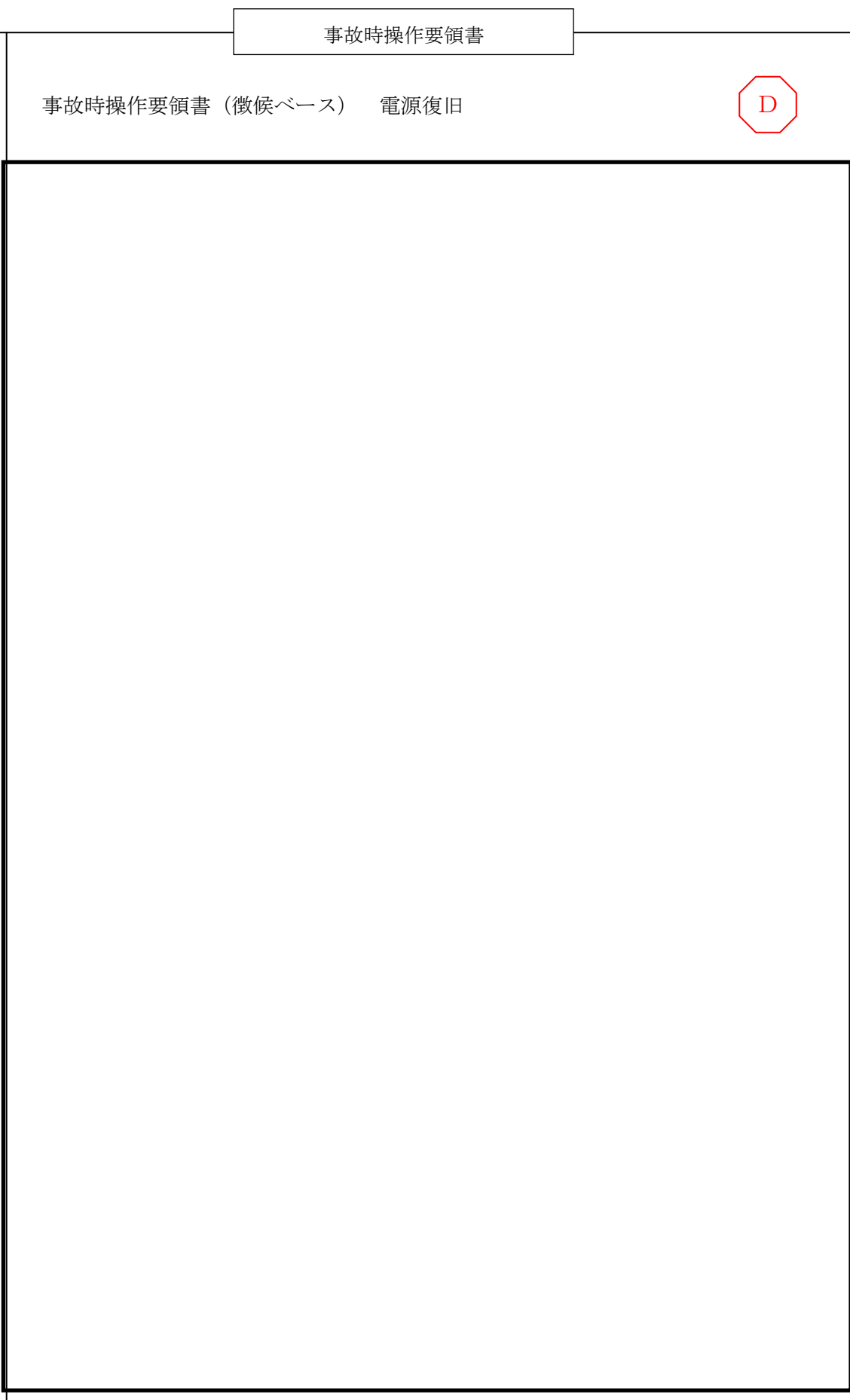
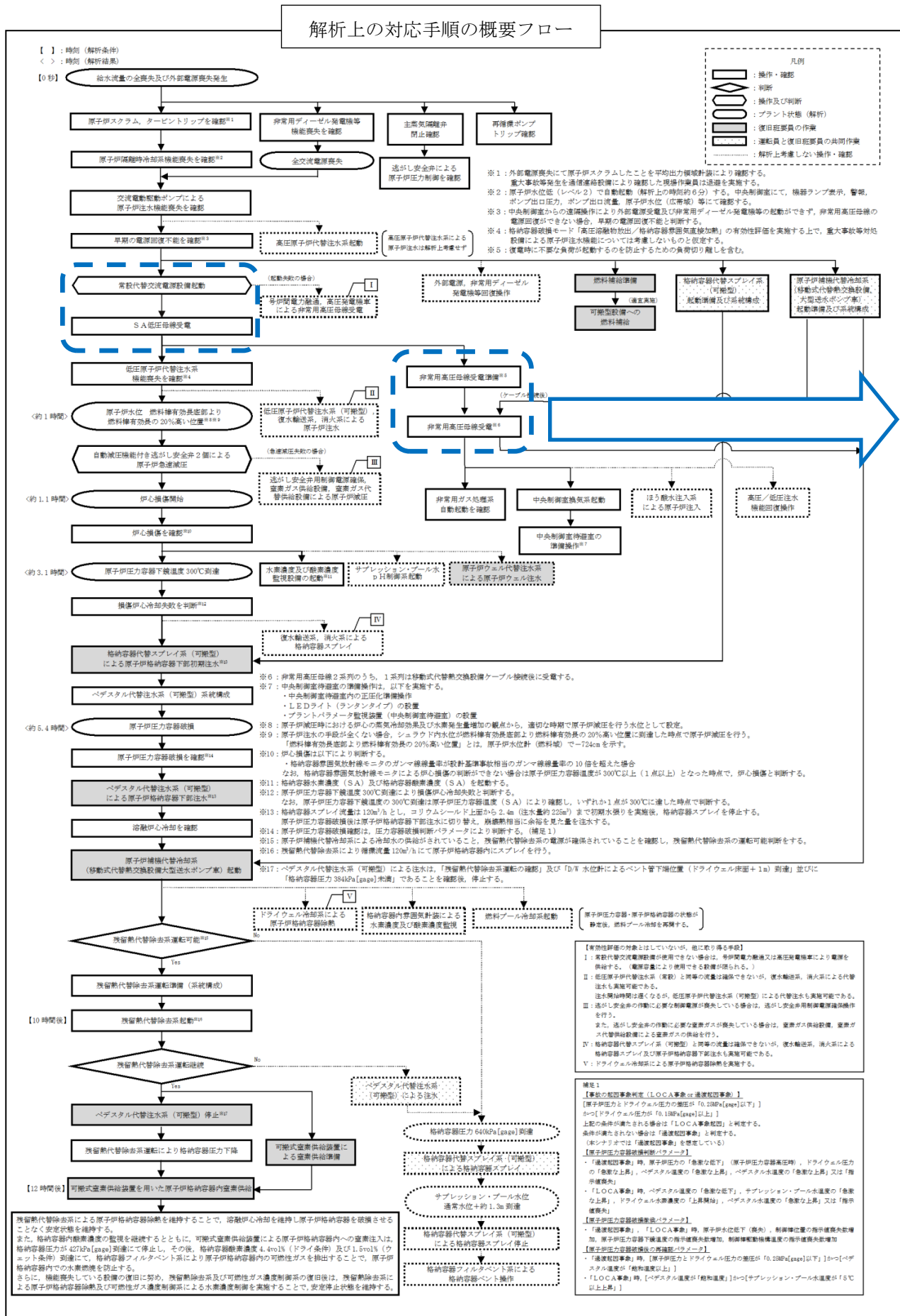
操作補足事項

「水位回復」  
 原子炉へ注水できる系統がないため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部未満であり原子炉水位の低下が継続していることを確認する。  
**原子炉へ注水可能な系統を1系統も運転状態にすることができないため不測事態「AM初期対応(C4)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

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。



操作補足事項

「電源復旧」  
 ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

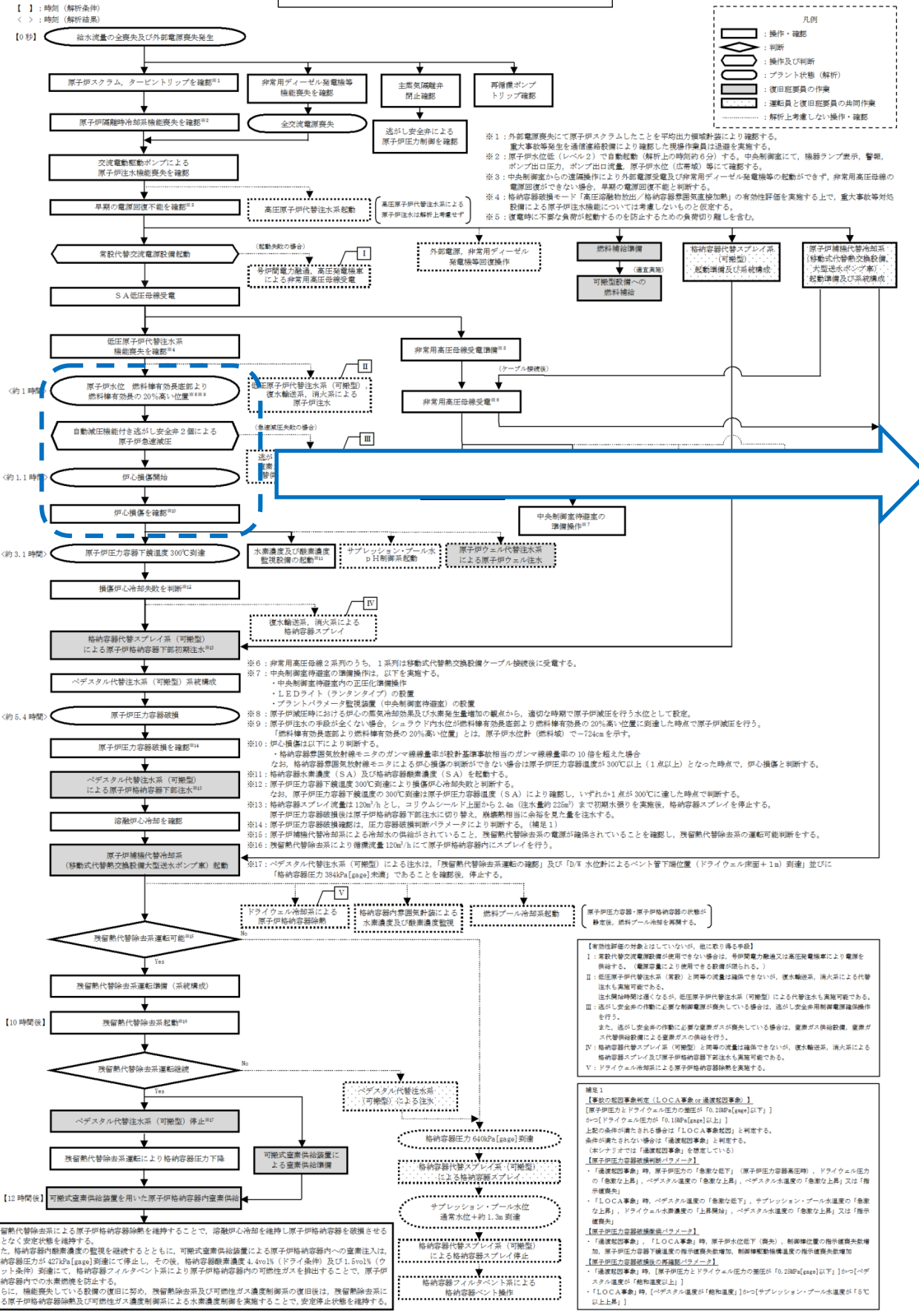
AM8：「代替除熱戦略」  
 ・移動式代替熱交換設備による冷却水確保

AM11：「電源確保戦略」  
 ・GTGによるC、D-M/C受電

原子力災害対策手順書

EHP  
 ・移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保（UHSS編）  
 ・大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 不測事態「AM初期対応」 E

操作補足事項

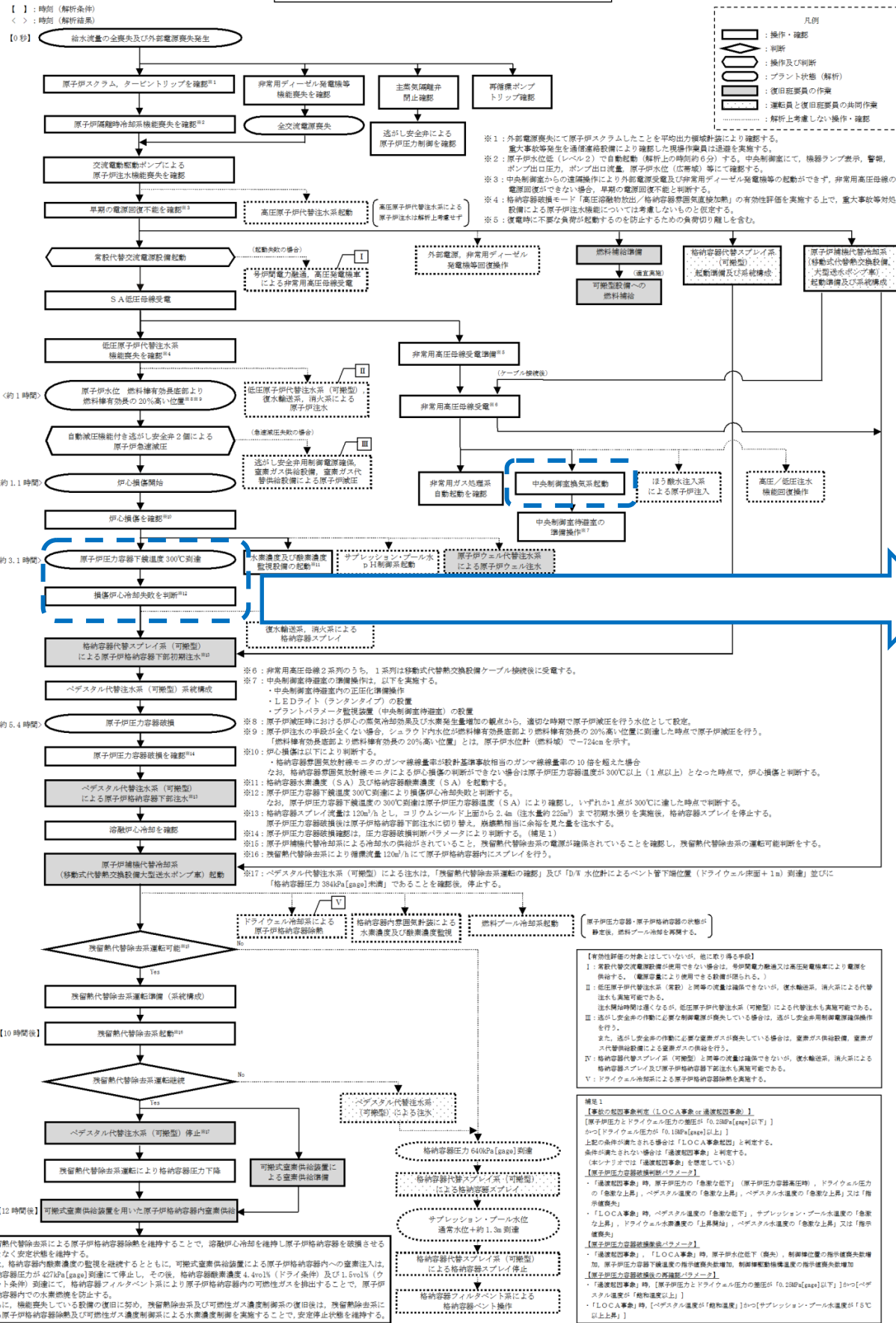
「AM初期対応」  
 格納容器モニタの監視をする。  
 原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%高い位置に到達したら、逃がし安全弁2弁を開き、原子炉の減圧を行う。  
**格納容器内γ線線量率が各種設計基準事故時に想定される10倍を超えた場合に、事故時操作要領書（シビアアクシデント）の「注水-1」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害手順書



解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」  
注水-1 (損傷炉心への注水)



操作補足事項

「注水-1」  
中央制御室環境改善のため、中央制御室換気系を起動する。  
**原子炉注水可能系統がなく、損傷炉心の冷却に失敗したと判断し「注水-3a」へ移行する。**

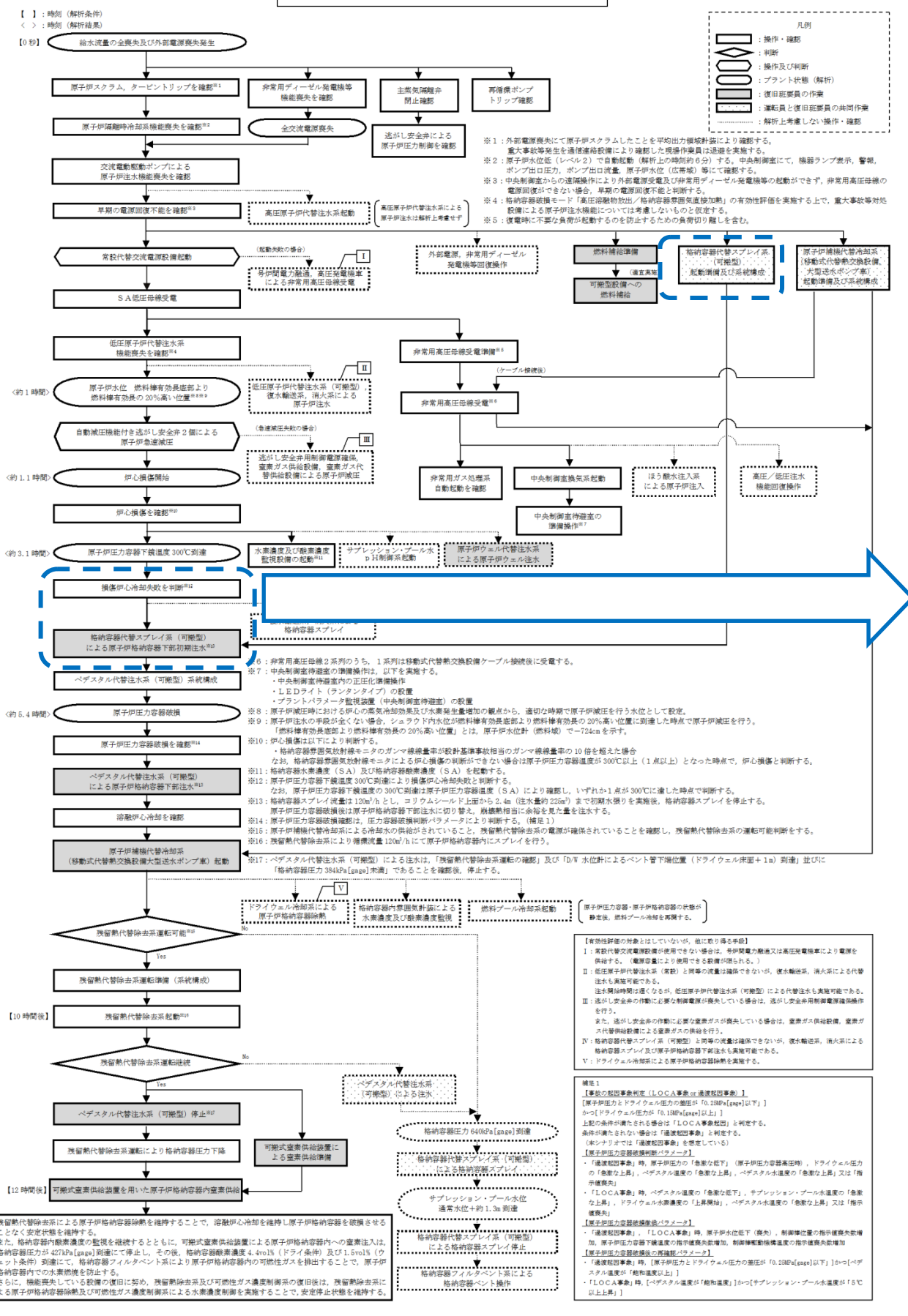
AM設備別操作要領書

- AM 10: 「居住性確保戦略」
- ・MCRによる居住性確保

原子力災害手順書

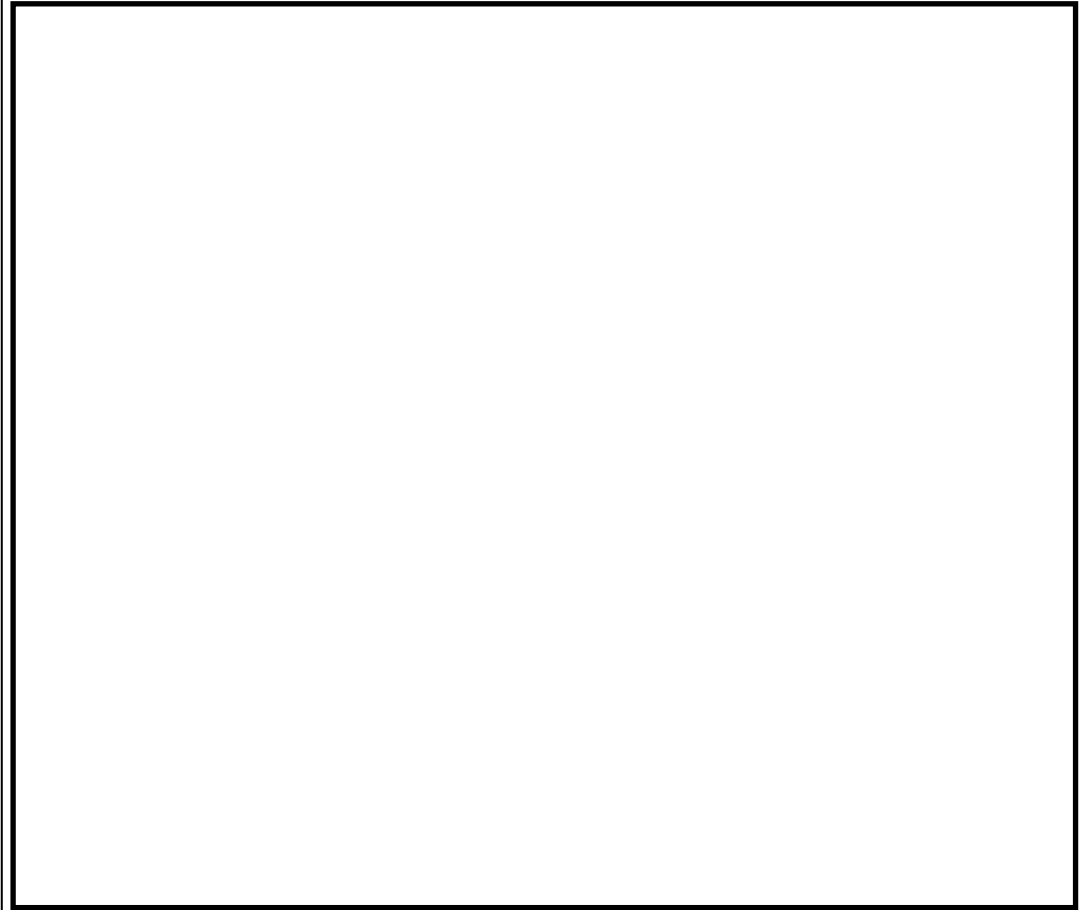
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

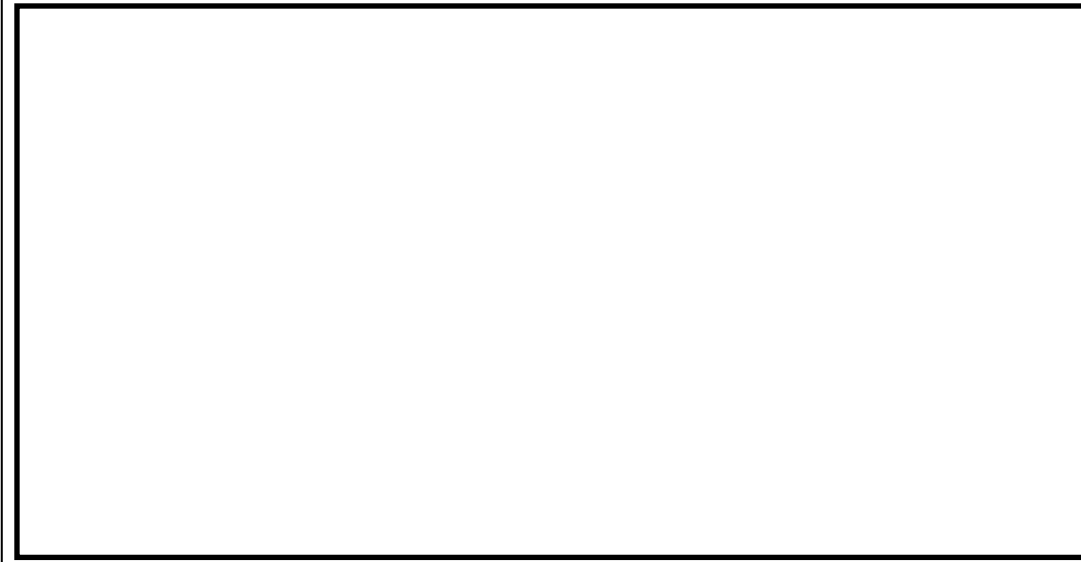


事故時操作要領書

事故時操作要領書（シビアアクシデント）「SOP」  
 注水-3 a （RPV 破損前のペダスタル初期注水）



事故時操作要領書（シビアアクシデント）「SOP」  
 注水-1 （損傷炉心への注水）



操作補足事項

「注水-3 a」  
 格納容器代替スプレイ系により、原子炉格納容器下部に約70m<sup>3</sup>注水し、「注水-1」に移行する。

「注水-1」  
 原子炉圧力容器破損の判定条件から原子炉圧力容器が破損したことを確認し、「注水-3 b」へ移行する。

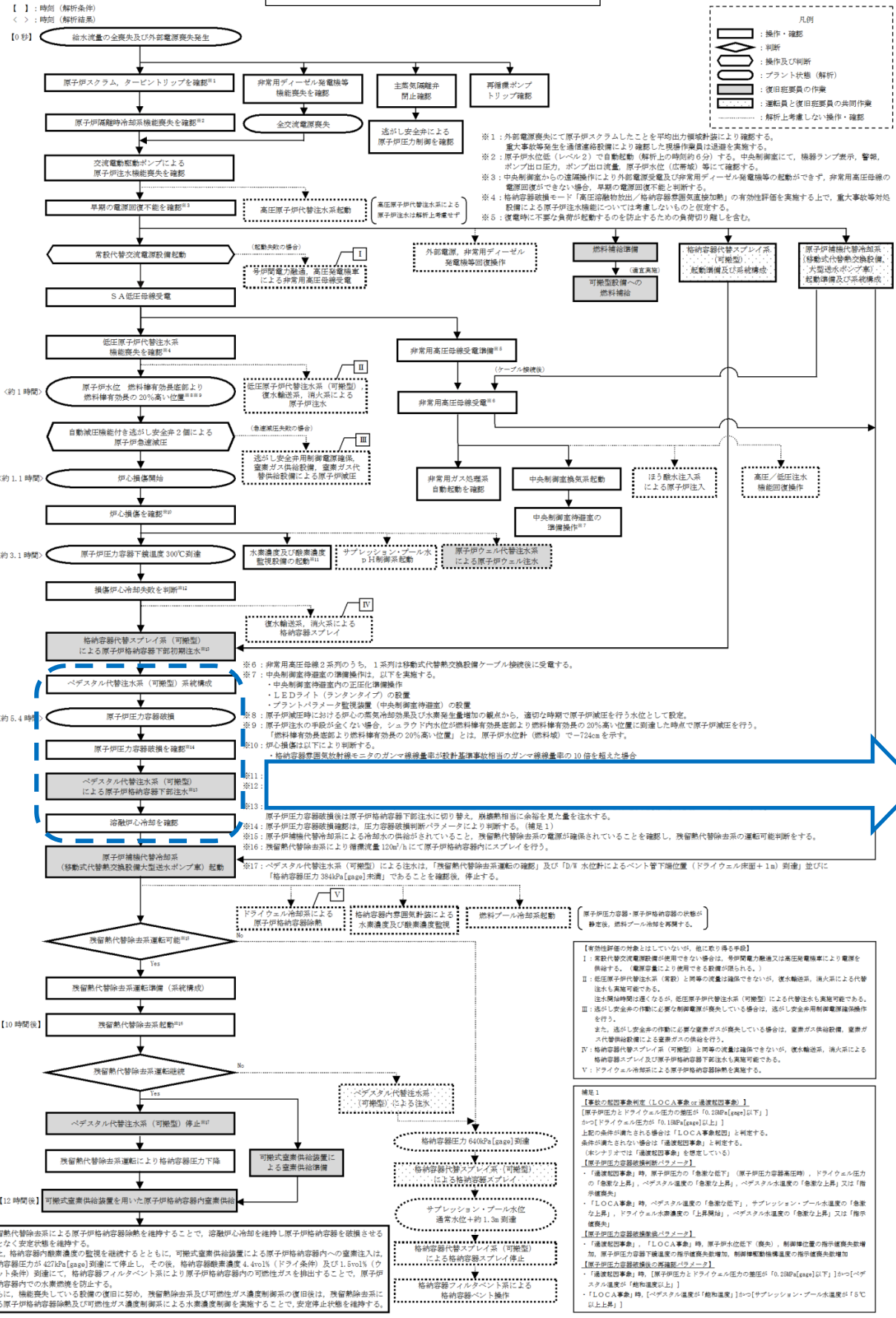
AM設備別操作要領書

AM 5：「格納容器機能維持戦略」  
 ・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

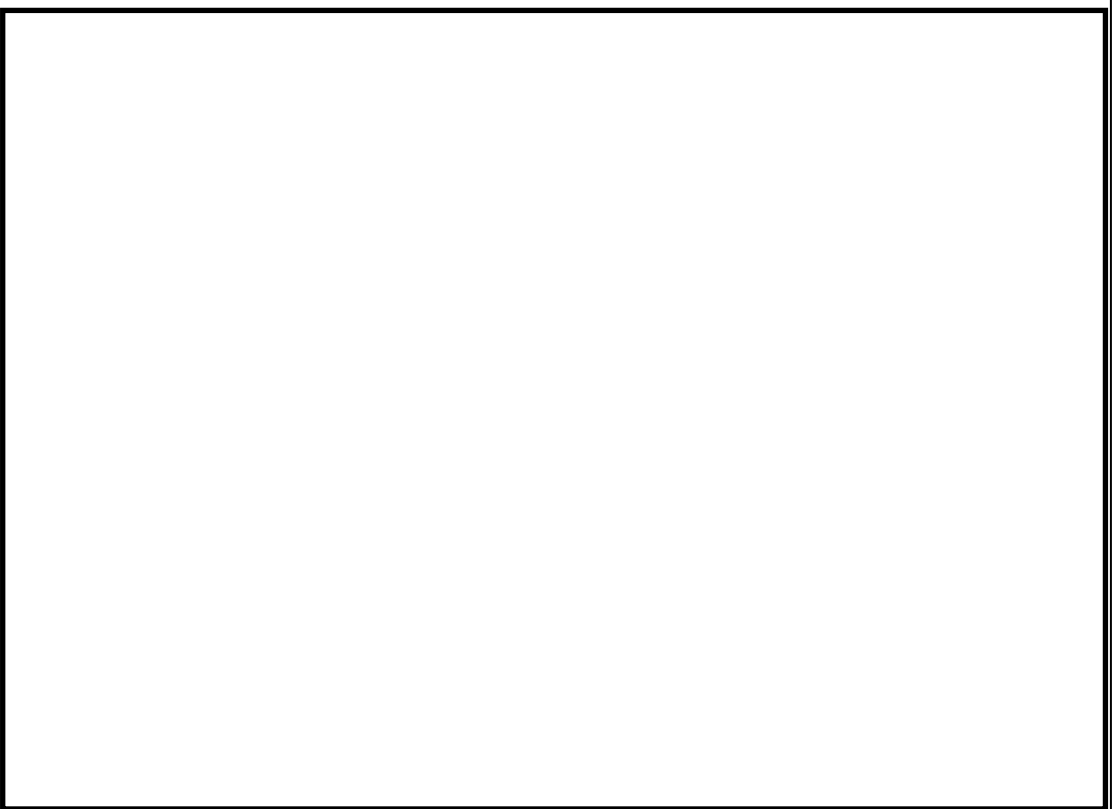
EHP  
 ・大量送水車を使用した送水

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント)「SOP」  
注水-3 b (RPV 破損後のペDESTAL注水)



事故時操作要領書 (シビアアクシデント)「SOP」  
注水-4 (長期のRPV 破損後の注水)



操作補足事項

「注水-3 b」  
ペDESTAL代替注水系 (可搬型) により、崩壊熱相当に余裕をみた量を注水し、「注水-4」「除熱-2」に移行する。

「注水-4」  
ペDESTAL代替注水系 (可搬型) により、原子炉停止後の経過時間に応じてペDESTAL流量を調整する。

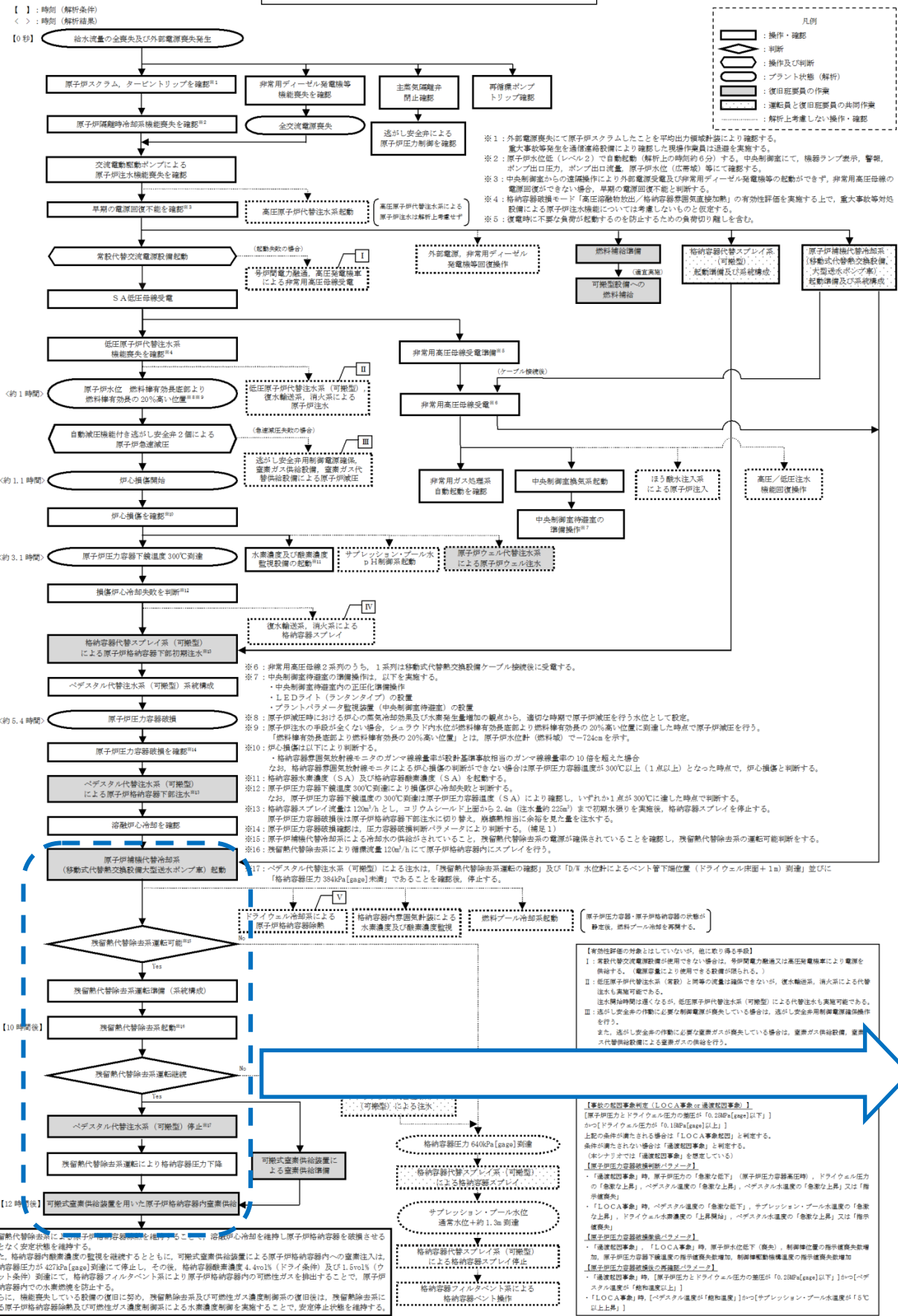
AM設備別操作要領書

AM 6: 「ペDESTAL注水戦略」  
・大量送水車によるペDESTAL注水

原子力災害対策手順書

EHP  
・大量送水車を使用した送水

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（シビアアクシデント）「SOP」  
 除熱-2（RPV 破損後の除熱）



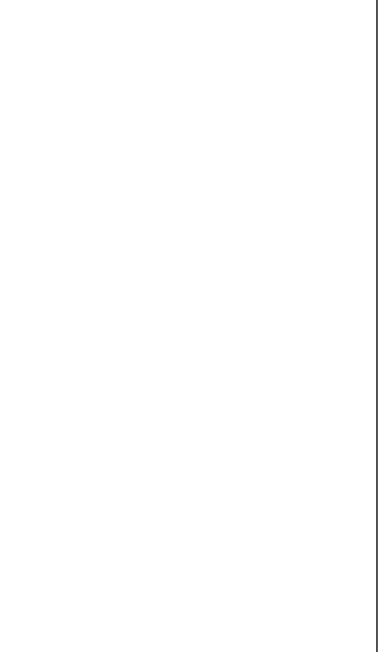
操作補足事項

「除熱-2」  
 残留熱代替除去系が運転可能と判断し、原子炉補機代替冷却系起動後、残留熱代替除去系を起動する。  
**残留熱代替除去系により格納容器圧力が低下し、事象収束**

AM設備別操作要領書

AM 4: 「格納容器除熱戦略」  
 ・RHARによる格納容器除熱

原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### 3. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

#### 3.1 想定事故 1

##### 特徴

燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため、燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

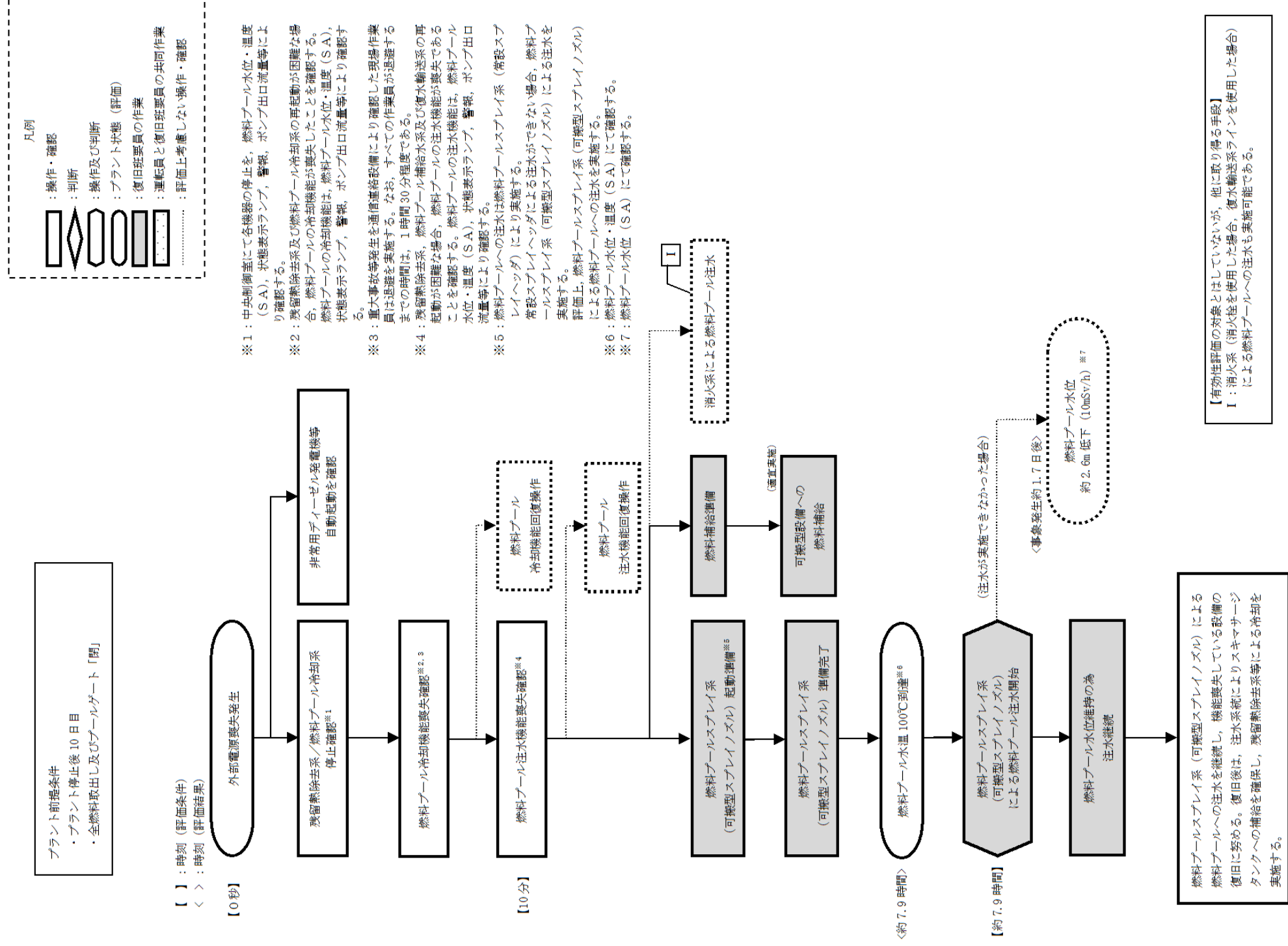
##### 基本的な考え方

燃料プールのスプレイ系により燃料プールへ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）により燃料プール水位を維持する。

##### 対応手順の概要

- 燃料プールの冷却系機能喪失確認
- 燃料プールの注水機能喪失確認
- 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

##### 解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

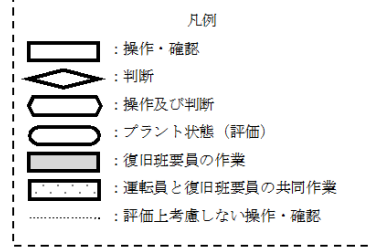
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

燃料プール冷却系停止に伴い燃料プール水温が上昇する。燃料プール水温55℃到達により、事故時操作要領書（徴候ベース）「燃料プール制御（FP/C）」を導入する。

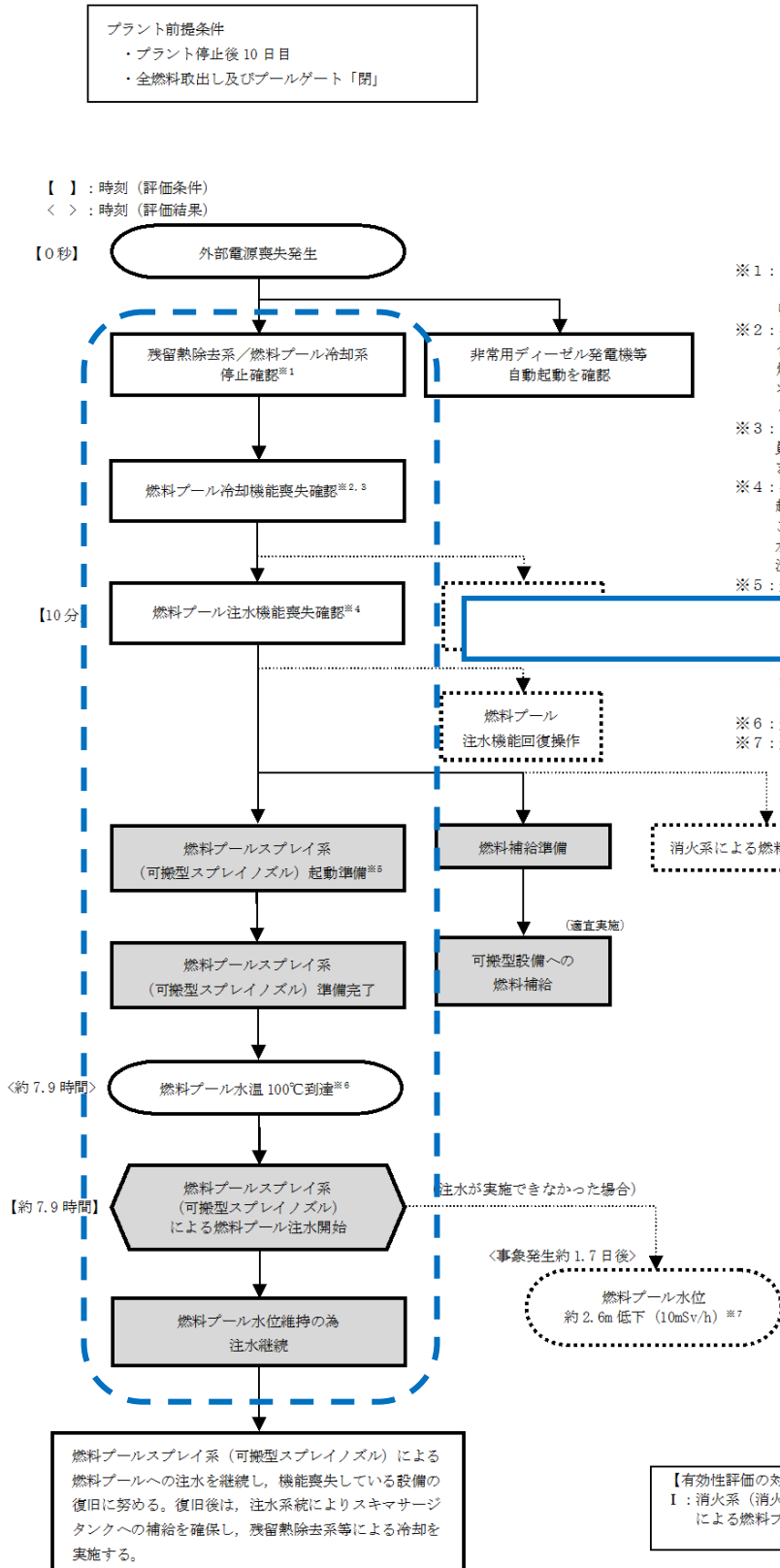
「燃料プール制御」  
燃料プール冷却系および残留熱除去系の起動を試みるが失敗する。  
燃料プール水温上昇緩和のため、燃料プール水位オーバーフロー水位付近に維持できないと判断し燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）の準備、起動を行う。

- EHP  
・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  
・大量送水車を使用した送水

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：中央制御室にて各機器の停止を、燃料プール水位・温度（S.A）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※2：残留熱除去系及び燃料プール冷却系の再起動が困難な場合、燃料プールの冷却機能が喪失したことを確認する。燃料プールの冷却機能は、燃料プール水位・温度（S.A）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※3：重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、すべての作業員が退避するまでの時間は、1時間30分程度である。
- ※4：残留熱除去系、燃料プール補給水系及び復水輸送系の再起動が困難な場合、燃料プールの注水機能が喪失であることを確認する。燃料プールの注水機能は、燃料プール水位・温度（S.A）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※5：燃料プールへの注水は燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）による注水を実施する。評価上、燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーヘッド）による燃料プールへの注水を実施する。
- ※6：燃料プール水位・温度（S.A）にて確認する。
- ※7：燃料プール水位（S.A）にて確認する。



プラント前掲条件  
・プラント停止後10日目  
・全燃料取出し及びプールの閉

【 】：時刻（評価条件）  
< >：時刻（評価結果）

【0秒】 外部電源喪失発生

残留熱除去系／燃料プール冷却系停止確認※1

非常用ディーゼル発電機等自動起動を確認

燃料プール冷却機能喪失確認※2,3

燃料プール注水機能喪失確認※4

燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）起動準備※5

燃料補給準備

（適宜実施）

可搬型設備への燃料補給

燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）準備完了

消火系による燃料プール注水

<約7.9時間> 燃料プール水温100℃到達※6

燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プール注水開始

注水が実施できなかった場合

燃料プール水位維持の為注水継続

<事象発生約1.7日後>

燃料プール水位約2.6m低下（10mSv/h）※7

燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プールへの注水を継続し、機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後は、注水システムよりスキマサージタンクへの補給を確保し、残留熱除去系等による冷却を実施する。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得可能な手段】  
I：消火系（消火栓を使用した場合、復水輸送系ラインを使用した場合）による燃料プールへの注水も実施可能である。





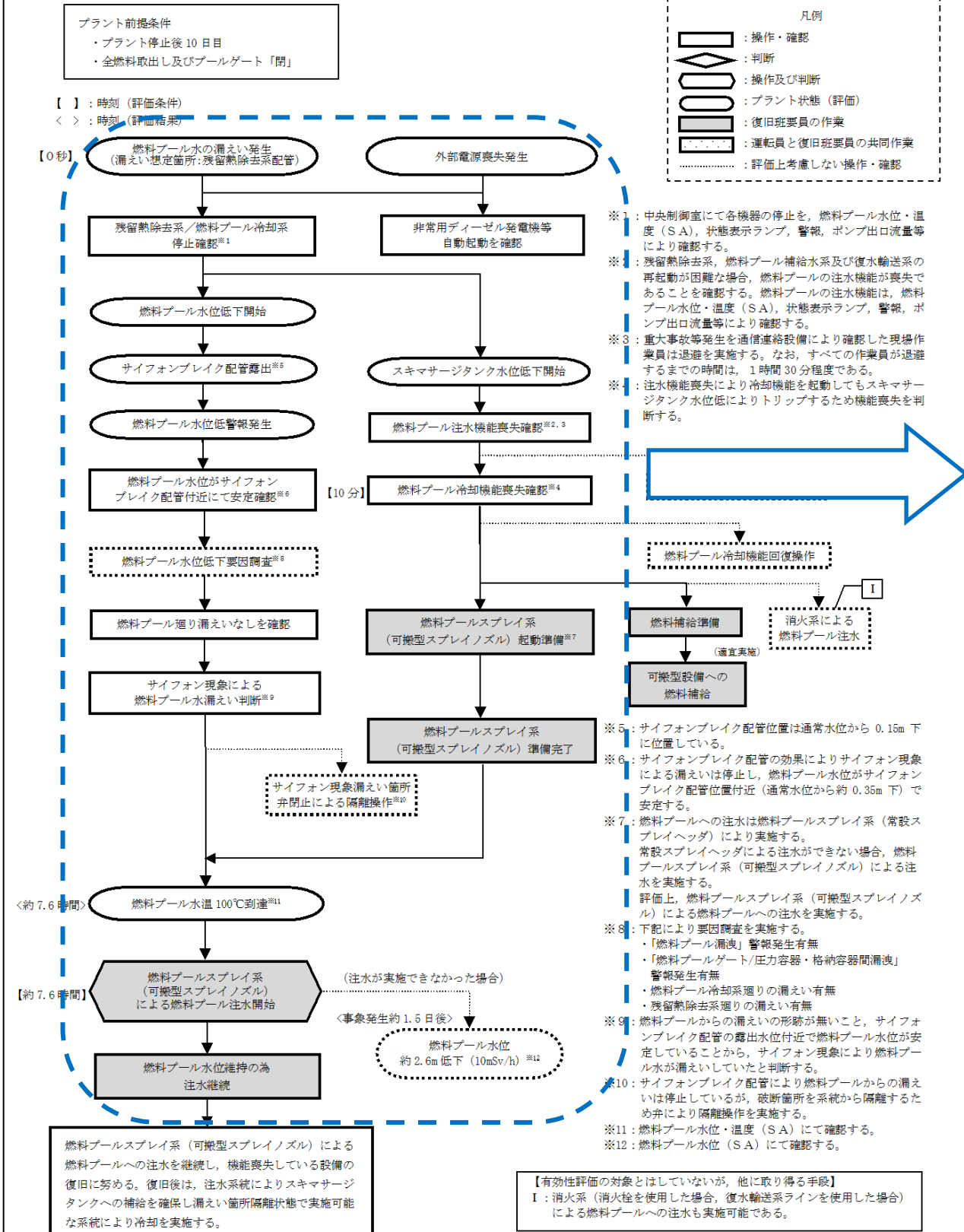


詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 燃料プール制御「燃料プール制御」

A

燃料プール水の小規模な漏えいが発生に伴い燃料プール水位が低下する。

燃料プール水位低下により、事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御 (FP/C)」を導入する。

**「燃料プール制御」**

燃料プール水位が低下するため漏えいと判断する。燃料プール水位回復のため燃料プール水の漏えい箇所を特定し、隔離を行う。燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) の準備の依頼をする。燃料プール水位回復のため燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) の準備、起動を行う。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

- EHP**
- ・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
  - ・大量送水車を使用した送水

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 4. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故

### 4.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

#### 特徴

原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。

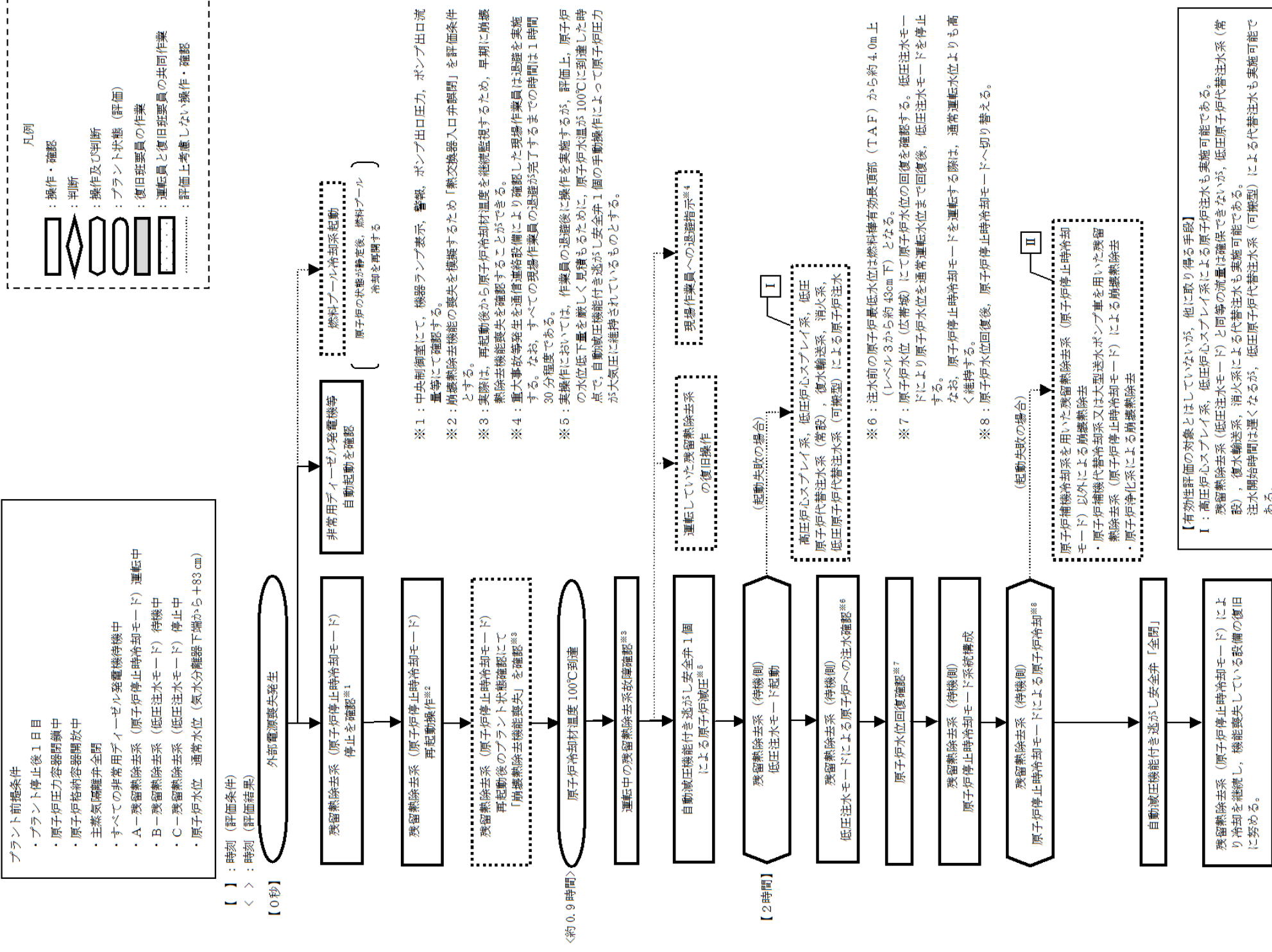
#### 基本的な考え方

運転員が異常を認知して、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことにより燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による最終的な熱の逃げ場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱することになる。

#### 対応手順の概要

- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認
- 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持
- 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復

#### 解析上の対応手順の概要フロー



【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】

- I：高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系による原子炉注水も実施可能である。  
 残留熱除去系（低圧注水モード）と同等の流量は確保できないが、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系による代替注水も実施可能である。  
 注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水も実施可能である。
- II：原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去ができない場合、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去も実施可能である。  
 また、大型送水ポンプ車を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又は原子炉浄化系による崩壊熱除去も実施可能である。



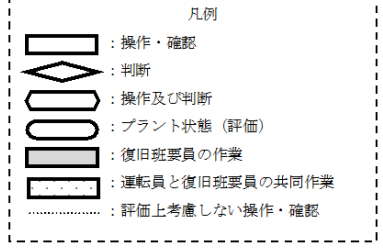
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

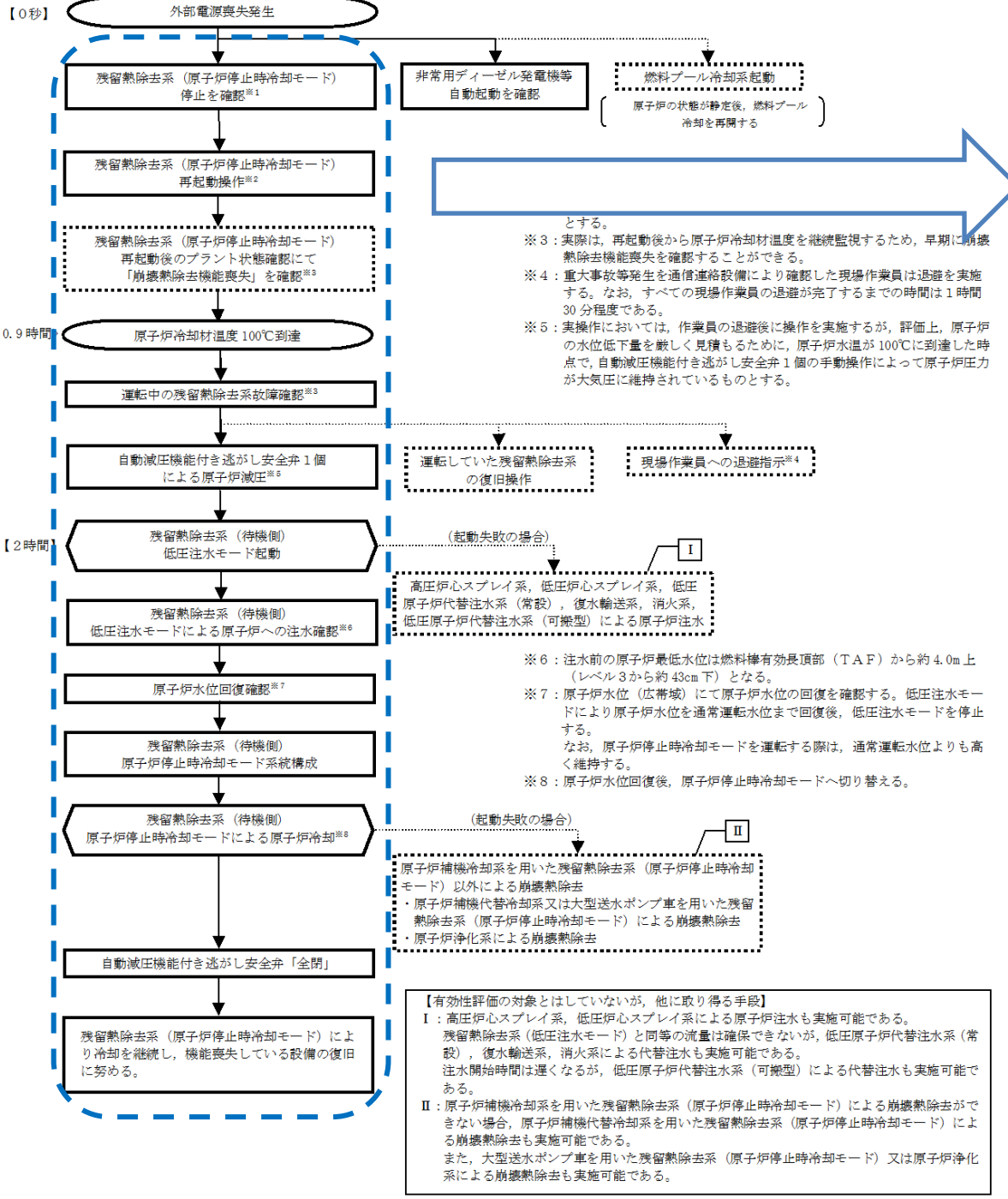
事故時操作要領書

操作補足事項

- プラント前提条件
- ・プラント停止後1日目
  - ・原子炉圧力容器閉鎖中
  - ・原子炉格納容器開放中
  - ・主蒸気隔離弁全開
  - ・すべての非常用ディーゼル発電機待機中
  - ・A-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中
  - ・B-残留熱除去系（低圧注水モード）待機中
  - ・C-残留熱除去系（低圧注水モード）停止中
  - ・原子炉水位 通常水位（気水分離器下端から+83 cm）



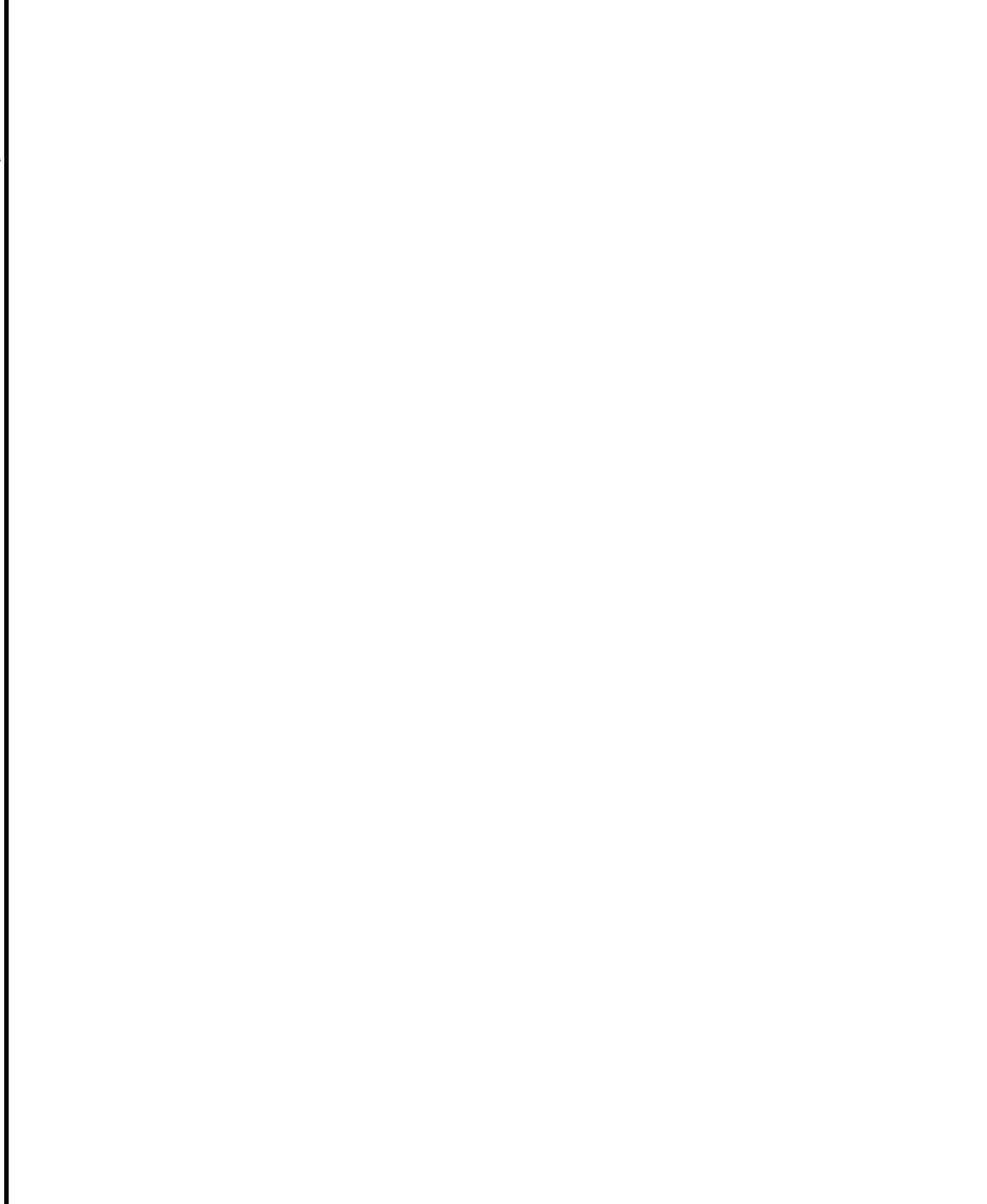
【 】：時刻（評価条件）  
 < >：時刻（評価結果）



事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



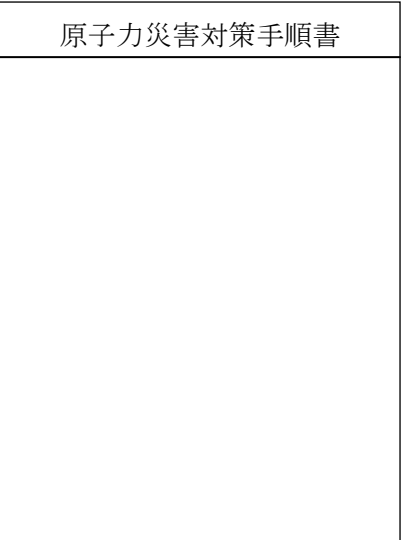
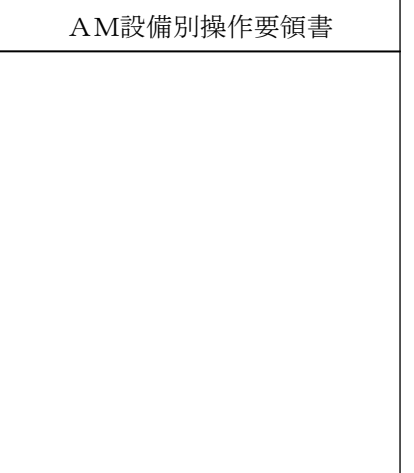
事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 プラント停止時制御「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」



残留熱除去系停止に伴い原子炉水温が上昇する。原子炉水温上昇により、事故時操作要領書（徴候ベース）「残留熱除去機能喪失時対応手順（RL）」を導入する。

「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」

残留熱除去系および代替除熱系統の起動を試みるが失敗する。残留熱除去系が起動可能となり、原子炉水位が蒸発により低下しているため残留熱除去系（低圧注水モード）で原子炉水位を回復させる。原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を冷却する。



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。

## 4.2 全交流動力電源喪失

### 特徴

原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

### 基本的な考え方

運転員が異常を認知して、常設代替交流電源設備による電源供給、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことにより、燃料損傷の防止を図る。また、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を冷却する。

### 対応手順の概要

- 全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止確認
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持
- 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復

### 解析上の対応手順の概要フロー

プラント前掲条件  
 ・プラント停止後1日目  
 ・原子炉圧力容器閉鎖中  
 ・原子炉格納容器開放中  
 ・主蒸気隔離弁全閉  
 ・A-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中  
 ・B-残留熱除去系（低圧注水モード）待機中  
 ・C-残留熱除去系（低圧注水モード）停止中  
 ・原子炉水位 通常水位（気水分離器下端から+83 cm）

【】：時刻（評価条件）  
 <>：時刻（評価結果）  
 [0秒]

外部電源喪失発生

非常用ディーゼル発電機等機能喪失を確認

全交流動力電源喪失

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止を確認【】

早期の電源回復不能を確認※

常設代替交流電源設備起動  
（起動失敗の場合）  
・原子炉格納容器内  
 ・高圧発電機  
 ・高圧母線受電

SA低圧母線受電

原子炉冷却材温度100℃到達  
<約0.9時間>

自動減圧機能付き逃がし安全弁1個による原子炉減圧※4

低圧原子炉代替注水系（常設）起動  
（起動失敗の場合）  
・復水輸送系、消火系、  
 ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）による  
 ・原子炉注水

低圧原子炉代替注水系（常設）による注水確認※7

原子炉水位回復を確認

低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉水位維持※8

原子炉補機代替冷却系（移動式代替冷却設備、大型送水ポンプ車）起動

非常用高圧母線受電準備※5  
（ケーブル接続後）

非常用高圧母線受電※5

燃料補給準備  
（通常実施）

可搬型設備への燃料補給

原子炉補機代替冷却系（移動式代替冷却設備、大型送水ポンプ車）起動準備及び系統構成

大量送水車による低圧原子炉代替注水準備  
（通常実施）

大量送水車による低圧原子炉代替注水準備への補給操作

燃料補給準備  
（通常実施）

可搬型設備への燃料補給

原子炉補機代替冷却系（移動式代替冷却設備、大型送水ポンプ車）起動準備及び系統構成

外部電源、非常用ディーゼル発電機等回復操作

現場作業員への退避指示※3

原子炉補機代替冷却系（移動式代替冷却設備、大型送水ポンプ車）起動

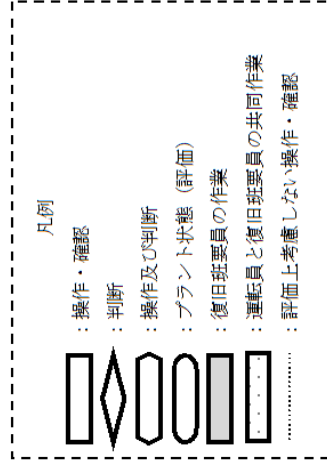
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）起動

低圧原子炉代替注水系（常設）停止

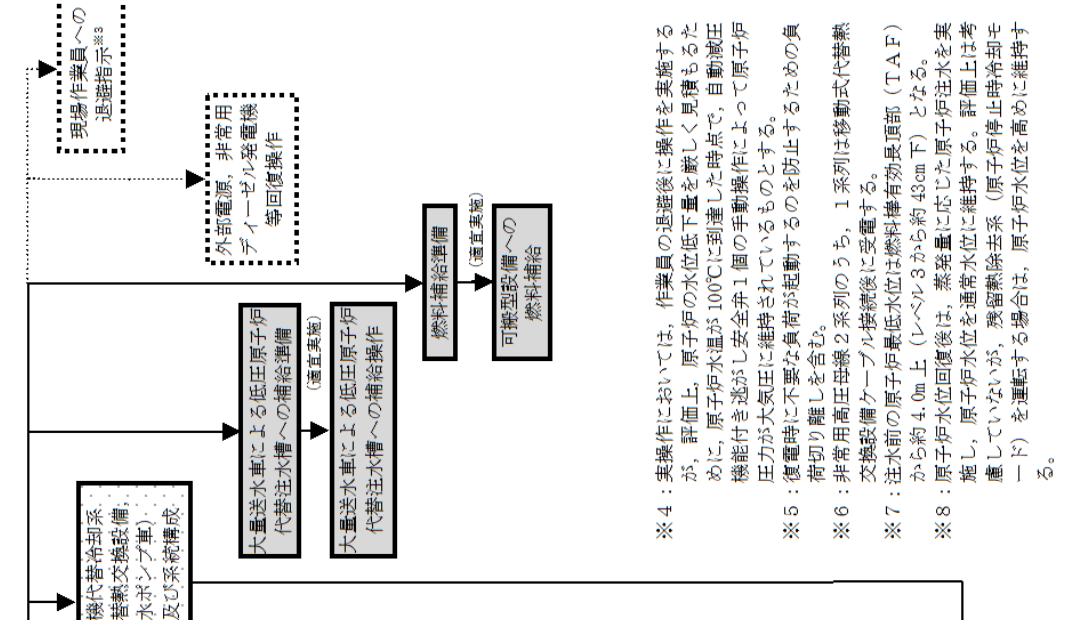
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉冷却

自動減圧機能付き逃がし安全弁「全閉」

原子炉補機代替冷却系を使用した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により冷却を継続し、機能喪失している設備の復旧に努める。



- ※1：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※2：中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※3：重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、すべての現場作業員の退避が完了するまでの時間は1時間30分程度である。



- ※4：実操作においては、作業員の退避後に操作を実施するが、評価上、原子炉の水位低下量を厳しく見積もるために、原子炉水温が100℃に到達した時点で、自動減圧機能付き逃がし安全弁1個の手動操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする。
- ※5：復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む。
- ※6：非常用高圧母線2系列のうち、1系列は移動式代替冷却交換設備ケーブル接続後に受電する。
- ※7：注水前の原子炉最低水位は燃料棒有効長頂部（T.A.F）から約4.0m上（レベル8から約49cm下）となる。
- ※8：原子炉水位回復後は、蒸発量に応じた原子炉注水を実施し、原子炉水位を通常水位に維持する。評価上は考慮していないが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転する場合は、原子炉水位を高めに維持する。

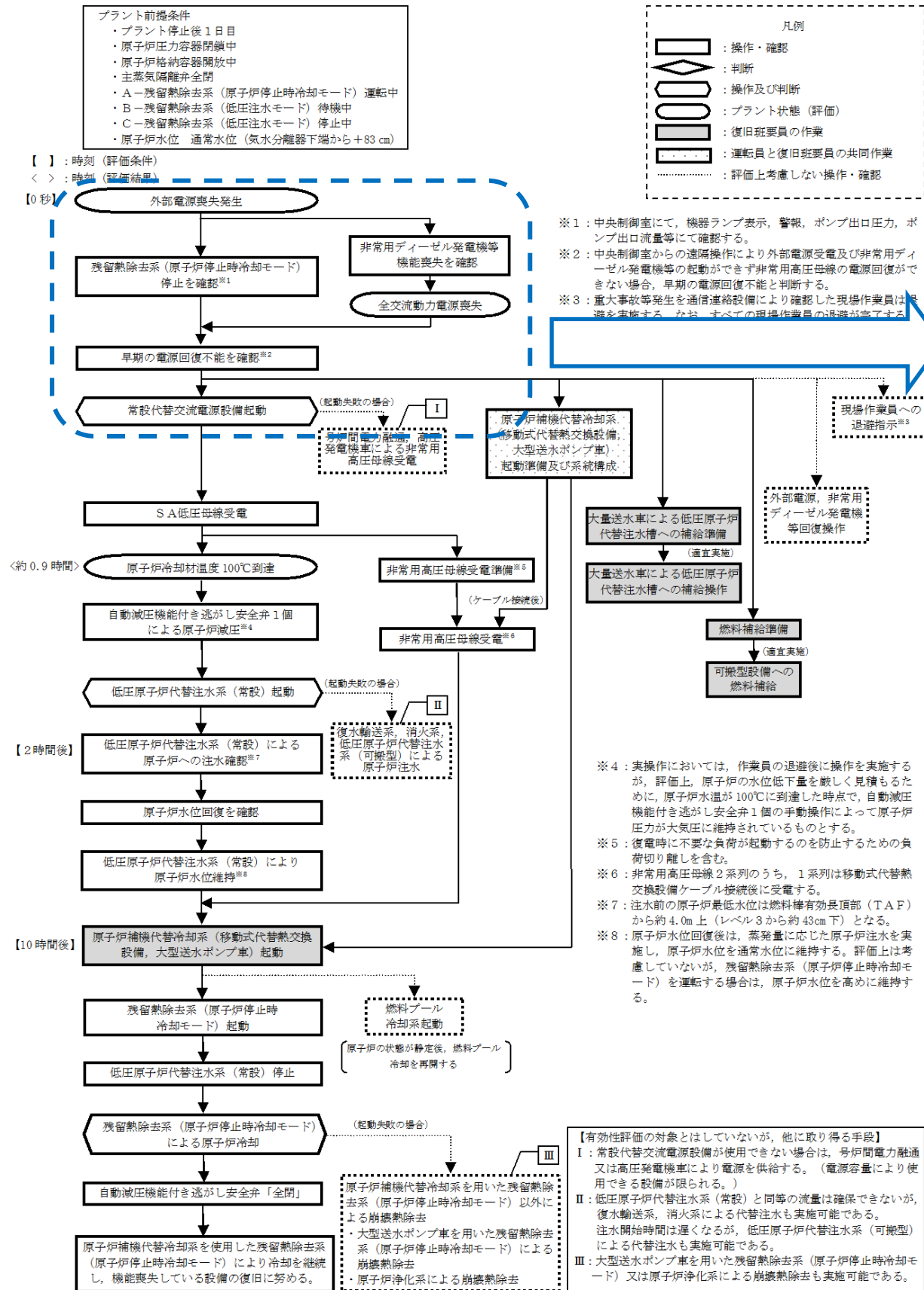
【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得する手段】  
 I：常設代替交流電源設備が使用できない場合は、原子炉電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。（電源容量により使用できる設備に限られる。）  
 II：低圧原子炉代替注水系（常設）と同等の流量は確保できないが、復水輸送系、消火系による代替注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水も実施可能である。  
 III：大型送水ポンプ車を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又は原子炉浄化系による崩壊熱除去も実施可能である。

（起動失敗の場合）  
 原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去による崩壊熱除去  
 ・大型送水ポンプ車を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去  
 ・原子炉浄化系による崩壊熱除去



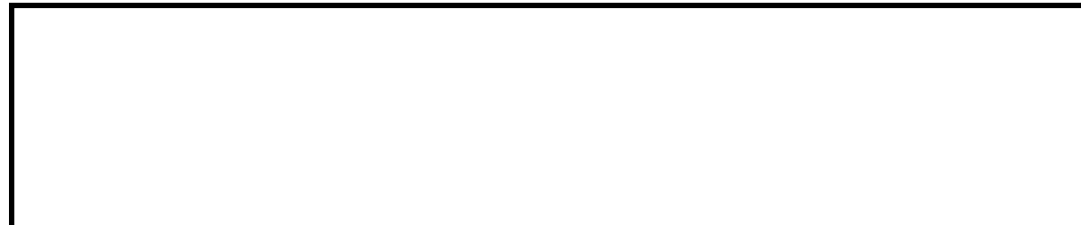
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」  
 プラント停止時制御「外部電源喪失時対応手順」



操作補足事項

原子炉運転停止中に外部電源喪失し、事故時操作要領書（微候ベース）「外部電源喪失時対応手順（LOPA）」を導入する。

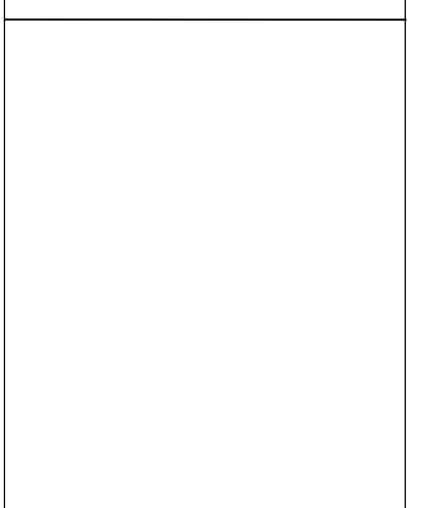
「外部電源喪失時対応手順」

非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが失敗する。  
 ガスタービン発電機を起動する。  
残留熱除去ポンプの再起動を試みるが、取水機能が喪失しているため起動できず、「残留熱除去機能喪失時対応（RL）」へ移行する。

AM設備別操作要領書

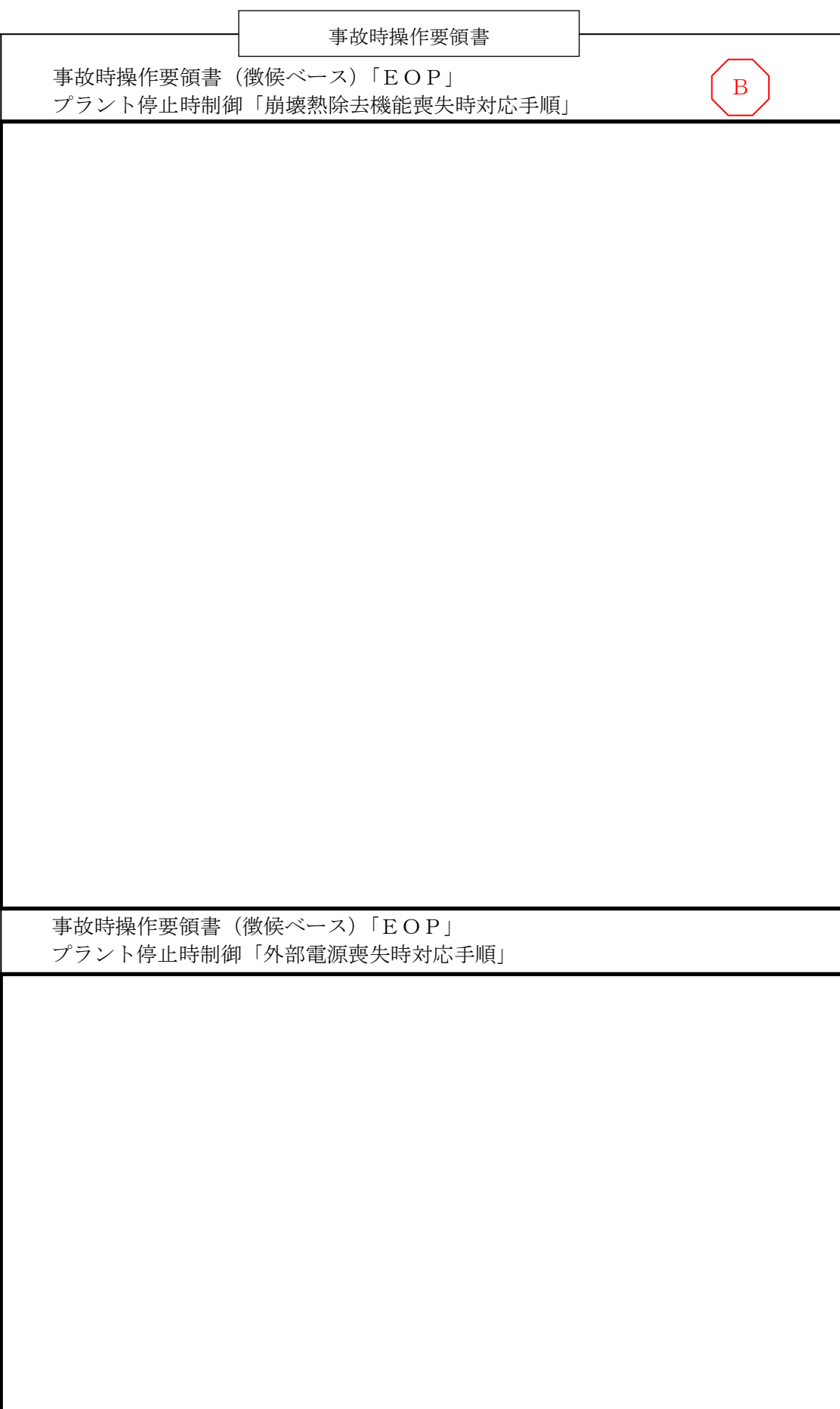
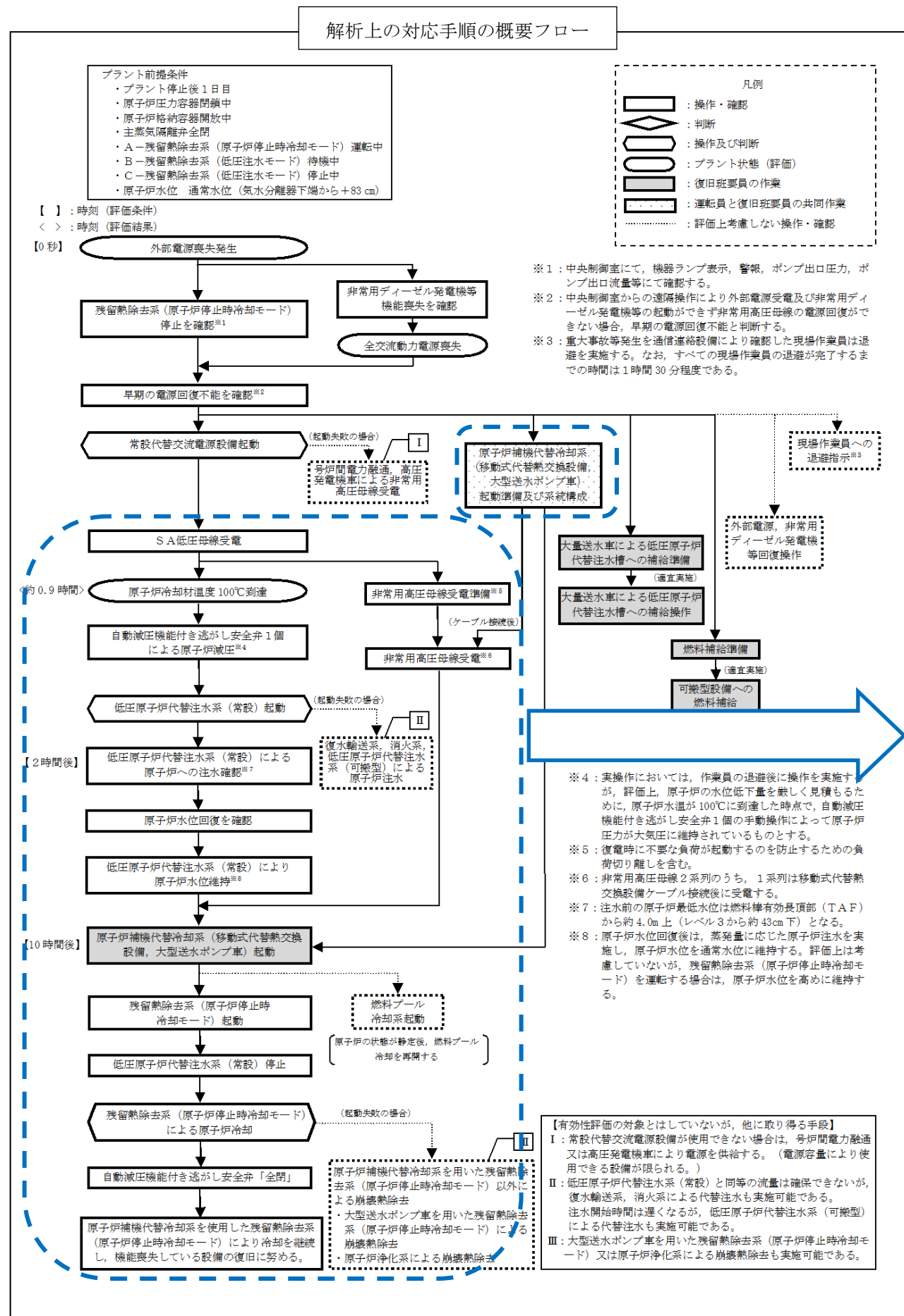
**AM 11** : 「電源確保戦略」  
 ・GTGによるC、D-M/C受電

原子力災害対策手順書



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。





本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### 4.3 原子炉冷却材の流出

#### 特徴

原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生することを想定する。このため、原子炉冷却材の流出に伴い原子炉冷却材が減少することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

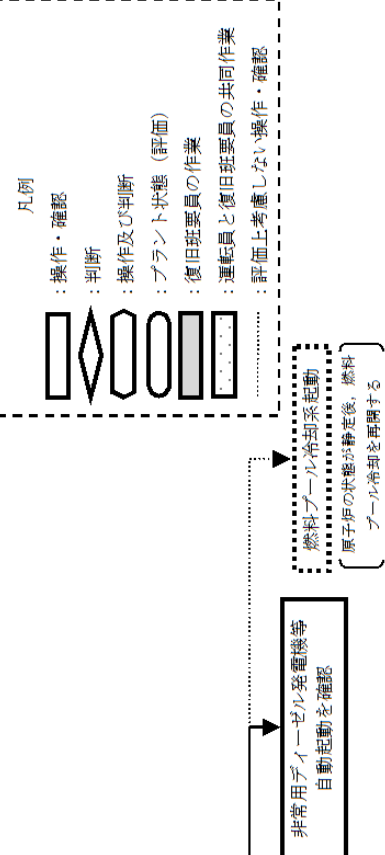
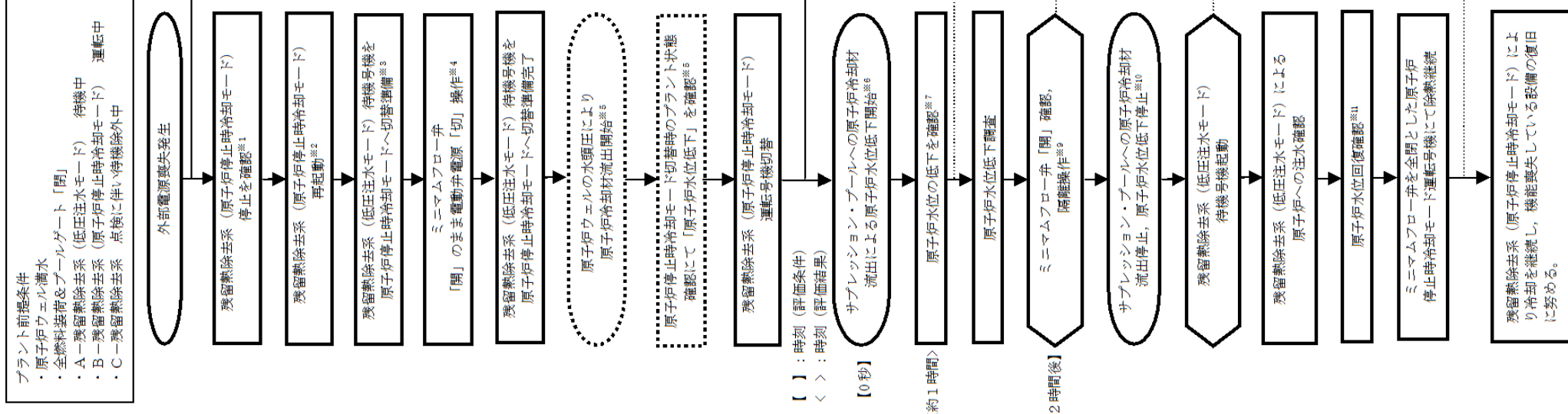
#### 基本的な考え方

原子炉圧力容器からの原子炉冷却材流出の停止や、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって、燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による最終的な熱の逃げし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を冷却する。

#### 対応手順の概要

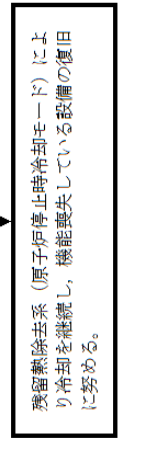
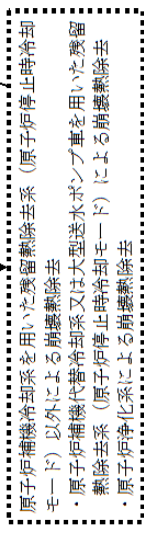
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認
- 残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水

#### 解析上の対応手順の概要フロー



- ※1：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等を確認する。  
 ※2：外部電源喪失により停止した側の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードで再起動する。  
 ※3：作業等により残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転号機の切替えを想定する。  
 ※4：人的過誤を防止するため、待機側のミニマムフロー弁を全開のまま電源を切ることを想定する。  
 ※5：原子炉停止時冷却モード切替準備完了後に原子炉圧力容器から水頭圧よりサブプレッション・プールへの流出は始まり、プラント状態（原子炉水位、原子炉水温度等）確認により原子炉冷却材流出は確認できるが、評価上考慮しない。  
 ※6：流出量は約94m<sup>3</sup>/h、原子炉水位低下速度は約0.93m/hである。  
 ※7：1時間毎の中央制御室監視により、原子炉水位低下を感知する。実施は、原子炉停止時冷却モード切替時にプラント状態（原子炉水位、原子炉水温度等）を確認する。そのため、早期に冷却材流出を確認することができ、サブプレッション・プール水位による監視ができない場合でも、サブプレッション・プール水位による異常を感知することは可能である。  
 ※8：重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、すべての現場作業員の退避が完了するまでの時間は1時間30分程度である。  
 ※9：原子炉水位低下及びサブプレッション・プール水位上昇により、サブプレッション・チェンバとのバウンダリ喪失を判断し、隔離操作を実施する。  
 ※10：隔離操作完了により、正常な原子炉停止時冷却モードの運転となる。  
 ※11：隔離成功時の原子炉ウエル最低水位は、燃料棒有効長頂部（T.A.F.）から約15m上（原子炉ウエルオーバーフローレベルから約1.9m下）となる。なお、サブプレッション・プールの水位上昇は約16cmとなる。  
 ※12：原子炉水位（定検時水張用）により原子炉水位回復を確認後、低圧注水モードを停止する。

- 【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】  
**I**：高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系による原子炉注水も実施可能である。  
 残留熱除去系（低圧注水モード）と同等の流量は確保できないが、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系による代替注水も実施可能である。  
 注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水も実施可能である。  
**II**：原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去ができない場合、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去も実施可能である。  
 また、大型送水ポンプ車を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又は原子炉浄化系による崩壊熱除去も実施可能である。





詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

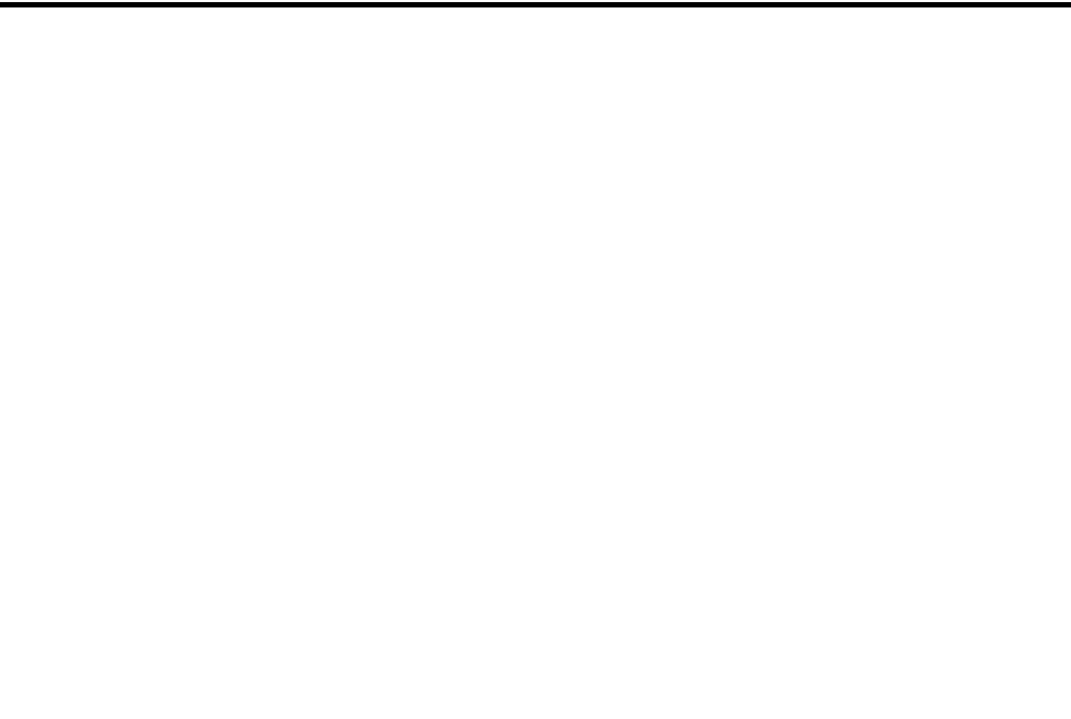
事故時操作要領書

操作補足事項

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 プラント停止時制御「冷却材喪失時対応手順」



運転停止中に原子炉水位が低下することにより、事故時操作要領書 (徴候ベース) 「冷却材喪失時対応手順 (LOCA)」を導入する。

「冷却材喪失時対応手順」  
水位低下速度を確認しCWTポンプから原子炉へ注水して原子炉水位が維持可能と判断する。  
CWTポンプの起動ができないため、残留熱除去系を低圧注水モードで起動し原子炉水位を維持する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

プラント前提条件  
・原子炉ウエル満水  
・全燃料装荷&プールの「閉」  
・A-残留熱除去系 (低圧注水モード) 待機中  
・B-残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転中  
・C-残留熱除去系 点検に伴い待機除外中

凡例  
□ : 操作・確認  
◇ : 判断  
◇ : 操作及び判断  
○ : プラント状態 (評価)  
■ : 復旧班要員の作業  
□ : 運転員と復旧班要員の共同作業  
○ : 評価上考慮しない操作・確認

- ※1: 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等を確認する。
- ※2: 外部電源喪失により停止した側の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードで再起動する。
- ※3: 作業等により残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転号機の切替えを想定する。
- ※4: 人的過誤を仮定するため、待機側のミニマムフロー弁を全開のまま電源を切ることを想定する。
- ※5: 原子炉停止時冷却モード切替準備完了後に原子炉圧力容器からの水頭圧よりサブプレッション・プールへの流出は始まり、プラント状態 (原子炉水位、原子炉水温度等) 確認により原子炉冷却材流出は確認できるが、評価上考慮しない。
- ※6: 流出量は約 94m<sup>3</sup>/h、原子炉水位低下速度は約 0.93m/h である。
- ※7: 1時間毎の中央制御室監視により、原子炉水位低下を検知する。実際は、原子炉停止時冷却モード切替時にプラント状態 (原子炉水位、原子炉水温度等) を確認する。そのため、早期に冷却材流出は確認することができる。なお、原子炉水位による監視ができない場合でも、サブプレッション・プール水位による異常を検知することは可能である。
- ※8: 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。なお、すべての現場作業員の退避が完了するまでの時間は1時間30分程度である。
- ※9: 原子炉水位低下及びサブプレッション・プール水位上昇により、サブプレッション・チェンバとのバウンダリ喪失を判断し、隔離操作を実施する。
- ※10: 隔離成功時の原子炉ウエル最低水位は、燃料棒有効長頂部 (TAF) から約 16m 上 (原子炉ウエルオーバーフローレベルから約 1.9m 下) となる。なお、サブプレッション・プールの水位上昇は約 16cm となる。
- ※11: 原子炉水位 (定検時水張用) により原子炉水位回復を確認後、低圧注水モードを停止する。

【 】 : 時刻 (評価条件)  
< > : 時刻 (評価結果)

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取る手段】  
I: 高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系による原子炉注水も実施可能である。  
残留熱除去系 (低圧注水モード) と同等の流量は確保できないが、低圧原子炉代替注水系 (常設)、復水輸送系、消火系による代替注水も実施可能である。  
注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による代替注水も実施可能である。  
II: 原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による崩壊熱除去ができない場合、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による崩壊熱除去も実施可能である。また、大型送水ポンプ車を用いた残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 又は原子炉浄化系による崩壊熱除去も実施可能である。

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。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

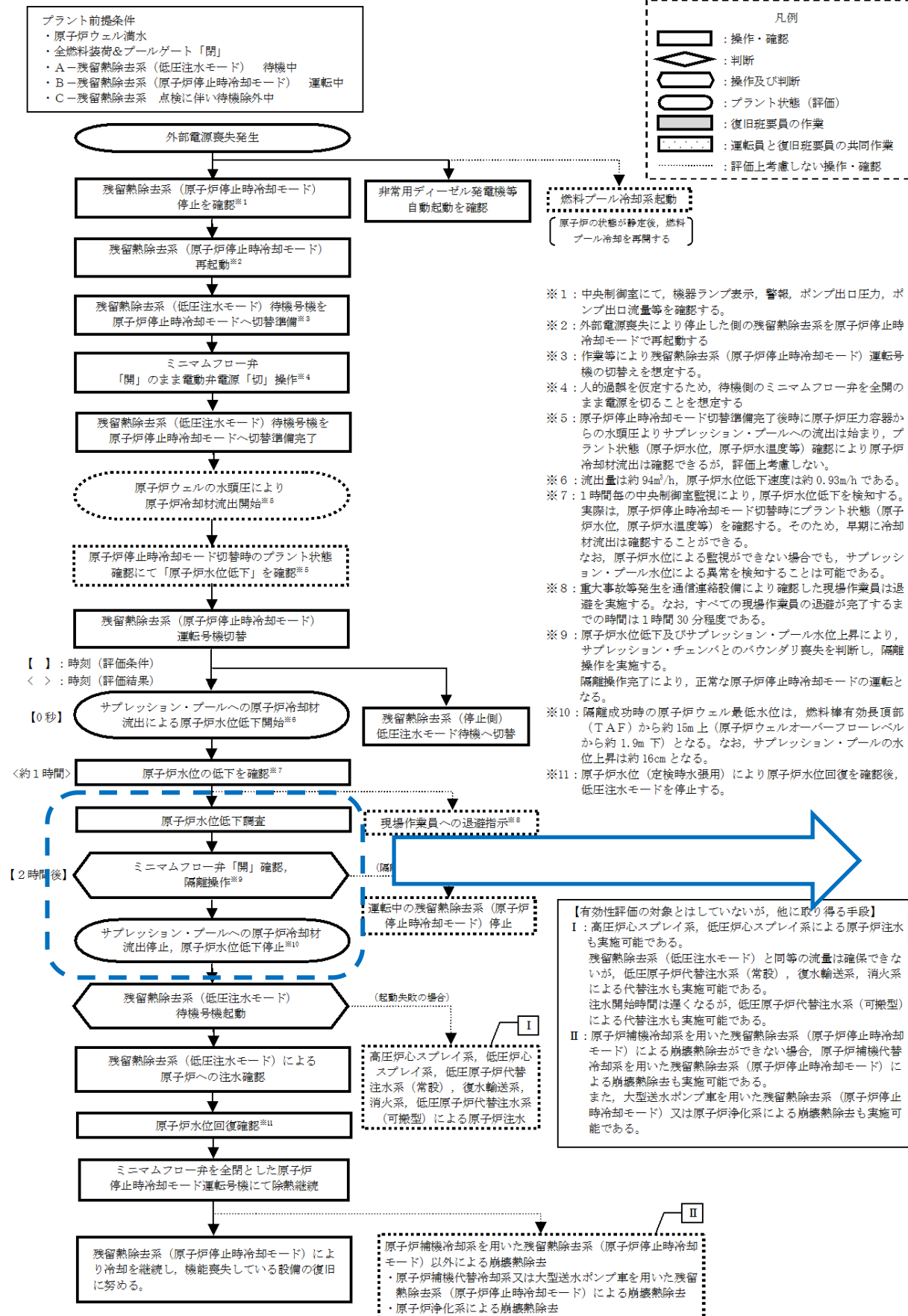


事故時操作要領書 (微候ベース)「EOP」  
プラント停止時制御「冷却材喪失時対応手順」

「冷却材喪失時対応手順」  
漏えい箇所を確認し、原子炉停止時冷却モードで運転中の残留熱除去系のミニマムフロー弁からサブプレッション・チェンバに流出していることを確認する。  
原子炉停止時冷却モードで運転中の残留熱除去系のミニマムフロー弁を隔離する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書



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。

## 島根原子力発電所 2 号炉

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

## <目 次>

1. 「大津波警報」発表時の対応.....	1.0.8-1
(1) 津波発生時の対応について.....	1.0.8-1
a. 発電所近傍で大きな地震が発生した場合の対応.....	1.0.8-1
b. 大津波警報発表時の対応.....	1.0.8-1
(2) 体制の整備.....	1.0.8-2
(3) その他.....	1.0.8-2
a. 海水ポンプの防護対策.....	1.0.8-2
b. 建物の浸水防護対策.....	1.0.8-2
c. 基準津波を超える津波に対する対策.....	1.0.8-3
2. 火山の影響による降下火砕物の対応.....	1.0.8-3
(1) 降下火砕物に対する対応について.....	1.0.8-3
a. 通常時の対応.....	1.0.8-3
b. 近隣火山の大規模な噴火兆候がある場合.....	1.0.8-3
c. 近隣火山の大規模な噴火が発生した場合又は敷地内に降下火砕物が降り 積もる状況となった場合.....	1.0.8-3
第1表 津波警報・注意報の種類について.....	1.0.8-5
第1図 気象庁が定める津波予報区.....	1.0.8-6
第2図 要員の移動経路図.....	1.0.8-7

島根原子力発電所では、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（以下「前兆事象」という。）について、前兆事象として把握できるか、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。

前兆事象として纏める自然災害は、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷及び火山の影響を想定する。

本資料では、前兆事象を確認した時点での事前対応の例として「大津波警報」発表時の対応及び火山の影響による降下火砕物の対応について整備する。

## 1. 「大津波警報」発表時の対応

### (1) 津波発生時の対応について

島根原子力発電所では、津波に対して防波壁（E L 15.0m）を設置するなど安全対策を幾重にも講じるものの、津波の対応については、プラントが被災して機器・電源が使用不能になることを想定し、被災前にプラントを停止するとともに、燃料の崩壊熱を除去することで、炉心損傷に至るまでの時間を延長し、被災後の対応時間に余裕を持たせることが重要である。

津波の規模と発電所への影響として、引き波による除熱喪失のリスクがあること、また、発電所近傍が震源の場合、発生した津波の波高等を確認する時間的余裕がないことや発電所遠方の津波では、波高等の予測精度が低下する可能性があること等を考慮し、対応に必要な時間余裕の確保の観点から、以下の対応を実施する。

#### a. 発電所近傍で大きな地震が発生した場合の対応

発電所近傍で大きな地震が発生した場合は、原子炉が自動で停止していることを確認し、発電所構内に避難指示を行うとともに、津波に関する情報収集並びに取水槽水位及び津波監視カメラによる津波の監視を行う。

#### b. 大津波警報発表時の対応

気象庁が定めている津波予報区のうち、第1図に示す発電所を含む区域である「島根県 出雲・石見」区域に対し、第1表に示す発表基準に従い気象庁から大津波警報が発表された場合の対応として、以下の対応を実施する。

- ・ 発電所構内に避難指示を行う。
- ・ 原子炉停止操作を開始する。

ただし、以下の場合は除く。

①大津波警報が誤報であった場合。

②発電所から遠方で発生した地震に伴う津波であって、津波が到達するまでの間に大津波警報が解除又は見直された場合。



なお、津波注意報及び津波警報発表時は、津波に関する情報収集並びに津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の監視を行い、引き波により取水槽水位が-2.0mまで低下した場合等、原子炉の運転継続に支障がある場合に、原子炉を手動停止する。

## (2) 体制の整備

大津波警報が発表された場合、緊急時警戒体制を発令し、緊急時対策要員を非常招集することにより、速やかに重大事故等対策を実施できる体制を整える。

なお、移動経路は津波を考慮し、安全なルートを選定して移動する。移動時間は最長でも約10分で移動ができる。主な移動経路を第2図に示す。

## (3) その他

島根原子力発電所の敷地前面における基準津波の最高水位はE L 11.8mと評価しており、防波壁（高さE L 15.0m）を越波しないものの、津波に対し、以下の対策を講じている。

### a. 海水ポンプの防護対策

海水ポンプが設置されている海水ポンプエリアは、取水路、放水路等の経路からの津波の流入を防止する観点で津波防護施設（防水壁（除じん機エリア））、浸水防止設備（取水槽床ドレン逆止弁等）を設置する。

### b. 建物の浸水防護対策

タービン建物内で地震により海水系配管が破損し、津波が流入することを想定し、浸水防止設備（水密扉）の設置や境界部の貫通部の止水対策を実施することにより、浸水防護重点化範囲（原子炉建物、廃棄物処理建物等）への浸水を防止する。

水密扉は原則閉運用としており、更に開放時に現場でブザー等による注意喚起を行い閉止忘れ防止を図っている。なお、資機材の運搬や作業に伴い、水密扉を連続開放する必要がある場合は、大津波警報の情報が得られ次第、速やかに水密扉を閉める運用としている。

また、水密扉の開閉状態を確認できるよう監視設備を設置しており、開状態の水密扉があった場合、運転員はその状況を速やかに認知し、閉することが可能である。

これ以外にも、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを長尺化することにより、引き波時においても、必要な海水を確保できる設計とする。さらに、津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の監視を継続する。

c. 基準津波を超える津波に対する対策

基準津波を超える津波に対しても、防波壁（高さE L 15.0m）の設置，タービン建物外壁への水密扉の設置，屋外排水路の設置等，更なる信頼性向上の観点から自主的な対策を実施している。

また，取水槽は貯留構造となっており，基準津波を超える引き波に対しても，必要な海水を確保できる設計としている。

2. 火山の影響による降下火砕物の対応

(1) 降下火砕物に対する対応について

島根原子力発電所では，降下火砕物に備え，手順を整備し，以下のとおり段階的に対応することとしている。その体制については火山事象等の自然災害に対し，保安規定に基づく保安管理体制として整備し，その中で体制の移行基準，活動内容についても明確にする。なお，多くの火山では，噴火前に震源の浅い火山性地震の頻度が急増し，火山性微動の活動が始まるため，事前に対策準備が可能である。

a. 通常時の対応

火山の噴火事象発生に備え，担当箇所は降下火砕物の除去等に使用する資機材等（ショベル，ゴータン及び防護マスク等）については，定期的に配備状況を確認する。

b. 近隣火山の大規模な噴火兆候がある場合

発電所において災害の発生のおそれがあると判断される場合は，原子力防災管理者の指示のもと，担当箇所は，火山情報（火山の位置，噴火規模，風向，降灰予測等）を把握し，監視体制及び連絡体制を強化する。

c. 近隣火山の大規模な噴火が発生した場合又は敷地内に降下火砕物が降り積もる状況となった場合

担当箇所は，近隣火山において大規模な噴火が確認された場合又は原子力発電所敷地内で降灰が確認された場合に，関係箇所と協議のうえ，発電所対策本部の設置判断をする。

空調換気設備の取替用フィルタの配備状況を確認するとともに，アクセスルート，屋外廻りの機器，屋外タンク，建物等の降下火砕物の除去のため，発電所内に保管しているホイールローダ，ショベル，マスク等の資機材の配備状況の確認を行う。

プラントの機器，建物等の現在の状態（屋外への開口部が開放されていないか）を確認する。

敷地内に降下火砕物が到達した場合には，降灰状況を把握する。

プラント及び屋外廻りの監視を強化し，アクセスルート，屋外廻りの機器，

屋外タンク，建物等の降下火砕物の除去を行うとともに，空調換気設備のフィルタ差圧を確認し，状況に応じてフィルタの取替え又は清掃等を行う。

なお，降下火砕物の影響により，プラントの原子炉安全に影響を及ぼす可能性がある場合は，原子炉を手動停止する。

第1表 津波警報・注意報の種類について

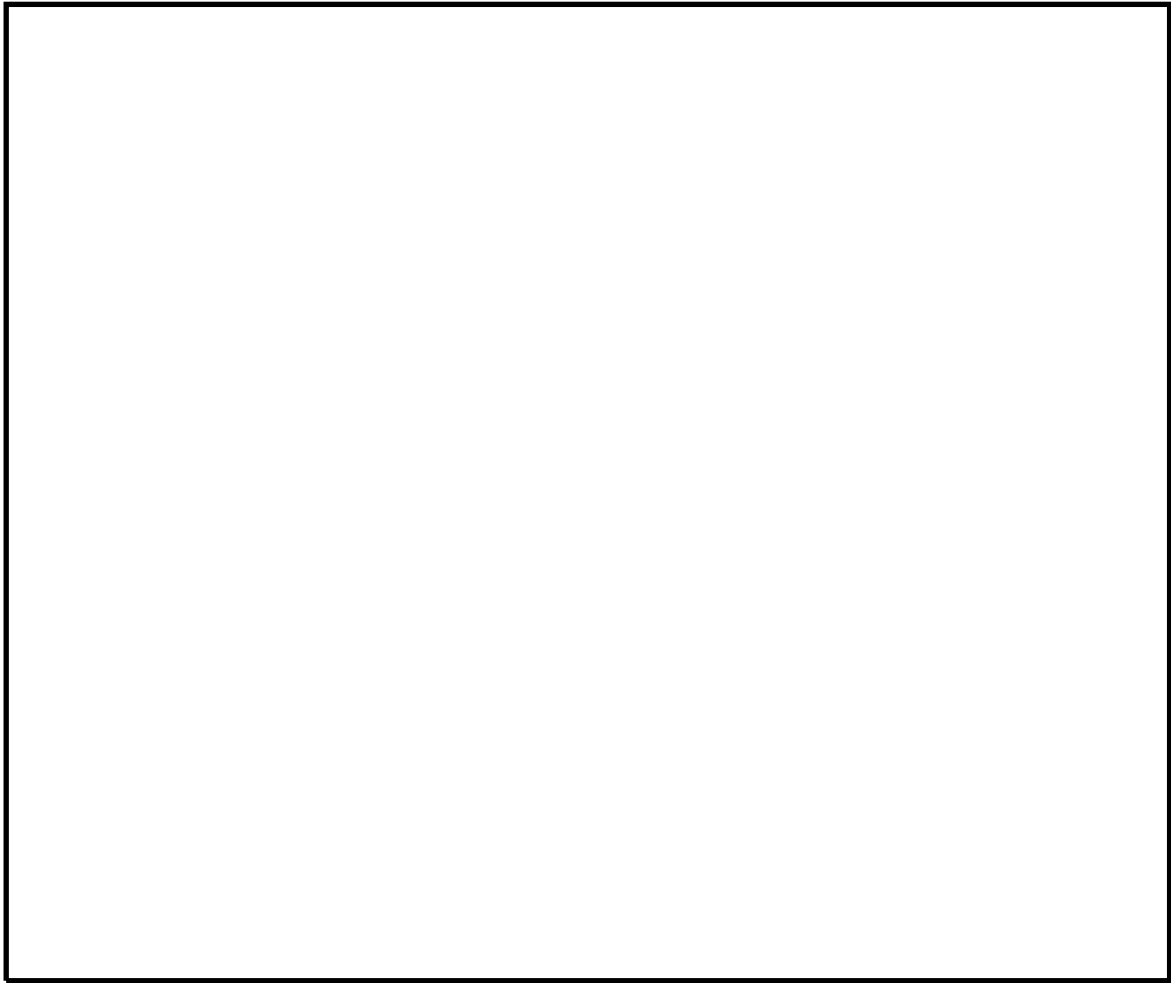
種類	発表基準	発表される津波の高さ		想定される被害と取るべき行動
		数値での発表 (津波の高さ予想の区分)	巨大地震 の場合の 発表	
大津波警報*	予想される津波の高さが高いところで3mを超える場合。	<b>10m超</b> (10m< 予想高さ)	<b>巨大</b>	木造家屋が全壊・流失し、人は津波による流れに巻き込まれます。 <b>沿岸部や川沿いにいる人は、ただちに高台や避難ビルなど安全な場所へ避難してください。</b>
		<b>10m</b> (5m< 予想高さ≤10m)		
		<b>5m</b> (3m< 予想高さ≤5m)		
津波警報	予想される津波の高さが高いところで1mを超え、3m以下の場合。	<b>3m</b> (1m< 予想高さ≤3m)	<b>高い</b>	標高の低いところでは津波が襲い、浸水被害が発生します。人は津波による流れに巻き込まれます。 <b>沿岸部や川沿いにいる人は、ただちに高台や避難ビルなど安全な場所へ避難してください。</b>
津波注意報	予想される津波の高さが高いところで0.2m以上、1m以下の場合であって、津波による災害のおそれがある場合。	<b>1m</b> (0.2m≤ 予想高さ≤1m)	(表記しない)	海の中では人は強い流れに巻き込まれ、また、義勇隊いかたが流失し小型船舶が転覆します。 <b>海の中にいる人はただちに海から上がって、海岸から離れてください。</b>

出典：気象庁ホームページ「津波警報・注意報、津波情報、津波予報について」



出典：気象庁ホームページ「津波予報区について」

第1図 気象庁が定める津波予報区



第2図 要員の移動経路図

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。

# 島根原子力発電所 2 号炉

## 重大事故等対策の対処に係る 教育及び訓練について

## < 目 次 >

1. 基本となる教育及び訓練	1.0.9 - 1
(1) 基本教育	1.0.9 - 1
a. 防災教育	1.0.9 - 1
b. アクシデントマネジメント教育	1.0.9 - 2
(2) 原子力防災訓練	1.0.9 - 2
a. 要素訓練	1.0.9 - 3
b. 総合訓練	1.0.9 - 4
(3) その他の教育及び訓練	1.0.9 - 5
2. 運転員に対する教育及び訓練	1.0.9 - 5
3. 当直（運転員）を除く実施組織に対する教育及び訓練	1.0.9 - 5
4. 支援組織に対する教育及び訓練	1.0.9 - 6
5. 教育及び訓練計画の頻度の考え方	1.0.9 - 6
6. 教育及び訓練の効果の確認についての整理	1.0.9 - 6
(1) 要員の力量管理並びに教育及び訓練の有効性評価	1.0.9 - 6
(2) 対応能力の向上	1.0.9 - 7
7. 実務経験によるプラント設備の習熟	1.0.9 - 7
8. 協力会社社員の教育及び訓練参加について	1.0.9 - 7
9. 本社の緊急時対策要員の教育及び訓練について	1.0.9 - 8
第1表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（運転員の主な教育内容）	1.0.9 - 9
第2表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（実施組織（運転員を除く）の主な教育内容）	1.0.9 - 11
第3表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（支援組織の主な教育内容）	1.0.9 - 12
第4表 重大事故等対策に関する主な訓練	1.0.9 - 13
第5表 教育及び訓練計画の頻度の考え方について	1.0.9 - 33
第6表 重大事故等に対処する要員の力量管理について	1.0.9 - 34
第7表 プラント設備の習熟のための保守点検活動	1.0.9 - 35
補足1 要員の力量評価及び教育訓練の有効性評価について	1.0.9 - 36
補足2 社外評価に対するフィードバックについて	1.0.9 - 38
補足3 全交流動力電源喪失（SBO）環境下における操作項目の訓練実績について	1.0.9 - 39



重大事故等に対処する要員（緊急時対策要員）は、常日頃から重大事故等時の対応のための教育及び訓練を実施することにより、事故対応に必要な力量の習得を行い、重大事故等時においても的確な判断のもと、平常心をもって適切な対応操作が行えるように準備している。また、教育及び訓練については、島根原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）及び保安規定に基づく社内規程に基づいて実施しており、事故時操作の知識及び技術の向上に努めている。

東京電力福島第一原子力発電所事故以降は、事故の教訓を踏まえた緊急安全対策を整備し、全交流動力電源喪失時における初動活動に備え各種訓練を継続的に実施してきている。具体的には、電源確保及び給水確保の訓練、がれき撤去のための訓練等を必要な時間内に成立することの確認も含め、継続的に実施している。

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

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

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

なお、緊急時対策本部の構成は添付資料1.0.10にて定義のとおりで、各要員の役割に応じた教育及び訓練を計画的に実施するが、緊急時対策要員のうち協力会社社員については業務委託契約に基づき実施する。

## 1. 基本となる教育及び訓練（第1，2，3，4表参照）

緊急時対策要員に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、アクシデントマネジメントの概要について教育するとともに、役割に応じて重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動等の教育を実施する。

これら基本となる教育を踏まえ、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型重大事故等対処設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取扱い方法等の要素訓練を年1回以上実施する。また、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための総合訓練を年1回以上実施する。

### (1) 基本教育（第1，2，3表参照）

#### a. 防災教育

緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関する知識を深めるための教

育を実施している。

- ・「原子力防災体制，組織及び活動に関する知識」

緊急時対策要員に対して，原子力防災組織の構成，各班の職務を踏まえて，各自が実施すべき活動について教育する。

- ・「放射線防護に関する知識」

緊急時対策要員に対して，放射線の人体に及ぼす影響，放射線防護等に関する知識について教育する。

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

緊急時対策要員のうち放射線管理班の要員に対して，測定機器の用途，測定方法，機器の取扱いについて教育する。

#### b. アクシデントマネジメント教育

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

- ・基礎的知識：アクシデントマネジメントに関する基礎的知識
- ・応用的知識：事故時における発電用原子炉施設の挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識

#### (2) 原子力防災訓練

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

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

訓練においては，重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について，必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう，教育及び訓練により効率的かつ確実に実施で

きることを確認する。

なお、重大事故等対策に使用する資機材及び手順書については、担当箇所にて適切に管理しており、訓練の実施に当たっては、これらの資機材及び手順書を用いて実施し、訓練より得られた改善点等を適宜反映することとしている。

原子力防災訓練の具体的な内容について、以下に示す。

#### a. 要素訓練（第4表参照）

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

発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型重大事故等対処設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、実施組織の要員に対し、重大事故等対策に関する教育として手順の内容理解（作業の目的、事故シーケンスとの関係等）や資機材の取扱い方法等の習得を図るため要素訓練等を年1回以上実施する。

なお、現場作業にあたる緊急時対策要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に取り入れる。

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

なお、運転員についても上記に準じた訓練、評価を実施し、第4表の訓練頻度については運転員の習熟等を踏まえ適宜見直しを行う。

訓練内容は、様々な場合を想定し実施する。活動エリアの放射線量の上昇が予測される場合には放射線防護具（汚染防護服、全面マスク）を着用して活動を行う等、悪条件（高線量下、夜間、悪天候（降雨、降雪、強風等）及び照明機能低下等）を想定し、必要な防護具等を着用した訓練も実施する。これらの訓練内容を網羅的に盛り込んだ教育訓練内容を設定することにより、円滑かつ確実な災害対策活動が実施できる要員を継続的に確保する。今後、計画的に訓練を行い、重大事故等対処に係る保安規定変更が施行され運用が開始されるまでには、必要な訓練対象者に対し訓練が実施され力量が確保されている状態に体制整備を実施する。

また、アクシデントマネジメント訓練により、アクシデントマネジメントガイドを使用して、事故状況の把握、事象進展防止及び影響緩和策の判断を

実施し、緊急時対策本部が中央制御室の運転員を支援できることを確認する。さらに、原子力緊急事態支援組織（以下「緊急事態支援組織」という。）対応訓練、通報・連絡訓練、緊急被ばく医療訓練、緊急時モニタリング訓練、避難誘導訓練により、各要素の活動が確実に実施できることを確認するとともに、これらを組み合わせて実施する総合訓練において、重大事故等の発生を想定した場合においても緊急時対策本部が総合的に機能することを確認する。

#### b. 総合訓練

組織全体としての力量向上を図るために発電所は年1回以上総合訓練を実施する。各要素訓練を組み合わせ、組織内各班の情報連携や組織全体の運営が適切に行えるかどうかの検証を行う。本社等と行う総合訓練においては、当社経営層も参加し、緊急時対策本部における活動の指揮命令及び情報収集、並びに他の災害対策本部等との連携についての活動訓練を実施することにより、原子力災害発生時における発電所と本社等のコミュニケーションの強化を図る。

また、総合訓練では、適宜、オフサイトセンターや自治体等への情報提供等の連携、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ、他の原子力事業者との連携（協力要請等）、社外への情報提供（模擬記者会見訓練）等にも取り組んでいる。具体的には、オフサイトセンターへ実際に対応要員を派遣し、緊急時対策本部との情報連携の訓練や、自治体関係者へプラントの情報を直接説明するために人員を派遣し説明を行う訓練、原子力事業所災害対策支援拠点へ実際に派遣される要員自らが拠点を立ち上げる訓練、他の原子力事業者への連携では発電所が発災した場合の支援本部幹事事業者である九州電力株式会社へ実際に協力要請を行う連携訓練、本社等において社外へのプラントの状況の説明等を行う模擬記者会見訓練等を行っている。

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

また、複数号炉同時被災のシナリオも取り込み、緊急時対策本部の各活動が輻輳しないことも確認している。

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

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

### (3) その他の教育及び訓練

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

## 2. 運転員に対する教育及び訓練（第1，4表参照）

運転員に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動等の教育を実施する。また、知識の向上と実効性を確認するため、自社のシミュレータ又はBWR運転訓練センターにてシミュレーション可能な範囲において、対応操作訓練を実施する。

第1表に示すシミュレータ訓練は、従来からの設計基準事象ベース、設計基準外事象ベースの訓練に加え、国内外で発生したトラブル対応訓練、中越沖地震の教訓を反映した地震を起因とした複合事象の対応訓練、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓から全交流動力電源喪失を想定した対応訓練等、原子力安全への達成には運転員の技術的能力の向上が重要であるとの観点から随時拡充し、実施している。また、重大事故等が発生したときの対応力を養成するため、手順に従った監視、操作において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図っている。今後も重大事故等時に適切に対応できるよう、シミュレータ訓練を計画的に実施していく。

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

## 3. 当直（運転員）を除く実施組織に対する教育及び訓練（第2，4表参照）

緊急時対策要員のうち当直（運転員）を除く実施組織の要員に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、役割に応じてアクシデントマネジメントの概要について教育するとともに、重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動等の教育を実施する。

これら基本となる教育を踏まえ、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型重大事故等対処設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取扱い方法等の要素訓練を、年1回以上実施する。また、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するため

の総合訓練を年1回以上実施する。

4. 支援組織に対する教育及び訓練（第3，4表参照）

緊急時対策要員のうち支援組織の要員に対する教育及び訓練については、机上教育にて支援組織の位置付け、実施組織との連携及び資機材等に関する教育に加え、役割に応じた要素訓練を実施する。

また、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための総合訓練を年1回以上実施する。

5. 教育及び訓練計画の頻度の考え方（第5表参照）

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

- ・各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順及び操作を習熟し、力量の維持及び向上を図る。
- ・各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上の実施頻度に見直す。

6. 教育及び訓練の効果の確認についての整理（第6表参照）

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

(1) 要員の力量管理並びに教育及び訓練の有効性評価

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

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

なお、訓練により必要な力量を有していないと判断された場合、例えば所定の時間内に必要な操作を適切に完了できない場合等は、その要員を緊急

時対策要員から外し、再度、必要な教育及び訓練を実施することにより、力量の確実な維持・向上を図ることとしている。

## (2) 対応能力の向上

総合訓練における評価の信頼性向上を図るため、WANO（世界原子力発電事業者協会）の「パフォーマンス目標と基準」の評価項目を取り入れた緊急時対策本部要員の訓練評価シートを整備する。訓練参加者以外の者を評価者として配置し、評価者が訓練評価シートを用いて訓練参加者の対応状況を確認し、評価する。総合訓練実施後は、訓練参加者及び評価者で訓練を振り返り、反省点、課題等を集約する等、訓練の実施結果を確認し、その中から改善が必要な事項を抽出し、手順、資機材、教育及び訓練計画への反映を行う。

また、WANO等の社外機関のピアレビューを受け、教育及び訓練を含む取り組みについて、社外の視点での客観的な評価も取り入れている。

## 7. 実務経験によるプラント設備の習熟（第7表参照）

運転員及び保守部員は、計画的に実施する教育及び訓練の他、実務経験を通じてプラント設備への習熟を図っている。

運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期試験及び運転に必要な操作を行うことにより、普段から設備についての習熟を図る。

保守部員は、設備の点検において、保守実施方法をまとめた社内規程に基づき、現場にて、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及び作業工程検討等の保守点検活動を行うことにより普段から設備についての習熟を図る。また、訓練施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換等の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。

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

## 8. 協力会社社員の教育及び訓練参加について

緊急時対策要員のうち、当社社員以外の協力会社社員は、個別に締結している業務委託契約に基づいて必要な教育訓練を行うこととしている。このため、当社が作成した計画に従い必要な教育を受け、当社が実施する要素訓練及び総合訓練に参加することにより、必要な力量の維持及び向上を図ることとしている。

9. 本社の緊急時対策要員の教育及び訓練について

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



第1表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（運転員の主な教育内容）（1 / 2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
異常時対応訓練 (指揮・状況判断)	異常時に指揮者として適切な指揮、状況判断ができよう、異常時操作の対応（判断・指揮命令）及び警報発生時の監視項目について理解する	<ul style="list-style-type: none"> <li>・異常時操作の対応（判断・指揮命令含む）</li> <li>・警報発生時の監視項目</li> </ul>	当直長，当直副長	3年間で30時間以上※2 (他の項目も含む)
異常時対応訓練 (中央制御室内対応)	異常時に中央制御室において適切な処置がとれるように、警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する 役割に応じた活動に要する資機材等に関する知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉の起動停止に関する操作と監視項目</li> <li>・各設備の運転操作と監視項目</li> <li>・警報発生時の対応操作(中央制御室)</li> <li>・異常時の対応操作(中央制御室)</li> </ul>	当直長，当直副長，当直主任，運転士	3年間で30時間以上※2 (他の項目も含む)
異常時対応訓練 (現場機器対応)	異常時に現場において適切な処置がとれるように、警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉の起動停止の概要</li> <li>・各設備の運転操作の概要（現場操作）</li> <li>・警報発生時の対応操作（現場操作）</li> <li>・異常時の対応操作（現場操作）</li> </ul>	当直長，当直副長，当直主任，運転士，補助運転士	3年間で15時間以上※2
シミュレータ訓練Ⅰ	異常事象対応時（設計基準外事象含む）の連携措置の万全を図る	<ul style="list-style-type: none"> <li>・運転操作の際の連携訓練</li> <li>自社シミュレータ又はBWR運転訓練センターにて行う訓練</li> <li>【重大事故等の対応を含む】※1</li> </ul>	当直長，当直副長，当直主任，運転士，補助運転士	3年間で9時間以上※2
シミュレータ訓練Ⅱ	警報発生時及び異常事象時(設計基準外事象含む)対応の万全を図る	<ul style="list-style-type: none"> <li>・起動停止・異常時・警報発生時対応訓練</li> <li>自社シミュレータ又はBWR運転訓練センターにて行う訓練</li> <li>【重大事故等の対応を含む】※1</li> </ul>	当直主任，運転士	3年間で9時間以上※2
シミュレータ訓練Ⅲ	警報発生時及び異常事象時(設計基準外事象含む)対応の万全を図る	<ul style="list-style-type: none"> <li>・起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練</li> <li>自社シミュレータ又はBWR運転訓練センターにて行う訓練</li> <li>【重大事故等の対応を含む】※1</li> </ul>	当直長，当直副長	3年間で9時間以上※2

※1：東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した内容

※2：保安規定 保安教育に定められた教育時間

第1表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（運転員の主な教育内容）（2/2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
防災教育 (原子力防災体制、組織及び活動に関する知識)	発電所員としての必要な基礎知識の理解 原子力災害に関する知識を習得し、原子力防災活動の円滑な実施に資する	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子力災害対策特別措置法及び関係法令の概要</li> <li>原子力事業者防災業務計画の概要</li> <li>防災体制、防災組織及び活動</li> <li>緊急時活動レベル（EAL）※1</li> </ul>	当直長，当直副長，当直主任， 運転士，補助運転士	1回/年
防災教育 (放射線防護に関する知識)	放射線安全の観点から放射線の人体に及ぼす影響，放射線防護等に関する知識の理解	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線の人体に及ぼす影響に関すること</li> <li>線量限度等，被ばく管理に関すること</li> <li>放射線防護に関すること</li> </ul>	当直長，当直副長，当直主任， 運転士，補助運転士	1回/年
防災教育 (放射線及び放射性物質の測定機器並びに測定方法を含む防災対策上の諸設備に関する知識)	機器の用途，測定方法，機器の取扱い方法の理解	<ul style="list-style-type: none"> <li>防災関係設備に関すること</li> </ul>	当直長，当直副長，当直主任， 運転士，補助運転士	1回/年
アクシデントマネジメント教育 (基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> <li>シビアアクシデントの概要※1</li> <li>シビアアクシデントの物理現象の概要※1</li> <li>アクシデントマネジメントの概要※1</li> <li>代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動の概要※1</li> <li>重大事故等時における体制と役割※1</li> </ul>	当直長，当直副長，当直主任， 運転士，補助運転士	1回/年
アクシデントマネジメント教育 (応用的知識)	事故時における発電用原子炉施設の挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> <li>シビアアクシデントの物理現象※1</li> <li>代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動</li> <li>具体的なアクシデントマネジメントの手順※1</li> <li>機能別の設備のプラント状況にあった優先順位</li> </ul>	当直長，当直副長	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応，各機能班や組織間の連携等，組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する	<ul style="list-style-type: none"> <li>当直の活動</li> <li>各機能班の連携</li> <li>当直の意思決定</li> </ul> <b>【重大事故等を想定し，上記を実施】※1</b>	当直長，当直副長，当直主任， 運転士，補助運転士	1回/年

※1：東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

※2：保安規定 保安教育に定められた教育時間

第2表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（実施組織（運転員を除く）の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
防災教育 (原子力防災体制、組織及び活動に関する知識)	発電所員としての必要な基礎知識の理解 原子力災害に関する知識を習得し、原子力防災活動の円滑な実施に資する	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子力災害対策特別措置法及び関係法令の概要</li> <li>原子力事業者防災業務計画の概要</li> <li>防災体制、防災組織及び活動</li> <li>緊急時活動レベル（E.A.L.）※</li> </ul>	実施組織 (自衛消防隊を除く)	1回/年
防災教育 (放射線防護に関する知識)	放射線安全の観点から放射線の人体に及ぼす影響、放射線防護等に関する知識の理解	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線の人体に及ぼす影響に関すること</li> <li>線量限度等、被ばく管理に関すること</li> <li>放射線防護に関すること</li> </ul>	実施組織	1回/年
防災教育 (放射線及び放射性物質の測定機器並びに測定方法を含む防災対策上の諸設備に関する知識)	機器の用途、測定方法、機器の取扱い方法の理解	<ul style="list-style-type: none"> <li>防災関係設備に関すること</li> </ul>	実施組織	1回/年
アクシデントマネジメント教育 (基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> <li>シビアアクシデントの概要※</li> <li>アクシデントマネジメント概要※</li> <li>重大事故等時における体制と役割※</li> </ul>	実施組織 (自衛消防隊を除く)	1回/年
アクシデントマネジメント教育 (応用的知識)	事故時における発電用原子炉施設の挙動、プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> <li>シビアアクシデントの物理現象※</li> <li>代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動</li> <li>機能別の設備のプラント状況にあつた優先順位</li> </ul>	実施組織 (各統括、各班長)	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応、各機能班や組織間の連携等、組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する	<ul style="list-style-type: none"> <li>各機能班の活動</li> <li>各機能班の連携</li> <li>本部の意思決定</li> <li>総本部との連携</li> </ul> <b>【重大事故等を想定し、上記を実施】※</b>	緊急時対策要員	1回/年

※：東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した内容

第3表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（支援組織の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
防災教育 (原子力防災体制、組織及び活動に関する知識)	発電所員としての必要な基礎知識の理解 原子力災害に関する知識を習得し、原子力防災活動の円滑な実施に資する	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子力災害対策特別措置法及び関係法令の概要</li> <li>原子力事業者防災業務計画の概要</li> <li>防災体制、防災組織及び活動</li> <li>緊急時活動レベル（E.A.L.）※</li> </ul>	技術支援組織 運営支援組織	1回/年
防災教育 (放射線防護に関する知識)	放射線安全の観点から放射線の人体に及ぼす影響、放射線防護等に関する知識の理解	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線の人体に及ぼす影響に関すること</li> <li>線量限度等、被ばく管理に関すること</li> <li>放射線防護に関すること</li> </ul>	技術支援組織 運営支援組織	1回/年
防災教育 (放射線及び放射性物質の測定機器並びに測定方法を含む防災対策上の諸設備に関する知識)	機器の用途、測定方法、機器の取扱い方法の理解	<ul style="list-style-type: none"> <li>防災関係設備に関すること</li> </ul>	技術支援組織 運営支援組織	1回/年
アクシデントマネジメント教育 (基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> <li>シビアアクシデントの概要※</li> <li>アクシデントマネジメント概要※</li> <li>重大事故等時における体制と役割※</li> </ul>	技術支援組織 運営支援組織	1回/年
アクシデントマネジメント教育 (応用的知識)	事故時における発電用原子炉施設の挙動、プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> <li>シビアアクシデントの物理現象※</li> <li>代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動</li> <li>機能別の設備のプラント状況にあった優先順位</li> </ul>	技術支援組織 (統括、技術班、各班長)	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応、各機能や組織間の連携等、組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する	<ul style="list-style-type: none"> <li>各機能班の活動</li> <li>各機能班の連携</li> <li>本部の意思決定</li> <li>総本部との連携</li> </ul> <b>【重大事故等を想定し、上記を実施】</b> ※	緊急時対策要員	1回/年
その他訓練	あらかじめ定められた機能を発揮できるようにするために資機材操作を含めて行い、機能ごとの対応能力向上を図る	<ul style="list-style-type: none"> <li>通報・連絡訓練</li> <li>緊急時モニタリング訓練</li> <li>避難誘導訓練</li> <li>緊急被ばく医療訓練</li> </ul>	運営支援組織 (情報管理班、通報班)  技術支援組織（放射線管理班）  運営支援組織（支援班）  技術支援組織（放射線管理班） 運営支援組織（支援班）	1回/年

※：東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した項目

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（1/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
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	原子炉の停止	○事故時操作要領書（徴候ベース） 「スクラム」（原子炉出力）	運転員	・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入：1回/年以上
	反応度制御	○事故時操作要領書（徴候ベース） 「反応度制御」	運転員	・原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制：1回/年以上 ・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：1回/年以上 ・ほう酸水注入：1回/年以上

注1：教育訓練に使用する手順書、訓練名称及び頻度等は、今後の検討等により変更となる可能性がある。以下、第4表において同じ。

注2：「1.19 通信連絡に関する手順等」については、各手順の訓練の中で実際に使用することで習熟していく。以下、第4表において同じ。

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練(2/20)

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.2 原子炉冷却材圧力バ ウンダリ高圧時に発 電用原子炉を冷却す るための手順等	高圧原子炉への注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>○事故時操作要領書(微候ベース) 「水位確保」等</li> <li>○AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」</li> <li>○AM設備別操作要領書 「RCICによる原子炉注水」</li> <li>○AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」</li> </ul>	<p>運転員</p> <p>運転員</p> <p>運転員</p> <p>運転員</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却：1回/年以上</li> <li>・高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却：1回/年以上</li> <li>・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：1回/年以上</li> <li>・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： 1回/年以上</li> <li>・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：1 回/年以上</li> <li>・ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入)：1回/年以 上</li> </ul>

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（3／20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
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	原子炉の減圧           インターフェイスシ ステムLOCA発生時の 対応	○事故時操作要領書（微候ベース） 「減圧冷却」等 ○事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水-1」	運転員	・手動操作による減圧（逃がし安全弁）：1回／年以上
		○AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保（SRV電源切替）」	運転員	・可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復：1回／年以 上
		○AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保（SRV用蓄電池）」	運転員	・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：1回／年以上
		○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）」	実施組織 （復旧班員）	
		○AM設備別操作要領書 「SRV駆動源確保（窒素ガスボンベ）」	運転員	・逃がし安全弁窒素ガス供給設備による窒素ガス確保：1回／年 以上
		○AM設備別操作要領書 「SRV背圧対策」	運転員	・逃がし安全弁の背圧対策：1回／年以上
		○原子力災害対策手順書 「窒素ガスボンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」	実施組織 （復旧班員）	
		○事故時操作要領書（微候ベース） 「二次格納施設制御」等	運転員	・二次格納施設制御：1回／年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（4/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度		
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	低圧原子炉への注水	○ 事故時操作要領書（微候ベース） 「水位確保」等	運転員	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却：1回/年以上</li> <li>・ 低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却：1回/年以上</li> </ul>		
		○ 事故時操作要領書（微候ベース） 「減圧冷却」等	運転員	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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：1回/年以上</li> </ul>		
		○ AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉への冷却：1回/年以上</li> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却：1回/年以上</li> </ul>		
		○ AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉への冷却：1回/年以上</li> </ul>		
		○ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	実施組織 （復旧班員）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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：1回/年以上</li> </ul>		
		○ AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉注水」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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：1回/年以上</li> </ul>		
		○ AM設備別操作要領書 「LPCSによる原子炉注水」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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：1回/年以上</li> </ul>		
		○ AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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：1回/年以上</li> </ul>		
		原子炉の除熱				



第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（5/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.5 最終ヒートシンクへ 熱を輸送するための 手順等	最終ヒートシンクへの 熱輸送	○事故時操作要領書（微候ベース） 「S/C温度制御」	運転員	・原子炉補機冷却系による除熱：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「FCVS停止後のN2パージ」	運転員	・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回/年以上
		○原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント 系の窒素ガス置換」	実施組織 （復旧班員）	
		○AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「FCVS停止後のN2パージ」	運転員	・現場操作による格納容器ベント：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「移動式代替熱交換設備による冷却水確保」 ○AM設備別操作要領書 「大型送水ポンプ車による冷却水確保」	運転員	
		○原子力災害対策手順書 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最 終ヒートシンク確保(UHSS編)」 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ 編）」 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最 終ヒートシンク確保（電源編）」	実施組織 （復旧班員）	・原子炉補機代替冷却系による除熱：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（6/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.6 原子炉格納容器内の 冷却等のための手順 等	格納容器内の冷却・減 圧・除熱	○ 事故時操作要領書（微候ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C温度制御」 「PCV水素濃度制御」 ○ 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」	運転員	・ 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：1回/年以上
		○ 事故時操作要領書（微候ベース） 「S/C温度制御」	運転員	・ 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：1回/年以上
		○ AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる格納容器スプレイ」	運転員	・ 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ：1回/年以上
		○ 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」	運転員	・ 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）：1回/年以上
		○ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	実施組織 （復旧班員）	
		○ AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	運転員	・ 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：1回/年以上 ・ 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：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（7/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
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	格納容器内の減圧・除熱	○AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「FCVSスクラバ容器水位調整」	運転員	・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回/年以上
		○原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」	実施組織 (復旧班員)	・現場操作による格納容器ベント：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」	運転員	・不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「FCVS停止後のN2バージ」	運転員	・残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：1 回/年以上
		○原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント 系の窒素ガス置換」	実施組織 (復旧班員)	・残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：1 回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「RHARによる格納容器除熱」	運転員	・残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：1 回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（8／20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
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	原子炉圧力容器への注水	○AM設備別操作要領書 「F L S R ポンプによるペデスタル注水」	運転員	・ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水：1回／年以上
		○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」 「大量送水車によるペデスタル注水」	運転員	・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：1回／年以上 ・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：1回／年以上
		○原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	実施組織 （復旧班員）	
		○AM設備別操作要領書 「H P A C による原子炉注水」	運転員	・高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水：1回／年以上
		○AM設備別操作要領書 「S L C による原子炉注水」	運転員	・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：1回／年以上
		○AM設備別操作要領書 「F L S R ポンプによる原子炉注水」	運転員	・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：1回／年以上
		○AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」	運転員	
		○原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	実施組織 （復旧班員）	・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回／年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（9／20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
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	水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	<p>○原子炉災害対策手順書 「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」</p> <p>○AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」</p> <p>○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」</p>	<p>実施組織 (復旧班員)</p> <p>運転員</p> <p>運転員</p>	<p>・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：1回／年以上</p> <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水素ガス及び酸素ガスの排出：1回／年以上</p> <p>・水素濃度及び酸素濃度の監視：1回／年以上</p>

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（10/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
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	水素爆発による原子炉建物等の損傷防止	○事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「水素」	運転員	・原子炉建物内の水素濃度監視：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（11/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.11 使用済燃料貯蔵槽の 冷却等のための手順 等	燃料プールへの注水 及びスプレイ	<p>○原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」</p> <p>○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」</p> <p>○AM設備別操作要領書 「SFP監視カメラ用冷却設備起動」</p> <p>○AM設備別操作要領書 「FPCによる燃料プール除熱」</p>	<p>実施組織 (復旧班員)</p> <p>実施組織 (復旧班員)</p> <p>運転員</p> <p>運転員</p>	<p>・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：1回/年以上</p> <p>・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：1回/年以上</p> <p>・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：1回/年以上</p> <p>・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：1回/年以上</p> <p>・燃料プールの状態監視：1回/年以上</p> <p>・代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却系による燃料プー ルの除熱：1回/年以上</p>

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（12/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
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	発電所外への放射性物質の拡散抑制	○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」  ○原子力災害対策手順書 「シルトフエンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」  ○原子力災害対策手順書 「放水砲による消火活動」 「航空機燃料火災時等における初動対応」	実施組織 (復旧班員)  実施組織 (復旧班員)  実施組織 (復旧班員)	・大気への放射性物質の拡散抑制：1回/年以上  ・海洋への放射性物質の拡散抑制：1回/年以上  ・航空機燃料火災への対応：1回/年以上



第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（13/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.13 重大事故等の収束に 必要となる水の供給 手順等	送水	○原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした送水：1回/年以上</li> <li>・海を水源とした送水：1回/年以上</li> </ul>
	低圧原子炉代替注水槽への補給	○原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」 ○原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした補給(淡水/海水)：1回/年以上</li> <li>・海を水源とした補給：1回/年以上</li> </ul>
	輪谷貯水槽への補給	○原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への海水補給：1回/年以上</li> </ul>
	水源切替	○原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」 ○原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 ○原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え：1回/年以上</li> <li>・輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)へ補給する水源の切替え：1回/年以上</li> <li>・輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)から海への切替え：1回/年以上</li> </ul>
		○事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-2」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部水源から内部水源への切替え(外部水源(低圧原子炉代替注水槽)から内部水源(サブレーション・チェンバへの切替え))：1回/年以上</li> </ul>
		○事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-4」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部水源から内部水源への切替え(外部水源(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2))から内部水源(サブレーション・チェンバへの切替え))：1回/年以上</li> </ul>

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（14/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
	非常用交流電源設備による給電	○事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」	運転員	・非常用交流電源設備による給電：1回/年以上
	非常用直流電源設備による給電	○事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」	運転員	・非常用直流電源設備による給電：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「GTGによるC、D-M/C受電」	運転員	・常設代替交流電源設備による給電：1回/年以上
		○原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」	実施組織 (復旧班員)	
1.14 電源の確保に関する手順等	代替交流電源設備による給電	○AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるC、D-M/C受電」	運転員	・可搬型代替交流電源設備による給電：1回/年以上
		○原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	実施組織 (復旧班員)	
	代替直流電源設備による給電	○AM設備別操作要領書 「B1-115V系蓄電池（SA）によるB-115V系直流流受電」 「充電器復旧、中央監視計器復旧」	運転員	・所内常設蓄電式直流電源設備による給電：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流流盤受電」	運転員	・常設代替直流電源設備による給電：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（15/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.14 電源の確保に関する 手順等（続き）	代替直流電源設備による 給電（続き）	○AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるS-A-L/C、C/C受電」 「充電器復旧、中央監視計器復旧」	運転員	
	代替直流電源設備による 給電（続き）	○原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの 電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M /C電源確保」 「高圧発電機車による直流電源確保時の可搬ケーブルを使 用した中央制御室排風機電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	実施組織 (復旧班員)	・可搬型直流電源設備による給電：1回/年以上
1.14 電源の確保に関する 手順等（続き）	代替所内電気設備によ る給電	○AM設備別操作要領書 「GTGによるS-A-L/C、C/C受電」 「高圧発電機車によるS-A-L/C、C/C受電」 「主要弁の電源切替」	運転員	
	燃料の補給	○原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの 電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M /C電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」	実施組織 (復旧班員)	・代替所内電気設備による給電：1回/年以上
		○原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載」 「タンクローリから各機器等への給油」	実施組織 (復旧班員)	・燃料補給設備による給油：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（16／20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.15 事故時の計装に関する手順等	事故時の計装	<ul style="list-style-type: none"> <li>○原子力災害対策手順書 「重要計器の監視・復旧」</li> <li>○AM設備別操作要領書 「可搬型計測器による計測」</li> <li>○原子力災害対策手順書 「SPDSによるパラメータ記録結果の保存」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実施組織 (プラント 監視班員)</li> <li>運転員</li> <li>運営支援組織 (情報管理 班員)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・他チャネルによる計測：1回／年以上</li> <li>・代替パラメータによる推定：1回／年以上</li> <li>・可搬型計測器による計測：1回／年以上</li> <li>・パラメータ記録：1回／年以上</li> </ul>

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（17/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	中央制御室の居住性の確保	○AM設備別操作要領書 「MCRによる居住性確保」	運転員	・MCR運転による居住性確保：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」	運転員	・中央制御室待避室の使用：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」	運転員	・可搬型照明による居住性確保：1回/年以上 ・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：1回/年以上
	運転員等の被ばく低減	○AM設備別操作要領書 「SGTによる放射性物質除去」	運転員	・SGTによる放射性物質の除去：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（18／20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.17 監視測定等に関する 手順等	放射線量の代替測定	○原子力災害対策手順書 「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定」	技術支援組織 (放射線管理 班員)	・可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定：1回 ／年以上
	空气中の放射性物質の 濃度の代替測定	○原子力災害対策手順書 「放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の代替 測定」	技術支援組織 (放射線管理 班員)	・放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の代替測定： 1回／年以上
	放射線量の測定	○原子力災害対策手順書 「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定」	技術支援組織 (放射線管理 班員)	・可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定：1回／年 以上
		○原子力災害対策手順書 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量 の測定」		
	放射性物質の濃度(空気 中、水中、土壌中)の測 定	○原子力災害対策手順書 「海上モニタリング測定」	技術支援組織 (放射線管理 班員)	・海上モニタリング測定：1回／年以上
	海上モニタリング	○原子力災害対策手順書 「海上モニタリング測定」	技術支援組織 (放射線管理 班員)	・海上モニタリング測定：1回／年以上
気象観測項目の代替測 定	○原子力災害対策手順書 「可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定」	技術支援組織 (放射線管理 班員)	・可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定：1回／年 以上	

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（19/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	緊急時対策所の居住性の確保	○原子力災害対策手順書 「緊急時対策所空気浄化装置運転」 「緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定」 「緊急時対策所空気ボンベ加圧設備による空気供給準備」 「緊急時対策所空気浄化装置から緊急時対策所空気ボンベ加圧設備への切替」 「緊急時対策所空気ボンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置への切替」	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所空気浄化装置運転：1回/年以上</li> <li>緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定：1回/年以上</li> <li>緊急時対策所空気ボンベ加圧設備による空気供給準備：1回/年以上</li> <li>緊急時対策所空気浄化装置から緊急時対策所空気ボンベ加圧設備への切替：1回/年以上</li> <li>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：1回/年以上</li> </ul>
	必要な指示及び通信連絡	○原子力災害対策手順書 「緊急時対策本部内可搬式エリア放射線モニタ設置手順」	技術支援組織 (放射線管理班員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策本部内可搬式エリア放射線モニタ設置：1回/年以上</li> </ul>
	代替交流電源設備からの給電	○原子力災害対策手順書 「安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視」	実施組織 (プラント監視班員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>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：1回/年</li> </ul>
		○原子力災害対策手順書 「緊急時対策所用発電機準備」 「緊急時対策所用発電機起動」 「緊急時対策所用発電機の切替」 「緊急時対策所用発電機への燃料給油」 「緊急時対策所用発電機（予備）の切替」	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策所用発電機準備：1回/年以上</li> <li>緊急時対策所用発電機起動：1回/年以上</li> <li>緊急時対策所用発電機の切替：1回/年以上</li> <li>緊急時対策所用発電機への燃料給油：1回/年以上</li> <li>緊急時対策所用発電機（予備）の切替：1回/年以上</li> </ul>

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（20/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.0 共通事項	アクセスルートの確保	○原子力災害対策手順書 「ホイールローダを使用したアクセスルート確保」	実施組織 (復旧班員)	・ホイールローダを使用したアクセスルート確保：1回/年以上



第5表 教育及び訓練計画の頻度の考え方について

項目	頻度	教育及び訓練の方針	教育及び訓練の内容
教育・訓練の計画	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉施設保安規定に基づく社内規程で計画の策定方針を規定する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等対策に関する知識向上のための教育・訓練等</li> </ul>
要素訓練	1回/年以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。</li> <li>各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上、毎年繰り返し、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。</li> <li>各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育又は訓練については、年2回以上の実施頻度に見直す。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>給水活動及び電源復旧活動等の各項目の教育・訓練</li> </ul>
総合訓練	1回/年以上	<ul style="list-style-type: none"> <li>想定した原子力災害への対応、各機能や組織間の連携等、組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを総合的に確認する訓練を年1回以上実施し、評価することにより、緊急時対策要員の実効性等を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時対策要員の実効性等を総合的に確認</li> </ul>

第6表 重大事故等に対処する要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量	主要な教育及び訓練	主要な効果（力量）の確認方法
緊急時対策要員 ・本部長，各統括	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○的確な指揮 ○各班との連携	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練	○防災教育の実施状況，総合訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。
		○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携		
緊急時対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施（統括／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○シミュレータ訓練	○事故を収束できること，適切に作業を実施できしことをシミュレータ訓練の結果，防災教育等の実施状況から効果（力量）の確認を行う。
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○シミュレータ訓練	○事故を収束できること，適切に作業を実施できしことをシミュレータ訓練の結果，防災教育等の実施状況から効果（力量）の確認を行う。
実施組織 (運転員除く)	○復旧対策の実施 ・資機材の移動，電源車による給電，原子炉への注水，燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取扱い ○配置場所の把握	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○各班機能に応じた要素訓練	○必要な活動が出来ることを各班機能に応じた要素訓練結果，総合訓練の結果，防災教育の実施状況から効果（力量）の確認を行う。
技術支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○放射線・放射能の状況把握	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○各班機能に応じた要素訓練	○防災教育の実施状況，要素訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。
運営支援組織	○資材の調達及び輸送 ○社外関係機関への通報・連絡	○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○各班機能に応じた要素訓練	○防災教育の実施状況，要素訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。

第7表 プラント設備の習熟のための保守点検活動

対象者	主な活動	保守点検活動の内容 (例)	社内規程
入社1年目 原子力技術系社員 (全員)	現場実習	<ul style="list-style-type: none"> <li>入社後、原子力発電所の仕組みや放射線基礎等の知識を学んだ後、発電所の運転業務 (当直業務) の研修を受け、系統設備の概略や現場パトロール (機器配置) を習得する。</li> </ul>	力量および教育訓練基本要領
	巡視点検	<ul style="list-style-type: none"> <li>巡視点検を1回以上/直で実施。</li> <li>必要により簡易な保守を実施。</li> </ul>	運転管理要領
運転員	運転操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>プラント起動又は停止時の運転操作及び機器の状態確認。</li> <li>非常用炉心冷却設備等の定期的な起動試験に係る運転操作及び機器の状態確認。</li> </ul>	運転管理要領
	施設管理	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備ごとに担当者を定め、プラント運転中の定期的な巡視、及びプラント起動停止時や試運転時に立会い、異常有無等の状態を確認。</li> <li>設備不具合時等に設備の状態を把握し、原因の特定及び復旧方針を策定。必要に応じて部品取替や計器調整などの作業を実施。</li> </ul>	施設管理要領
保修部員	工事管理 (調達管理)	<ul style="list-style-type: none"> <li>各設備の定期的な保守点検工事、あるいは修繕工事等において、当社会のホールドポイントを定めて、設備ごとの担当者が分解点検等の現場に立会い、設備の健全性確認を行うとともに、作業の安全管理等を実施。</li> </ul>	施設管理要領 調達管理基本要領
	教育訓練	<ul style="list-style-type: none"> <li>保修部門配属後、訓練施設において、基本的な設備 (調節弁、ポンプ、モータ、手動弁、遮断器、検出器、伝送器、制御器等) の分解点検や組立て及び点検調整等の実習トレーニングを行い、現場技能を習得。</li> <li>OJTを主体に専門知識の習得を図ることで、技能に堪能な人材を早期に育成。</li> </ul>	力量および教育訓練基本要領

## 要員の力量評価及び教育訓練の有効性評価について

## 1. 要員の力量評価（第 1， 2 表参照）

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

なお、判定基準を満たさなかった訓練については、判定基準を満たすまで訓練を行う。

第 1 表 力量評価の例

訓練項目	高压発電機車による電源確保		
訓練日時	○年○月○日 ○時○分～○時○分		
訓練内容	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高压発電機車の配置，運転</li> <li>・ ケーブル敷設，接続</li> </ul>		
判定基準	○○分以内に高压発電機車による給電が開始できること。 所要時間：○○分		
要員名 個人力量評価	指揮者	(所属) 中電 一郎	合・否
	担当者	(所属) 中電 二郎	合・否
		(所属) 中電 三郎	合・否
		(所属) 中電 四郎	合・否
評価者	(所属) 中電 太郎		

第 2 表 力量レベルと力量水準の例

力量レベル	力量水準
指揮者	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 作業手順に精通し，現場の指揮・統括ができる。</li> <li>・ 本部と連絡を取りながら，現場進捗状況の説明ができる。</li> <li>・ 本部と連絡を取りながら，プラント状況の理解ができる。</li> </ul>
担当者	作業手順に従い作業が実施できる。

## 2. 教育訓練の有効性評価

教育訓練の有効性は、要素訓練毎に必要な人数を満たしているか否かを確認することで評価を行うこととする。有効性の評価方法は、各要員の力量評価を訓練毎に集約し、必要な力量を有した要員を確保できているか確認することにより行う。その結果、判定基準を満たさない訓練が連続した場合など、必要な力量を有した要員が確保できていないような状況になるおそれがある場合には、教育訓練の実施頻度、内容等を見直すこととする。

## 社外評価に対するフィードバックについて

原子力安全に対する発電所における種々の訓練及び活動の有効性を評価する第三者機関として、WANO（世界原子力発電事業者協会）及びJANSI（原子力安全推進協会）がある。

WANOは、種々の訓練及び活動について、世界中の原子力発電所の経験を踏まえ、各分野の世界最高水準（エクセレンス）の振る舞いを事業者に提供している。各発電所は4年ごとにピアレビューを受け、種々の訓練及び活動と世界最高水準との差（ギャップ）をAFI（Area For Improvement：要改善事項）として受け、計画的に改善活動を行う。

JANSIは、WANOと同様の考え方で定期的な発電所のピアレビューを行っており、AFIを提示することで各発電所の種々の訓練及び活動の改善を促している。

島根原子力発電所では、2019年8月22日から2019年9月5日に、WANOピアレビューを受けた。この時に受けたAFIについて、WANO Guideline等を参考に改善を進め、計画的に改善に取り組んでいる。また、2017年11月7日から2017年11月22日には、JANSIピアレビューを受けた。この時に受けたAFIについてもWANOピアレビューと同様に、計画的に改善に取り組んでいる。

今後も定期的にWANO及びJANSIのピアレビューを受けることで、継続的に種々の訓練及び活動の改善を行っていく。

## 全交流動力電源喪失（SBO）環境下における操作項目の訓練実績について

## 1. 訓練実績

有効性評価シナリオにおける操作項目及び全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)時に期待している操作項目について、平成30年度の訓練実績を第1表、第2表に記載する。

これら訓練は操作項目に応じて、

- ・手順書を用いた机上確認
  - ・シミュレータを用いた対応訓練
  - ・現場にて、操作員が手順に従い対応する訓練（模擬操作を含む）
- により対応している。

## 2. SBO時を想定した訓練について

建物内には可搬型照明設備を設置しているため、SBO時の対応操作への影響はないと考えるが、SBO時に操作場所が暗所となる場合を想定したSBO環境下の訓練についても、計画的に実施している。

建物内操作場所のSBO環境下の模擬は、プラント運転中では安全確保上難しいことから、プラント停止中に実施する訓練として位置付ける。また、操作場所の照明消灯等により暗所を模擬し、暗所でも操作対象弁が分かるよう反射テープを施した弁の模擬操作訓練を行う等、実践的な訓練を行うことで、力量向上に努める。

なお、屋外の対応操作については、夜間、荒天等様々な環境においても対応ができるよう、悪条件を想定した訓練を行っている。

## 3. その他

これまでは対応操作の習熟のため、単一の対応操作訓練を中心に行っていたが、今後の訓練においては、当該対応操作が設備不具合等により失敗することを想定し、1つの対応操作がうまく行かなかった場合であっても、次の対応操作に移行することを考慮した複合的な対応操作訓練を実施する。

第1表 有効性評価シナリオにおける操作項目の訓練実績 (平成30年度)

作業項目	作業内容 (有効性評価シナリオ)	操作要員 (操作場所)	訓練名称, 対応する手順書等	訓練内容	訓練年度	訓練実績 ※1	備考
F L S R (常設) による原子炉注水	低圧原子炉代替注水系 (常設) 起動操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) F L S R (常設) による原子炉注水	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・ポンプ起動, 注水操作	1回/ 年・班	14回	実技訓練 (シミュレータ) を実施。
	低圧原子炉代替注水系 (常設) 注水操作	運転員 (中央制御室)					
F L S R (可搬型) による原子炉注水	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 系統構成	運転員 (現場)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) F L S R (可搬型) による原子炉注水 【要素訓練】 (原子炉力災害対策手順書) 大量送水車を使用した送水	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成	1回/ 年・班	7回	机上及び現場確認を実施。
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 準備操作	復旧班員 (現場)					
R H R による原子炉注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) 起動操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) R H R による原子炉注水 【運転員教育訓練: シミュレータ訓練】	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・ポンプ起動, 注水操作	1回/ 年・班	—※2	通常のプラント操作又は事故対応操作のため, 個別の操作訓練は行わず, シミュレータ訓練に包含して訓練を実施。
	残留熱除去系 (低圧注水モード) 注水操作	運転員 (中央制御室)					
	残留熱除去系 (低圧注水モード) 起動操作	運転員 (中央制御室)					
	残留熱除去系 (低圧注水モード) 注水操作	運転員 (中央制御室)					
H P A C による原子炉注水	高圧原子炉代替注水系 起動操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) H P A C による原子炉注水	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・ポンプ起動, 注水操作	1回/ 年・班	—※2	机上及び現場確認を実施。
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 系統構成	運転員 (中央制御室)					
A C S S (可搬型) による格納容器スプレイ	残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) 起動操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) R H R による格納容器除熱	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・スプレイ操作	1回/ 年・班	7回	実技訓練 (シミュレータ) を実施。
	残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) サブプレッション・プール水冷却操作	運転員 (中央制御室)					
R H R によるサブプレッション・プール水冷却	残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) 起動操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) R H R による格納容器除熱	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・ポンプ起動, 除熱操作	1回/ 年・班	7回	通常のプラント操作又は事故対応操作のため, 個別の操作訓練は行わず, シミュレータ訓練に包含して訓練を実施。
	残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) サブプレッション・プール水冷却操作	運転員 (中央制御室)					
	残留熱除去系 (低圧注水モード) から残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) への切替操作	運転員 (中央制御室)					
	残留熱除去系 (低圧注水モード) から残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード) への切替操作	運転員 (中央制御室)					



作業項目	作業内容（有効性評価シナリオ）	操作要員 （操作場所）	訓練名称、対応する手順書等	訓練内容	訓練頻度	訓練要領 ※1	備考	
RHRによる原子炉除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統構成	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） RHRによる原子炉除熱	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認（電源確認等） ・系統構成 ・ポンプ起動、除熱操作	1回/ 年・班	—※2		
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統構成	運転員 （現場）						
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）起動操作	運転員 （中央制御室）						
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統構成	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：シミュレータ訓練】	訓練シナリオに応じた対応操作を実施	1回/ 年・班	—	通常のプラント操作又は事故対応操作のため、個別の操作訓練は行わず、シミュレータ訓練に包含して訓練を実施。	
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統構成	運転員 （現場）						
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）起動操作	運転員 （中央制御室）						
	残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替	運転員 （中央制御室）						
	A TWS対応	残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：シミュレータ訓練】	訓練シナリオに応じた対応操作を実施。	1回/ 年・班	—	通常のプラント操作又は事故対応操作のため、個別の操作訓練は行わず、シミュレータ訓練に包含して訓練を実施。
		自動減圧系等起動阻止	運転員 （中央制御室）					
		ほう酸水注入系起動操作	運転員 （中央制御室）					
原子炉水位調整操作		運転員 （中央制御室）						
原子炉急減圧操作	原子炉急減圧操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：シミュレータ訓練】	訓練シナリオに応じた対応操作を実施	1回/ 年・班	—	通常のプラント操作又は事故対応操作のため、個別の操作訓練は行わず、シミュレータ訓練に包含して実施。	
	残留熱除去系の隔離停止操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （事故時操作要領書（EOP）） 二次格納容器制御等	・RHR注水弁隔離操作（移動、弁手動閉操作（模擬）） ・耐熱服、酸素呼吸器等の放射線防護具装着	1回/ 年・班	—※2		
	残留熱除去系からの漏えい停止操作	運転員 （現場）						
原子炉冷却材漏えい対応	原子炉水位低下調査／漏洩隔離操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （事故時操作要領書（EOP）） 原子炉水位低下調査／漏洩隔離操作	・原子炉水位低下調査（状況把握、対応指示等） ・原子炉水位低下原因の除去（隔離操作（模擬））	1回/ 年・班	—※2		
	原子炉水位低下調査／漏洩準備隔離操作	運転員 （現場）						
	格納容器ベント準備操作	運転員 （中央制御室）						
格納容器ベント操作	格納容器ベント操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） F C V Sによる格納容器ベント （AM設備別操作要領書） F C V S（遠隔手動弁操作機構）による格納容器ベント	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認（電源確認等） ・系統構成 ・ベント操作（遠隔手動弁の操作含む）	1回/ 年・班	7回	机上及び現場確認を実施。	
	格納容器ベント準備操作	運転員 （現場）						
	格納容器ベント準備操作	運転員 （現場）						
	格納容器ベント準備操作	運転員 （現場）						
水源確保	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代善注水槽への補給	復旧班員 （現場）	【要素訓練】 （原子炉代善注水手順書） 大量送水車を使用した送水	「F L S R（可搬型）」による原子炉注水」の項の実績と同じ				

作業項目	作業内容（有効性評価シナリオ）	操作要員 （操作場所）	訓練名称、対応する手順書等	訓練内容	訓練頻度	訓練実績 ※1	備考
燃料給油作業	燃料補給準備	復旧班員 （現場）	【要素訓練】 （原子力災害対策手順書） ガスタービン発電機用軽油タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンクを使用したタンクローリーへの燃料積載 （原子力災害対策手順書） タンクローリーから各機器等への給油	原子力災害対策手順書を使用し、対応手順を習得。 ・燃料の抜取・補給 ・ホース接続	1回/年	2回	
	燃料補給作業	復旧班員 （現場）					
G T G 対応	常設代替交流電源設備起動操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） G T G による緊急用母線受電	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・G T G 起動操作 ・緊急用母線受電操作	1回/年・班	28回	実技訓練（シミュレータ）を実施。
	C系（D系）非常用高圧母線受電準備	運転員 （中央制御室）					
	C系（D系）非常用高圧母線受電操作	運転員 （現場）					
		運転員 （中央制御室）					
電源切替操作	注水弁電源切替操作	運転員 （現場）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） 主要相機の電源切替	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・注水弁等の電源切替	1回/年・班	—※2	
	逃がし安全弁電源切替操作	運転員 （現場）					
	所内用蓄電池切替操作	運転員 （現場）					
		運転員 （現場）					
直流電源確保	原子炉補機代替冷却系準備操作	運転員 （現場）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） SRV駆動確保（電源）	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・不要負荷の切り離し ・蓄電池切替	1回/年・班	—※2	
	原子炉補機代替冷却系運転	運転員 （現場）					
	原子炉補機代替冷却系準備操作	運転員 （現場）					
		運転員 （中央制御室）					
原子炉補機代替冷却系	原子炉補機代替冷却系準備操作	復旧班員 （現場）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） A H E F または大型送水ポンプ車によるR C W 代替冷却	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認（電源確認等） ・系統構成	1回/年・班	7回	机上及び現場確認を実施。
	原子炉補機代替冷却系運転	復旧班員 （現場）					
	原子炉補機代替冷却系準備操作	復旧班員 （現場）					
		復旧班員 （現場）					
残留熱代替冷却系	残留熱代替冷却系準備操作	復旧班員 （現場）	【要素訓練】 （原子力災害対策手順書） 大型送水ポンプ車を使用した移動式熱交換設備への海水供給	原子力災害対策手順書を使用し、対応手順を習得。 ・大型送水ポンプ車の配置、運転 ・ホース敷設、接続	1回/年	—※2	
	残留熱代替冷却系準備操作	復旧班員 （現場）					
	残留熱代替冷却系準備操作	復旧班員 （現場）					
		復旧班員 （現場）					
残留熱代替冷却系	残留熱代替冷却系準備操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） R H A R I による格納容器除熱 （事故時操作要領書（S O P）） 注水-2等	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認（電源確認等） ・系統構成 ・ポンプ起動、除熱操作	1回/年・班	—※2	
	残留熱代替冷却系準備操作	運転員 （中央制御室）					
	残留熱代替冷却系準備操作	運転員 （中央制御室）					
		運転員 （中央制御室）					
格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	水素濃度及び酸素濃度監視設備起動	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） M C A M S による格納容器水素・酸素濃度測定	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認（電源確認等） ・起動操作	1回/年・班	—※2	
	水素濃度及び酸素濃度監視設備停止操作	運転員 （中央制御室）					

作業項目	作業内容 (有効性評価シナリオ)	操作要員 (操作場所)	訓練名称、対応する手順書等	訓練内容	訓練頻度	訓練実績	備考
A P F S (可搬型) によるベデスタル注水	格納容器代替スプレイス系 (可搬型) 注水操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) A C S S (可搬型) によるベデスタル注水 (AM設備別操作要領書) A P F S (可搬型) によるベデスタル注水 【要素訓練】 (原子力災害対策手順書) 大量送水車を使用した送水 【要素訓練】 (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	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・注水操作	1回/ 年・班	7回	A P F S (可搬型) について、机上及び現場確認を実施。
	ベデスタル代替注水系 (可搬型) 注水操作	運転員 (中央制御室)					
格納容器内窒素供給	格納容器代替スプレイス系 (可搬型) 準備操作	復旧班員 (現場)	【要素訓練】 (原子力災害対策手順書) 大量送水車を使用した送水 【要素訓練】 (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	「F L S R (可搬型) による原子炉注水」の項の実績に同じ	1回/年	—※2	
	可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給準備	復旧班員 (現場)					
S F P漏えい対応	燃料プールのスプレイス系準備操作	復旧班員 (現場)	【要素訓練】 (原子力災害対策手順書) 大量送水車を使用した送水 【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) S G T による放射性物質の除去	「F L S R (可搬型) による原子炉注水」の項の実績に同じ	1回/ 年・班	—※2	
	非常用ガス処理系運転	運転員 (中央制御室)					
居住性確保	中央制御室換気系 系統構成/起動操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) M C R 運転による居住性確保 【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) 中央制御室待避室の使用	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成、起動操作	1回/ 年・班	—※2	
	中央制御室換気系 系統構成	運転員 (現場)					
	中央制御室換気系 加圧運転操作	運転員 (中央制御室)					
	中央制御室待避室 加圧操作	運転員 (中央制御室)					
	中央制御室待避室準備	運転員 (現場)		AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・準備操作 ・加圧操作	1回/ 年・班	—※2	

※1：平成30年度の訓練は最新手順を用いていない訓練を含むため、訓練実績は参考として記載。  
 ※2：今後、訓練を計画し、実施する予定。

## 第2表 有効性評価シナリオ外でSBO時に期待している操作項目の訓練実績 (平成30年度)

作業項目	作業内容 (有効性評価シナリオ)	操作要員 (操作場所)	訓練名称、対応する手順書等	訓練内容	訓練頻度	訓練実績	備考
R C I C 現場起動	—	運転員 (現場)	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) R C I C 現場起動による原子炉注水	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・系統構成 ・ポンプ起動、注水操作	1回/ 年・班	7回	

※1：平成30年度の訓練は最新手順を用いていない訓練を含むため、訓練実績は参考として記載。  
 ※2：今後、訓練を計画し、実施する予定。

## 島根原子力発電所 2 号炉

### 重大事故等時の体制について

## < 目 次 >

1.	重大事故等対策に係る体制の概要.....	1. 0. 10-1
(1)	体制の特徴.....	1. 0. 10-1
(2)	緊急時対策要員の確保に関する基本的な考え方.....	1. 0. 10-2
(3)	重大事故等対策における判断者及び操作者について.....	1. 0. 10-2
a.	判断者の明確化.....	1. 0. 10-2
b.	操作者の明確化.....	1. 0. 10-3
2.	島根原子力発電所における重大事故等対策に係る体制について.....	1. 0. 10-3
(1)	緊急時対策本部の体制概要.....	1. 0. 10-3
a.	発電所長の役割.....	1. 0. 10-3
b.	緊急時対策本部の構成.....	1. 0. 10-3
c.	緊急時対策要員が活動する施設.....	1. 0. 10-6
(2)	緊急時対策本部の要員参集.....	1. 0. 10-6
a.	運転員.....	1. 0. 10-7
b.	発電所内に常駐している緊急時対策要員（運転員除く）.....	1. 0. 10-8
c.	発電所外から発電所に参集する緊急時対策要員.....	1. 0. 10-8
d.	自衛消防隊.....	1. 0. 10-9
(3)	通報連絡.....	1. 0. 10-10
(4)	緊急時対策本部内における各機能班との情報共有について.....	1. 0. 10-10
a.	プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有.....	1. 0. 10-10
b.	指示・命令，報告.....	1. 0. 10-11
c.	緊急時対策総本部との情報共有.....	1. 0. 10-11
(5)	交替要員の考え方.....	1. 0. 10-11
(6)	格納容器ベントに伴うプルーム通過前後の体制の移行.....	1. 0. 10-12
a.	プルーム通過前.....	1. 0. 10-12
b.	プルーム通過中.....	1. 0. 10-12
c.	プルーム通過後.....	1. 0. 10-13
3.	発電所外における重大事故等対策に係る体制について.....	1. 0. 10-13
(1)	緊急時対策総本部.....	1. 0. 10-13
a.	緊急時対策総本部の体制概要.....	1. 0. 10-13
b.	緊急時対策総本部設置までの流れ.....	1. 0. 10-14
c.	広報活動.....	1. 0. 10-14
(2)	原子力事業所災害対策支援拠点.....	1. 0. 10-15
(3)	中長期的な体制.....	1. 0. 10-15
第1表	体制の区分と緊急時活動レベル（EAL）.....	1. 0. 10-16
第2表	本部長不在時の代行順位.....	1. 0. 10-17
第1図	島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（要員参集後）.....	1. 0. 10-18

第 2 図	島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（夜間及び休日）..	1. 0. 10-19
第 3 図	島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（プルーム通過時）.	1. 0. 10-20
第 4 図	中央制御室運転員の体制（2号炉運転中の場合）.....	1. 0. 10-21
第 5 図	中央制御室運転員の体制（2号炉停止中の場合）.....	1. 0. 10-21
第 6 図	発電所における体制発令と緊急時対策要員の非常招集.....	1. 0. 10-22
第 7 図	要員招集システムによる非常招集連絡.....	1. 0. 10-23
第 8 図	重大事故等発生から格納容器ベントに伴うプルーム通過 前後の緊急時対策要員の動き.....	1. 0. 10-24
第 9 図	緊急時対策要員の非常招集の流れ.....	1. 0. 10-25
第 10 図	緊急時対策所における各機能班，緊急時対策総本部との 情報共有イメージ.....	1. 0. 10-26
第 11 図	重大事故等時の支援体制（概要）.....	1. 0. 10-27
第 12 図	緊急時対策総本部の構成.....	1. 0. 10-28
第 13 図	本社における体制発令と緊急時対策要員の非常招集.....	1. 0. 10-29
第 14 図	全面緊急事態時の情報発信体制.....	1. 0. 10-30
第 15 図	緊急時対策総本部及び原子力事業所災害対策支援拠点の構成..	1. 0. 10-31
別紙 1	島根原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れ .....	1. 0. 10-32
別紙 2	自衛消防隊の体制について.....	1. 0. 10-39
別紙 3	重大事故等時における緊急時対策要員の動き.....	1. 0. 10-45
別紙 4	緊急時対策所における主要な資機材一覧.....	1. 0. 10-46
別紙 5	緊急時対策要員による通報連絡について.....	1. 0. 10-47
別紙 6	原子力事業所災害対策支援拠点について.....	1. 0. 10-49
別紙 7	発電所構外からの要員の参集について.....	1. 0. 10-51
補足 1	2号当直副長又は1号当直主任による運転士への操作指示／確認手順 について.....	1. 0. 10-67
補足 2	発電所が締結している医療協定について.....	1. 0. 10-68

## 1. 重大事故等対策に係る体制の概要

発電所において、重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合、又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大の防止、その他必要な活動を円滑に行うため、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、発電所長を緊急時対策本部長（以下「本部長」という。）とする緊急時対策本部を設置する。（第1表）

また、発電所における緊急時体制の発令を受けた本社は、本社における緊急時体制を発令し、本社に緊急時対策総本部を設置する。

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

防災業務計画には、緊急時対策本部の設置、原子力防災要員を含む緊急時対策要員を置くこと、並びにこれを支援するため緊急時対策総本部を設置することを規定している。これらの組織により全社（全社とは、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い、以下同様とする。）として原子力災害事前対策、緊急事態応急対策、及び原子力災害中長期対策を実施できるようにしておくことで、原災法第3条で求められる原子力事業者の責務を果たしている。

発電用原子炉施設の異常時には、緊急時対策本部の対応が事象収束に対して有効に機能するように、保安規定及び社内規程において、防災訓練等を通じて平時から機能の確認を行う。

以下に具体的な重大事故等時の体制について示す。

### (1) 体制の特徴

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、それぞれの役割分担、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。

発電所における原子力防災組織は、その基本的な機能として、①意思決定・指揮、②情報収集・計画立案、③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。

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

あらかじめ定める要領等に記載された手順の範囲内において、本部長の権限

は各統括又は各班長に委譲されており、各統括及び各班長は上位職の指示を待つことなく、自律的に活動する。

②～⑦の機能を担う必要要員規模は対応すべき事故の様相、また事故の進展や収束の状況により異なるが、プルーム通過の前・中・後でも要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織とする。

## (2) 緊急時対策要員の確保に関する基本的な考え方

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員である緊急時対策要員（運転員及び自衛消防隊を含む）を常時確保する。

重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員及び協力会社社員で対応できるよう要員を確保する。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の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）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。

必要な要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な要員を非常招集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。

## (3) 重大事故等対策における判断者及び操作者について

### a. 判断者の明確化

重大事故等対策の判断はすべて発電所にて行うこととし、緊急時対策総本部は全社大での体制にて、発電所で実施される対策活動の支援を行う。

運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）に従い実施される事故時のプラント対応の判断は、当直副長が行う。一方、あらかじめ定めた手順によらない操作及び対応については、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を職務とする発電用原子炉主任技術者の助言を踏まえ、本部長が最終的に判断する。

なお、国及び自治体等の関係機関及び社外の支援組織との連携に係る対応の判断は、緊急時対策総本部長が行う。

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

プラントの同時発災時等において複数号炉での対応が必要な事象が発生した場合、運転操作手順書に従い実施される事故時のプラント対応の判断は、当直副長が行い、緊急時対策本部は各プラントの状況（プラント監視班）や



使用可能な設備（復旧班）、事象の進展（技術班）等の状況について戦略会議等で共有し、本部長が対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。なお、廃止措置号炉である1号炉については、1号炉の燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施することとなるが、燃料プールの冷却機能を喪失した場合においても、燃料プールの水温が100℃に到達するのは約11日後と評価<sup>\*</sup>しているため、2号炉の対応が優先される。

※ 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」による。

#### b. 操作者の明確化

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

ただし、使用目的によっては、相互の手順の完遂により機能を達成する可能性があることから、重大事故等対処設備の操作に当たっては、中央制御室と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。

## 2. 島根原子力発電所における重大事故等対策に係る体制について

### (1) 緊急時対策本部の体制概要

#### a. 発電所長の役割

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

#### b. 緊急時対策本部の構成

##### (a) 緊急時対策本部

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

実施組織は、重大事故等対策を実施する責任者として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）、復旧統括のもと、復旧班及び自衛消防隊で構成する。

支援組織のうち技術支援組織は、復旧計画の戦略立案及び発電所内外の放射能の状況把握等を行う責任者として技術統括を配置し、技術統括のもと、技術班及び放射線管理班で構成する。

支援組織のうち運営支援組織は、対外対応を行う責任者として広報統括、情報管理を行う責任者として情報統括及び緊急時対策本部の運営を支援する責任者として支援統括を配置し、広報統括のもと、報道班及び対外対応班、情報統括のもと、情報管理班及び通報班、支援統括のもと、支援班及び警備

班で構成する。

各班及び当直にはそれぞれ責任者である班長、当直副長を配置する。

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

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

緊急時対策本部（全体体制）101名は、当社社員と給水確保、電源確保、燃料確保、アクセスルート確保、放射線管理及び消火対応に当たる協力会社社員（18名）で構成される。

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、初動対応を行う要員47名については、当社社員と給水確保、電源確保、燃料確保、アクセスルート確保、放射線管理及び消火対応に当たる自衛消防隊長及び協力会社社員（18名）等で構成する。

廃止措置号炉である1号炉は、すべての使用済燃料が1号炉の燃料プールに保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であり、対応作業までに時間的な余裕があるため、号炉ごとに確立した指揮命令系統のもと、中央制御室に常駐している運転員及び発電所外からの参集要員にて、1号炉の重大事故等の対応に当たる。

#### <実施組織>

プラント監視統括：異常状況の把握の統括，異常の拡大防止に必要な運転上の操作への助言

プラント監視班：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

当直（運転員）：異常の拡大防止に必要な運転上の操作

復旧統括：復旧作業，消火活動の統括

復旧班：応急措置のための復旧作業方法の作成，復旧作業の実施

自衛消防隊：消火活動

火災発生時には、発電所内に常駐する自衛消防隊（自衛消防隊長及び初期消火要員）が初期消火活動を実施する。

（別紙2）

#### <技術支援組織>

技術統括：原子炉の運転に関するデータの収集，分析及び評価の統括，原子炉の運転に関する具体的復旧方法，工程等作成の統括，発電所内外の放射線，放射性物質濃度の状況把握に係る測定  
の統括

技術班：原子炉の運転に関するデータの収集，分析及び評価，原子炉

の異常拡大防止に必要な運転に関する技術的措置，原子炉の運転に関する具体的復旧方法，工程等作成

放射線管理班：発電所内外の放射線，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，退去措置及び除染等の放射線管理，緊急時対策要員・退避者の線量評価及び汚染拡大防止措置・除染

#### <運営支援組織>

広報統括： 報道対応，自治体への対応の統括

報道班： マスコミ対応者への支援

対外対応班：自治体への対応

情報統括： 関係機関への通報・連絡，情報管理の統括

情報管理班：関係機関への通報・連絡様式の作成，情報の収集，共有及び一元管理，統合原子力防災ネットワーク接続の確保

通報班： 関係機関への通報・連絡

支援統括： 緊急時対策本部の運営支援，警備対応の統括

支援班： 緊急時対策本部の運営支援，緊急時対策要員の人員把握，避難誘導，資機材及び輸送手段の確保，救出・医療活動

警備班： 出入り管理及び警備当局対応，緊急車両の誘導

島根原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて別紙1に記す。また，原子力防災組織（緊急時対策要員（運転員及び自衛消防隊含む））の体制について第1図～第3図に，中央制御室の運転員の体制を第4図，第5図に，自衛消防隊の体制について別紙2に記す。

#### (b) 緊急時対策本部設置までの流れ

発電所において，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10条第1項に基づく特定事象に至るおそれがある事象），原災法第10条第1項に基づく特定事象又は原災法第15条第1項に該当する事象が発生した場合，発電所長はただちに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。

情報統括は，緊急時対策本部を設置するため，緊急時対策要員を非常招集する。（第6図）

発電所長は，発電所における緊急時体制を発令した場合，速やかに緊急時対策本部を設置する。

なお，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，当直長から事象の発生連絡を受けた連絡責任者は，所長（原子力防災管理者）に発生事象の報告を行うとともに，手順書に従い，要員招集システムを用いて緊急時対策要員の非常招集を行う。

### c. 緊急時対策要員が活動する施設

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策本部における実施組織及び支援組織が関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施するために、以下の施設及び設備を整備する。これらは、重大事故等時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設又は設備を使用することによって発電用原子炉の状態を確認し、必要な所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等対処のため夜間においても速やかに現場へ移動する。なお、これらは重大事故等への対応における各班、要員数を踏まえ数量を決定し、原子力防災訓練において、適切に活動を実施できる数量であることを確認している。(別紙3, 別紙4)

#### (a) 支援組織の活動に必要な施設及び設備

重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム(SPDS)、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワーク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)、衛星電話設備及び無線通信設備等を備えた緊急時対策所を整備する。

#### (b) 実施組織の活動に必要な施設及び設備

中央制御室, 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, 無線通信設備及び衛星電話設備等を整備する。

また, 電源が喪失し照明が消灯した場合でも, 迅速な現場への移動, 操作及び作業を実施し, 作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるよう可搬型照明設備を整備する。

### (2) 緊急時対策本部の要員参集

平日の勤務時間帯に緊急時体制が発令された場合, 電話, 所内通信連絡設備等にて発電所構内の緊急時対策要員に対して非常招集を行い, 緊急時対策本部を設置したうえで活動を実施する。島根原子力発電所では, 中長期的な対応も交替できるよう運転員以外の発電所員についてもほぼ全員(約450名)が緊急時対策要員であることから, 平日の勤務時間帯での要員確保は可能である。

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)に緊急時体制が発令された場合, 要員招集システムを用いて緊急時対策本部体制を構成する緊急時対策要員に対し非常招集を行うとともに, 緊急時対策本部体制が構築されるまでの間については, 発電所内に常駐している緊急時対策要員による初動体制を確立し, 迅速な対応を図る。

また, 平日の勤務時間帯, 夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)の場合においても, 緊急時対策要員は, 非常招集時, 原則緊急時対策所に参集する。

以下, 発電所構内の要員数が少なくなる夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)における緊急時体制発令時の体制について記載する。

#### a. 運転員

2号炉について、中央制御室の運転員は、当直長1名、当直副長1名、運転士2名、及び補助運転士3名の計7名/直を配置している。(第4図)

2号炉の運転停止中<sup>※1</sup>については、運転員を5名(第5図)とする。

なお、廃止措置号炉である1号炉は、当直主任1名及び補助運転士1名の計2名/直を配置している。

※1 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

重大事故等時には2号当直副長が、重大事故等対策に係る運転操作に関する指揮・命令・判断を行い、中央制御室で運転操作を行う運転員及び現場で対応する運転員は、2号当直副長の指示のもと重大事故等対策の対応を行うために整備された手順書に従い事故対応を行う。当直長は、適宜、緊急時対策本部のプラント監視班長又は連絡責任者と連携しプラント対応操作の状況を報告する。

2号炉停止中の運転員の数は、2号炉運転中の運転員の数より少ないが、当直内の役割分担及び指揮命令系統は維持される。

なお、廃止措置号炉である1号炉との同時被災時には、1号炉はすべての使用済燃料が1号炉の燃料プールに保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であることから、監視や運転操作対象が1号炉の燃料プールに限定されること及び運転操作指揮を1号炉の当直主任が行うことにより、2号炉の重大事故等の指揮において、情報の混乱や指揮命令が遅れることはない。

当直長は、適宜、緊急時対策本部のプラント監視班長又は連絡責任者と連携しプラント対応操作の状況を報告する。

また、当直主任及び運転士は中央制御室内のプラント操作・監視、現場操作の指示を行い、運転士及び補助運転士は2名以上が1組で現場操作を行う。

なお、運転員の勤務形態は、通常サイクル5班2交替で運用しており、重大事故等時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないように、通常時と同様の勤務形態を継続することとしていること及び重大事故の対応に当たっては号炉ごとに完結できるよう、2号炉は中央制御室運転員2名、現場運転員4名(2人1組で2チーム)の体制を整えていること、また作業に当たり被ばく線量が集中しないよう配慮する運用としていることから、特定の運転員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

また、1号炉は、当直長(2号炉との兼任)のもと2名の運転員が当直業務を行っており、発電所に緊急時体制が発令された場合、必要に応じて速やかに1号炉の燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施することにより、2号炉との同時被災の場合にも適切に対応できる。具体的には、燃料プール水位の監視を実施するとともに、スロッシングや燃料プールの損傷による水位低下に対し、常設設備等を使用した冷却水補給操作等の必

要な措置を実施する。

1号炉の燃料プールへ注水する操作については、発電所外から参集要員が参集した時点で対応に当たる。

b. 発電所内に常駐している緊急時対策要員（運転員除く）

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）には、発電所内に常駐している緊急時対策所での対応を行う要員5名（意思決定・指揮を行う要員1名、対外対応・情報管理を行う要員4名）、現場での対応を行う復旧班要員28名（電源確保要員3名、給水確保要員6名、送水確保要員6名、燃料確保要員4名、アクセスルート確保要員2名、自衛消防隊長1名、消防チーム6名）、チェンジングエリアの設営等を行う放射線管理要員3名及び中央制御室が機能しない場合に対応を行う運転補助要員2名の合計38名を非常招集し、緊急時対策本部の初動体制を確立するとともに、各要員は任務に応じた対応を行う。（第2図）

なお、運転員を除いた緊急時対策要員38名が発電所内に常駐しており、重大事故等時においても、中長期での緊急時対策所や現場での対応に支障が出ることがないように、緊急時対策要員は交替で対応可能な人員を確保していること及び重大事故等の対応に当たっては作業ごとに対応可能な要員を確保し、対応する手順において役割と分担を明確化していること、また、作業に当たり被ばく線量が集中しないよう配慮する運用としていることから、特定の現場要員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

また、廃止措置号炉である1号炉は、すべての使用済燃料が1号炉の燃料プールに保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であり、対応作業までに時間的な余裕があるため、号炉ごとに確立した指揮命令系統のもと、中央制御室に常駐している運転員及び発電所外からの参集要員にて、1号炉の重大事故等の対応に当たる。

c. 発電所外から発電所に参集する緊急時対策要員

(a) 非常招集の流れ

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合に、発電所外にいる緊急時対策要員を速やかに非常招集するため、「要員招集システム」、「通信連絡手段」等を活用し、要員の非常招集を行う。（第7図）

松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合には、社内規程に基づき、非常招集連絡がなくても自主的に発電所に参集する。

地震等により家族、自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保したうえで参集する。

集合場所は、基本的には構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）とするが、発電所の状況が入手できる場合は、直接発電所へ参集可能とする。

構外参集拠点（緑ヶ丘施設，宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）に参集した要員は，緊急時対策本部と非常招集に係る以下の確認，調整を行い，発電所に集団で移動する。（第9図）

- ①発電所の状況（発電所への移動が可能なプラント状況かどうか（格納容器ベントの実施見通し），発電所に行くための必要な装備（放射線防護服，マスク，線量計を含む））
- ②その他発電所で得られた情報（発電所への移動に関する道路状況等，移動するうえで有益な情報）
- ③発電所へ移動する人の情報（人数，体調，移動手段（徒歩，車両），連絡先）

(b) 非常招集となる要員

緊急時対策本部（全体体制）については，発電所員約 540 名のうち，約 390 名（平成 31 年 4 月現在）が 10km 圏内に在住しており，数時間で相当数の要員の非常招集が可能である。（別紙 7）

なお，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，重大事故等が発生した場合の緊急時対策要員の参集動向（所在場所（準備時間を含む）～集合場所（情報収集時間を含む）～発電所までの参集に要する時間）を評価した結果，要員の参集手段が徒歩移動のみを想定した場合かつ，年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休であっても，7 時間以内に参集可能な緊急時対策要員は 150 名以上（発電所員約 540 名の約 3 割）と考えられる。このことから，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の初動体制の拡大を図り，長期的な事故対応を行うために外部から発電所へ参集する緊急時対策要員（54 名<sup>\*2</sup>）は，要員参集の目安としている 8 時間以内に確保可能であることを確認した。

※2 要員数については，今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

非常招集により参集した要員の中から状況に応じて必要要員を確保し，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制から緊急時対策本部の体制に移行する。なお，残りの要員については交替要員として待機させる。

d. 自衛消防隊

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に火災が発生した際，発電所に常駐している自衛消防隊長及び初期消火要員による初期消火活動を実施する。

初期消火要員は，常時 10 名以上で編成し，当直長 1 名，運転員 2 名，連絡責任者 1 名，誘導員 1 名及び消防チーム（初期消火活動を専任とする）6 名を配置している。

要員参集後は，自衛消防隊長 1 名，消防チーム 6 名に，参集した消火班 8 名も加わった自衛消防体制を構築する。

重大事故等の対応中に発電所敷地内で現場操作を妨げるような火災が発生した場合には、緊急時対策要員のうち、給水・送水確保要員6名を活用するが、消火活動が終了した時点で、自衛消防隊長の判断により速やかに重大事故等の対応に係る現場操作に戻ることにしている。

上記の体制を構築することにより、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に火災が発生した際にも、重大事故等の対応に影響を及ぼすことがないようにする。（別紙2）

### (3) 通報連絡

緊急時体制が発令された場合の通報連絡は情報管理班及び通報班が行うが、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合、発電所に常駐している連絡責任者1名、連絡担当者3名の計4名で行うものとし、内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長、鳥取県知事及びその他定められた通報連絡先に、所定の様式によりFAXを用いて一斉送信することにより、複数地点への連絡を迅速に行う体制とする。（別紙5）

- a. 内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長及び鳥取県知事に対しては、電話でFAXの着信の確認を行うとともに、その他通報連絡先へもFAXを送信した旨を連絡する。
- b. その後、緊急時対策要員の招集で、参集した情報管理班及び通報班の要員確保により、更なる時間短縮を図る。

### (4) 緊急時対策本部内における各機能班との情報共有について

緊急時対策本部内における各機能班、緊急時対策総本部との基本的な情報共有方法は以下のとおりである。今後の訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。（第10図）

- a. プラント状況、重大事故等への対応状況の情報共有
  - ①プラント監視班が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、当直長又は当直副長からプラント状況を逐次入手し、ホワイトボード等に記載するとともに、主要な情報について緊急時対策本部内全体に共有するため発話する。
  - ②技術班は、SPDSデータ表示装置をもとにプラントパラメータを確認し、状況把握、今後の進展予測及び中期的な対応・戦略を検討する。
  - ③各機能班は、適宜、入手したプラント状況、周辺状況、重大事故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに、適宜OA機器（パーソナルコンピュータ等）内の共通様式に入力することで、緊急時対策本部内の全要員、緊急時対策総本部との情報共有を図る。
  - ④プラント監視統括、復旧統括は、配下の各機能班の発話、SPDSデータ表示装置をもとに全体の状況把握、今後の進展予測・戦略検討に努めると



ともに、定期的に配下の各班長に対して、プラント状況、今後の対応方針について説明し、状況認識、対応方針を共有する。

- ⑤本部長は、定期的に各統括と対外対応を含む対応戦略等を協議し、その結果を本部席から緊急時対策本部内の全要員に向けて発話し、全体の共有を図る。
- ⑥情報管理班を中心に、本部長、各統括の発話内容をOA機器内の共通様式に入力し、発信情報、意思決定、指示事項等の情報を更新することにより、情報共有を図る。

#### b. 指示・命令、報告

- ①各機能班は、各々の責任と権限があらかじめ定められており、本部席での発話や他の機能班から直接聴取、OA機器内の共通様式からの情報に基づき、自律的に自班の業務に関する検討・対応を行うとともに、その対応状況をホワイトボード等への記載、並びにOA機器内の共通様式に入力することで、緊急時対策本部内の情報共有を図る。また、重要な情報について上司である統括へ報告するが、無用な発話、統括への報告・連絡・相談で緊急時対策本部内の情報共有を阻害しないように配慮している。
- ②各統括は、配下の各班長から報告を受け、各班長に指示・命令を行うとともに、重要な情報について、適宜本部席で発話することで情報共有する。
- ③本部長は、各統括からの発話、報告を受け、適宜指示・命令を出す。
- ④情報管理班を中心に、本部長、各統括の指示・命令、報告、発話内容をOA機器内の共通様式に入力することで、緊急時対策本部内の全要員、緊急時対策総本部との情報共有を図る。

#### c. 緊急時対策総本部との情報共有

緊急時対策本部と緊急時対策総本部の情報共有は、テレビ会議システム、通信連絡設備、OA機器内の共通様式を用いて行う。

#### (5) 交替要員の考え方

平日の勤務時間帯に緊急時体制が発令された場合、電話、所内通信連絡設備等にて発電所構内の緊急時対策要員（発電用原子炉主任技術者含む）に対して非常招集を行う。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合、発電所内に宿直している運転員7名及び緊急時対策要員の初動要員38名にて初期対応を実施する（第2図）。それ以外の緊急時対策要員は、要員招集システムにより非常招集される（第7図）。（(2) 緊急時対策本部の要員参集 c. 発電所外から発電所に参集する緊急時対策要員 参照）

発電用原子炉主任技術者については、重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに緊急時対策本部に駆けつけられるよう、早期に参集が可能なエリア（松

江市)に発電用原子炉主任技術者又は代行者を1名待機させる。

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

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

平日の勤務時間帯、夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)のいずれの場合も、参集する緊急時対策要員は時間の経過に伴って増加し全体体制の要員数(101名:第1図)以上になる。このため、長期的対応に備えて、対応者と待機者を人選する(第8図、別紙7)。

必要人数を発電所に残し、残りは発電所外(原子力事業所災害対策支援拠点、自宅等)で待機し、基本的に12時間(目途)ごとに発電所外で待機している要員と交替することで長期的な対応にも対処可能な体制を構築する。

なお、格納容器ベントに伴うプルーム通過時には、必要な活動に対して交替要員を考慮した最小限の要員を緊急時対策所及び中央制御室に合計69名が待機する。

緊急時対策所には、64名(内訳:主要な本部員、統括、班長、発電用原子炉主任技術者等の23名とその交替要員23名、中央制御室から待避4名、現場から待避14名)が待機し、中央制御室待避室には同様に5名(内訳:当直長1名、2号当直副長1名、2号当直主任又は2号運転士1名、2号補助運転士2名)が待機する。なお、プルーム通過中は、現場対応は行わないが、緊急時対策所の各班の機能は維持される(第3図)。

#### (6) 格納容器ベントに伴うプルーム通過前後の体制の移行

##### a. プルーム通過前

緊急時対策本部の体制は、格納容器ベントに伴うプルームの通過に備え、プルーム通過前に緊急時対策本部の体制を変更する。プルーム通過時においても緊急時対策所に必要な緊急時対策要員を残し、それ以外の緊急時対策要員は事前に原子力事業所災害対策支援拠点等に一時退避する。

中央制御室の運転員は、プルーム通過中の監視に必要な要員を除き緊急時対策所に待避する。中央制御室で監視に当たる運転員は、中央制御室待避室を正圧化させてプルームの通過に備える。

##### b. プルーム通過中

プルーム通過中は、重大事故等の現場対応は実施できないが、緊急時対策所における緊急時対策本部の本部長及び各統括・班長による本部体制及び各班の機能は維持され、SPDSデータ表示装置や監視カメラ等を用いてプラント状況や周囲状況の把握及び作業再開後の対応について、緊急時対策所内で議論される。プルーム通過後の作業再開は、可搬式モニタリング・ポスト

等の指示が減少に転じ、指示が安定したことをもって判断する。

c. プルーム通過後

プルームの通過が判断され次第、緊急時対策所の空調を緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧状態から緊急時対策所空気浄化送風機への切替えを行い、緊急時対策所のチェンジングエリアの運用を再開する。

プルーム通過前に緊急時対策所に待避していた中央制御室の運転員は、プルーム通過後、中央制御室のチェンジングエリアの運用が再開され次第中央制御室に移動する。また、原子力事業所災害対策支援拠点等に退避していた緊急時対策要員を、本部長は緊急時対策本部の体制をプルーム通過時の体制から重大事故等時の対応体制に戻すことに合わせ、発電所に要員を招集する。

3. 発電所外における重大事故等対策に係る体制について

発電所において緊急時体制の発令を受けた場合、緊急時対策総本部及び原子力事業所災害対策支援拠点において、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する体制を構築する。（第 11 図）

以下に発電所外における体制について示す。

(1) 緊急時対策総本部

a. 緊急時対策総本部の体制概要

(a) 社長の役割

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

(b) 緊急時対策総本部の構成

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大での体制にて、重大事故等の拡大防止を図り、事故により放射性物質を環境に放出することを防止するために、特に中長期の対応について緊急時対策本部の活動を支援することとし、事故進展評価及び放射線管理に関する支援の他、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう緊急時対策本部が必要とする資機材や人員の手配・輸送、社内外の情報収集及び災害状況の把握、報道機関への情報発信、原子力緊急事態支援組織等関係機関への連絡、原子力事業所災害対策支援拠点の選定・運営、他の原子力事業者等への応援要請やプラントメーカー等からの対策支援対応等、技術面・運用面で支援する体制を整備する。（第 12 図）

統括班 : 緊急時対策総本部指令の伝達、情報収集、社外関係個所への連絡及び関係官庁等への報告連絡、応急措置の検討、統合原子力防災ネットワークの接続確保、その他緊急時対策総本部運営に関する事項

放射線班 : 放射線被ばく状況の把握・推定、原子力災害医療、その他放射

### 線管理に関する事項

- 技術班 : 事故状況の把握・評価, 統括班支援
- 広報班 : 報道機関対応, お客さまへの広報関係, 社外諸団体との折衝
- 総務班 : 食料等の調達及び宿泊施設の手配, 被害申出窓口の開設
- 警備班 : 警備関係
- 資材班 : 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
- 労務班 : 従業員・応援者の健康管理, 作業服の調達
- 外部電源復旧班 : 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
- 通信班 : 保安通信回線の確保
- 情報システム班 : 情報共有システムの維持管理
- 支援班 : 原子力事業所災害対策支援拠点の設営, 運営, 情報収集, 要員の入退城管理, 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
- 支援班 (東京支社) : 中央官庁等対応, 原子力規制庁緊急時対応センターへの派遣
- 地域対応班 : 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

#### b. 緊急時対策総本部設置までの流れ

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, 発電所長はただちに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, 緊急時対策総本部を設置するため, 本社緊急時対策要員を非常招集する。(第 13 図)

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する。

なお, 緊急時対策総本部の要員は, 主に広島市内に居住していることから, 発電所において大規模な自然災害が発生した場合でも容易に参集できる。

#### c. 広報活動

原子力災害発生時における広報活動については, 原災法第 16 条第 1 項に基づき設置される原子力災害対策本部 (全面緊急事態時の場合) と連携することとしており, 原子力規制庁緊急時対応センター (ERC) 及びオフサイトセンターとの情報発信体制を構築し, 緊急時対策総本部にて対応を行う。(第

14 図)

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

## (2) 原子力事業所災害対策支援拠点

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

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

社長は、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援するために、原災法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を本社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。（別紙6）

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

原子力事業所災害対策支援拠点へ派遣された要員は、支援拠点指揮者の指揮の下、それぞれの役割に基づき活動を行う。（第15図）

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

## (3) 中長期的な体制

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

具体的には、プラントメーカー（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する人員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び人員の派遣等について、協議及び合意のうえ、支援計画を定め、「非常災害発生時における応急復旧の支援に関する覚書」を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

第1表 体制の区分と緊急時活動レベル (EAL)

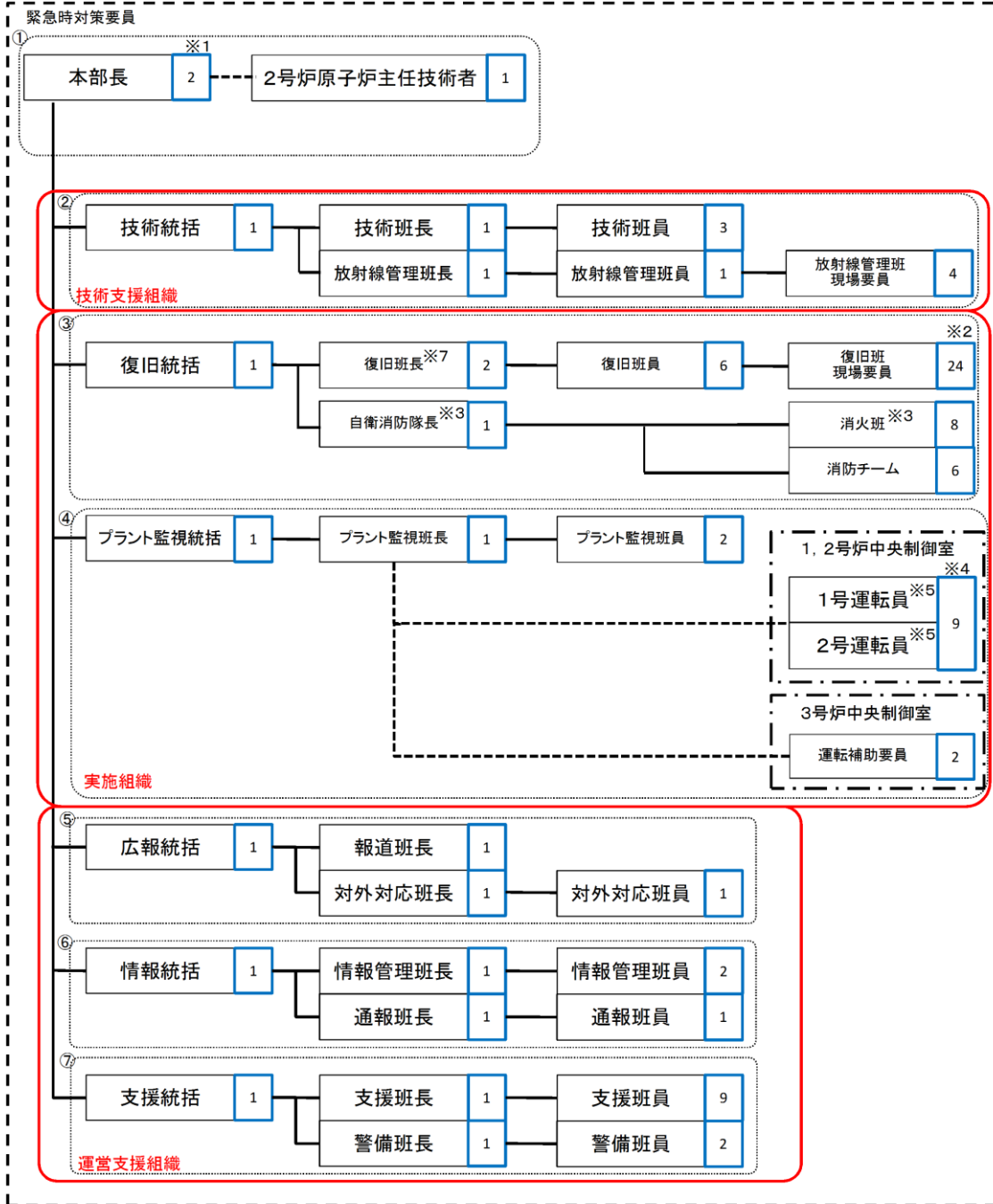
体制	緊急事態区分	異常・緊急時の情勢	施設状況	事象の種類
緊急時警戒体制	警戒事態	原子力防災管理者が指針の警戒事態を判断する規定に基づく連絡基準に該当する事象の発生に、又は自ら発見したとき。	その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれがないが、原子力施設における異常事象の発生又はそのおそれがあるため、情報収集や、緊急時モニタリングの準備、施設敷地緊急事態要避難者の避難等の防護措置の準備を開始する必要がある事態	(AL30) 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ (AL42) 単一障壁の喪失又は喪失のおそれ (AL51) 原子炉制御室他の機能喪失のおそれ (AL52) 所内外通信連絡機能の一部喪失 (AL53) 重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ ○外的な事象による原子力施設への影響
緊急時非常体制	施設敷地緊急事態 (原災法第10条事象)	原子力防災管理者が原災法第10条第1項の規定及び指針の施設敷地緊急事態を判断する規定に基づく通報基準に該当する事象の発生に、又は自ら発見したとき。	原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が生じたため、原子力施設周辺において緊急時に備えた避難等の主な防護措置の準備を開始する必要がある事態	(SE27) 直流電源の部分喪失 (SE29) 停止中の原子炉冷却機能の喪失 (SE30) 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失 (SE41) 格納容器健全性喪失のおそれ (SE42) 2つの障壁の喪失又は喪失のおそれ (SE43) 原子炉格納容器圧力逃がし装置の使用 (SE51) 原子炉制御室他の一部の機能喪失・警報喪失 (SE52) 所内外通信連絡機能の全ての喪失 (SE53) 火災・溢水による安全機能の一部喪失 (SE55) 防護措置の準備及び一部実施が必要な事象発生
緊急時特別非常体制	全面緊急事態 (原災法第15条事象)	原子力防災管理者が原災法第15条第1項の規定に基づく原子力緊急事態宣言発令の基準及び指針の全面緊急事態を判断する規定に基づく通報基準に該当する事象の発生に、又は自ら発見したとき。	原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が生じたため、重篤な確定的影響を回避し又は最小化するため、及び確率的影響のリスクを低減するため、迅速な防護措置を実施する必要がある事態	(GE25) 非常用交流高圧母線の1時間以上喪失 (GE27) 全直流電源の5分以上喪失 (GE28) 炉心損傷の検出 (GE29) 停止中の原子炉冷却機能の完全喪失 (GE30) 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出 (GE41) 格納容器圧力の異常上昇 (GE42) 2つの障壁喪失及び1つの障壁の喪失又は喪失のおそれ (GE51) 原子炉制御室他の機能喪失・警報喪失 (GE55) 住民の避難を開始する必要がある事象発生

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

第2表 本部長不在時の代行順位

代行順位	役職
1	副所長（技術全般）
2	副所長（3号試運転）
3	技術部長
4	保修部長
5	発電部長
6	廃止措置・環境管理部長
7	保修部課長（保修管理）
8	保修部課長（保修技術）
9	保修部課長（SA工事プロジェクト）
10	保修部課長（電気）
11	保修部課長（計装）
12	保修部課長（原子炉）
13	保修部課長（タービン）
14	保修部課長（3号電気）
15	保修部課長（3号機械）

※ 役職については、組織見直し等により変更される場合がある。



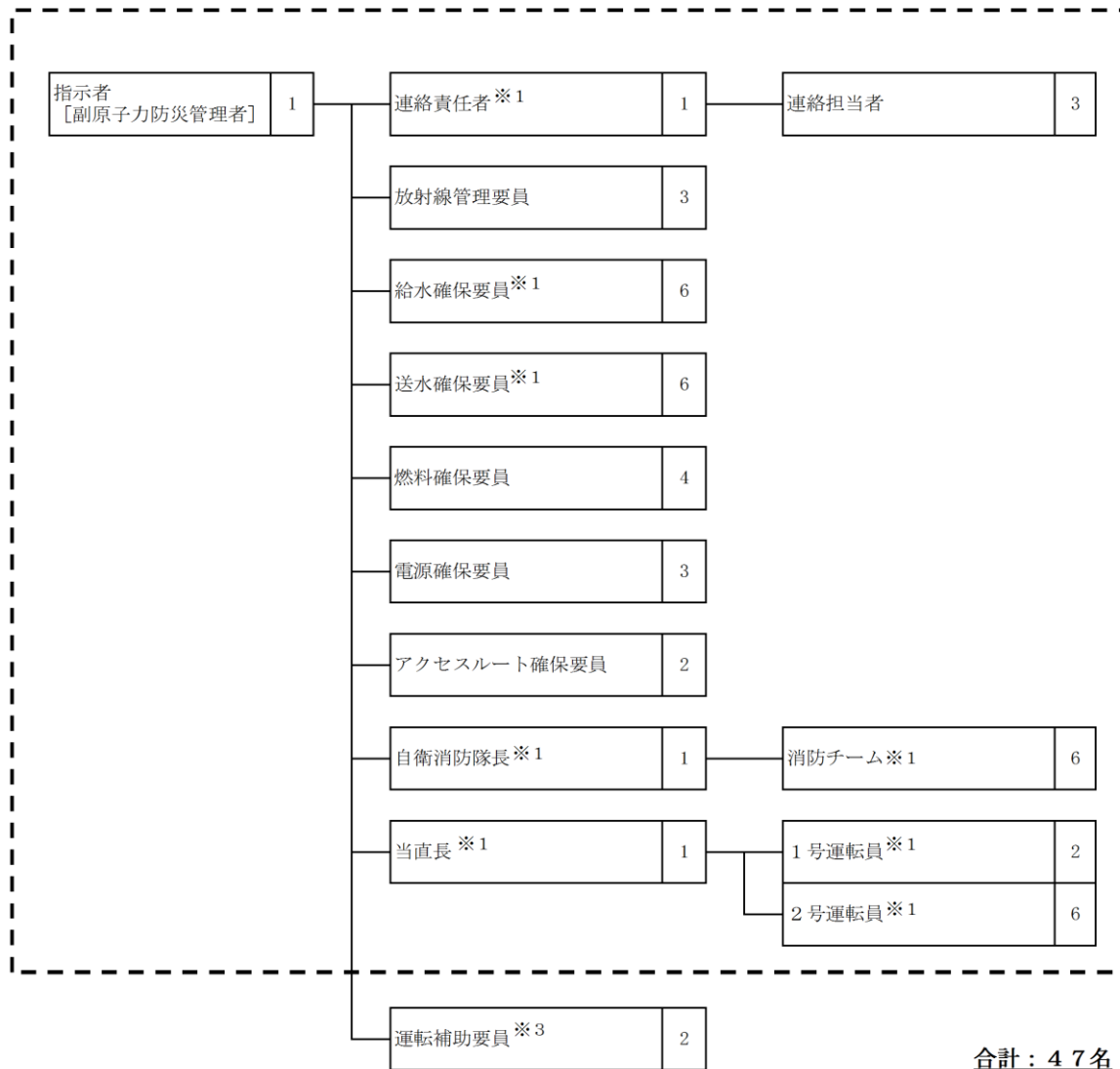
- ※1 本部長含む
  - ※2 役割に応じたチームを編成する。
  - ※3 火災発生時以外は復旧班員として活動を行う。
  - ※4 1号運転員: 2名, 2号運転員(当直長含む): 7名
  - ※5 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
  - ※6 1, 2号炉含め本体制にて対応するが, 1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため, 2号炉対応を優先する。
  - ※7 復旧班長2名のうち1名が, 1号復旧対応を実施する際に, 必要な指示を実施
  - は人数を示す
- ①: 意思決定・指揮
  - ②: 情報収集・計画立案
  - ③: 復旧対応
  - ④: プラント監視対応
  - ⑤: 対外対応
  - ⑥: 情報管理
  - ⑦: ロジスティック・リソース管理

合計: 101名

第1図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図 (要員参集後)



※2

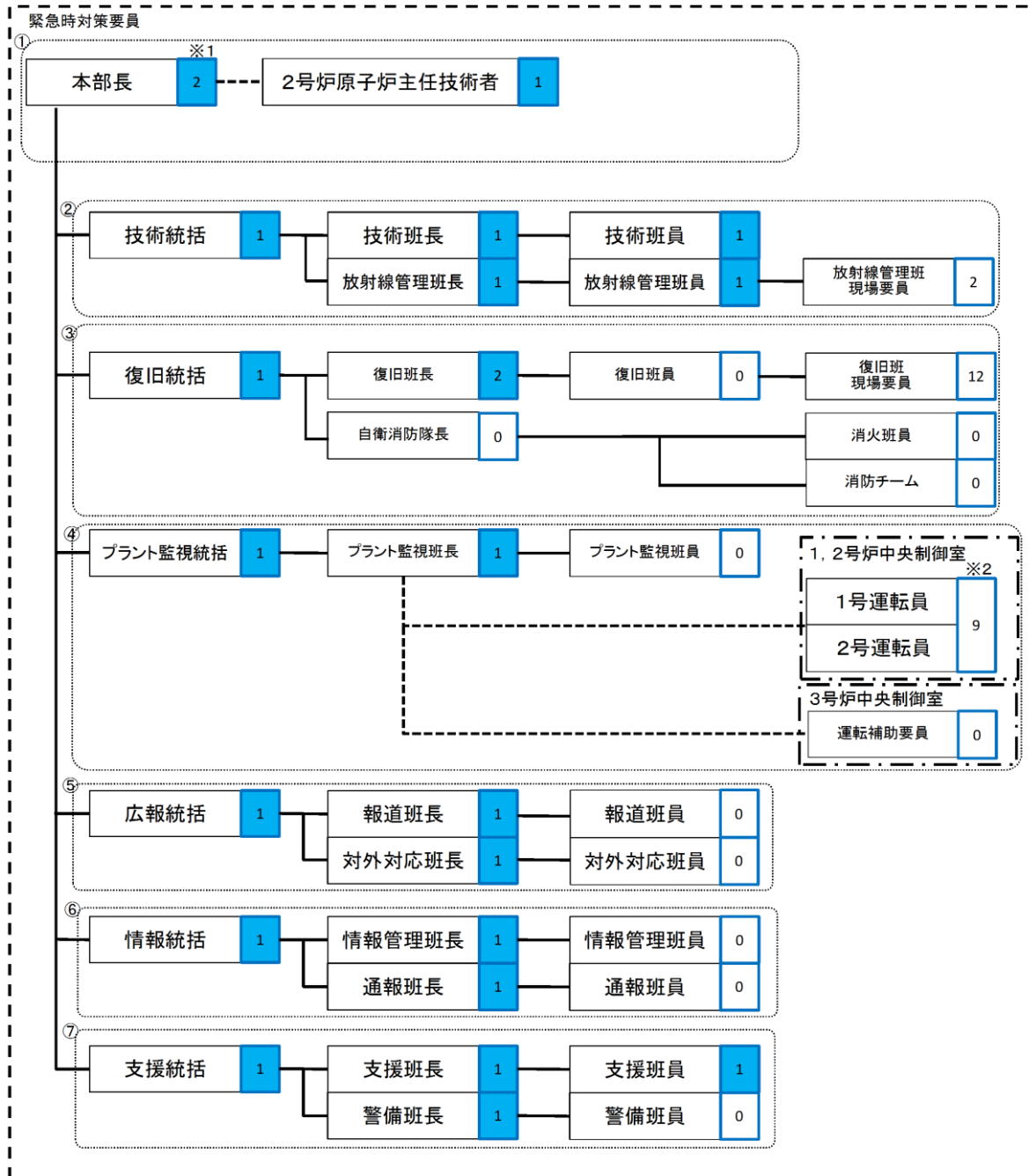


※1 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。

※2 1, 2号炉含め本体制にて対応するが, 1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため, 2号炉対応を優先する。

※3 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により, 中央制御室(1号及び2号運転員を含む)が機能しない場合に活動を期待する要員。

第2図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図(夜間及び休日)

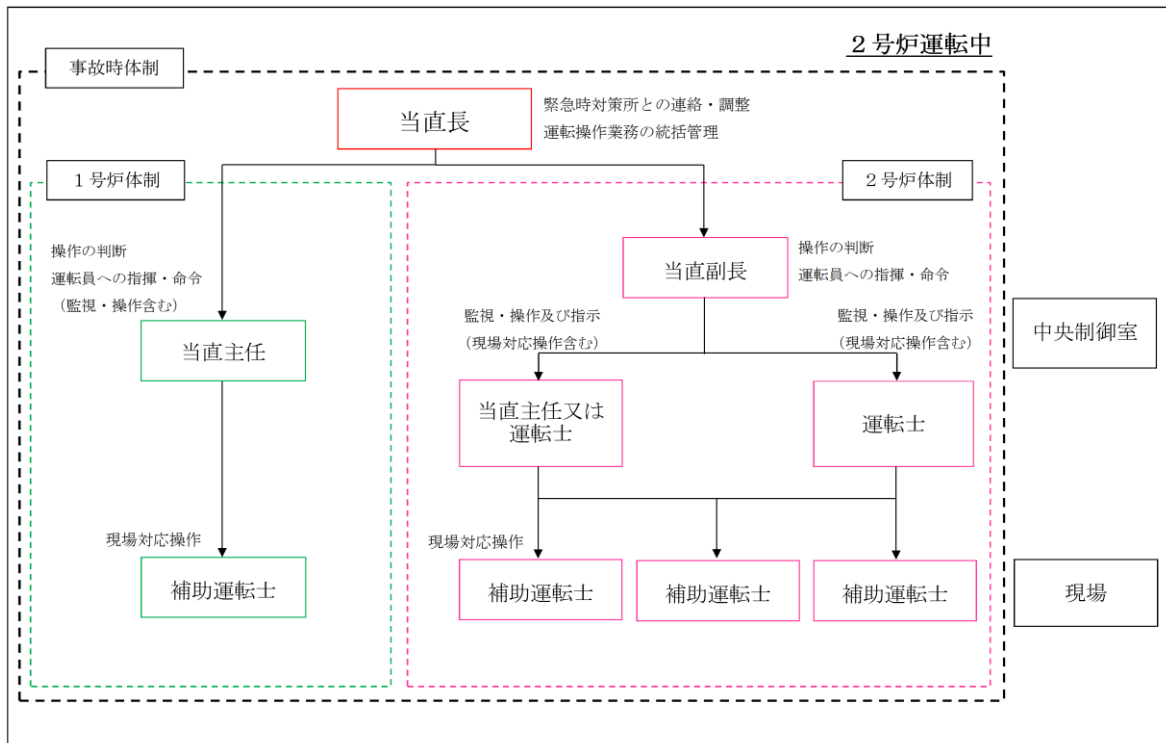


※1 本部員含む  
 ※2 1号運転員2名及び2号運転員(当直長含む)7名は、ブルーム通過時、中央制御室待避室に2号運転員(当直長含む)5名がとどまり、1号運転員2名と2号運転員2名は、緊急時対策所に待避する。  
 ※3 1, 2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。

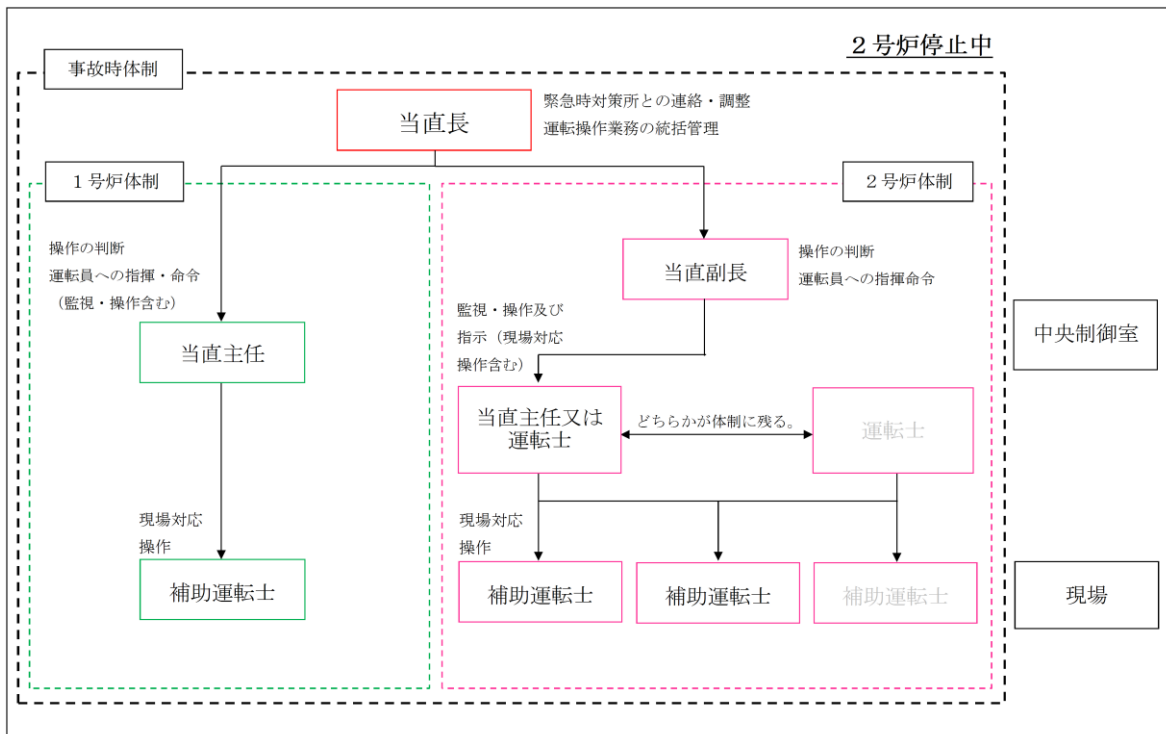
□ は人数を示す  
 ■ は交替要員あり

①: 意思決定・指揮  
 ②: 情報収集・計画立案  
 ③: 復旧対応  
 ④: プラント監視対応  
 ⑤: 対外対応  
 ⑥: 情報管理  
 ⑦: ロジスティック・リソース管理

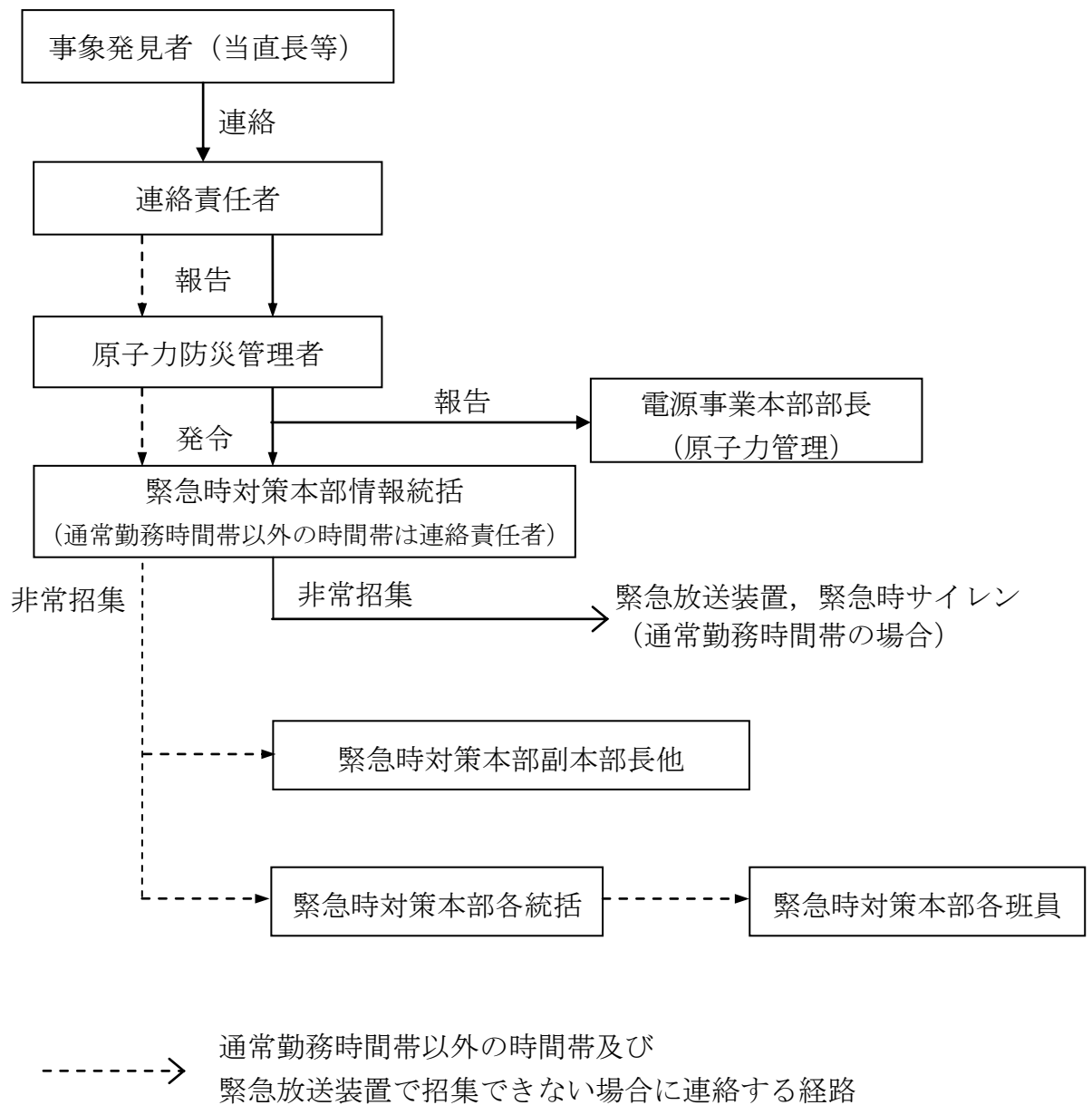
第3図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図 (ブルーム通過時)



第4図 中央制御室運転員の体制（2号炉運転中の場合）



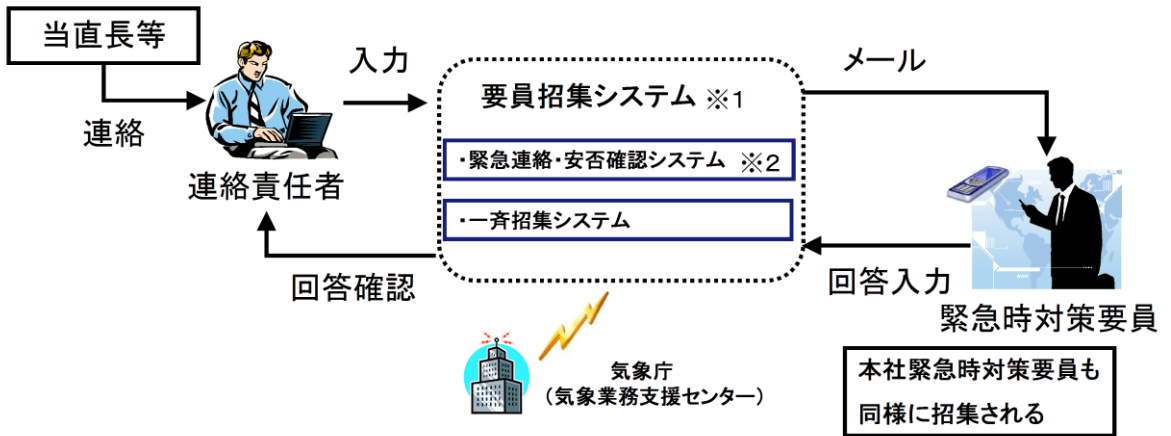
第5図 中央制御室運転員の体制（2号炉停止中の場合）



第6図 発電所における体制発令と緊急時対策要員の非常招集

■ 要員招集システムによる対応要員の招集

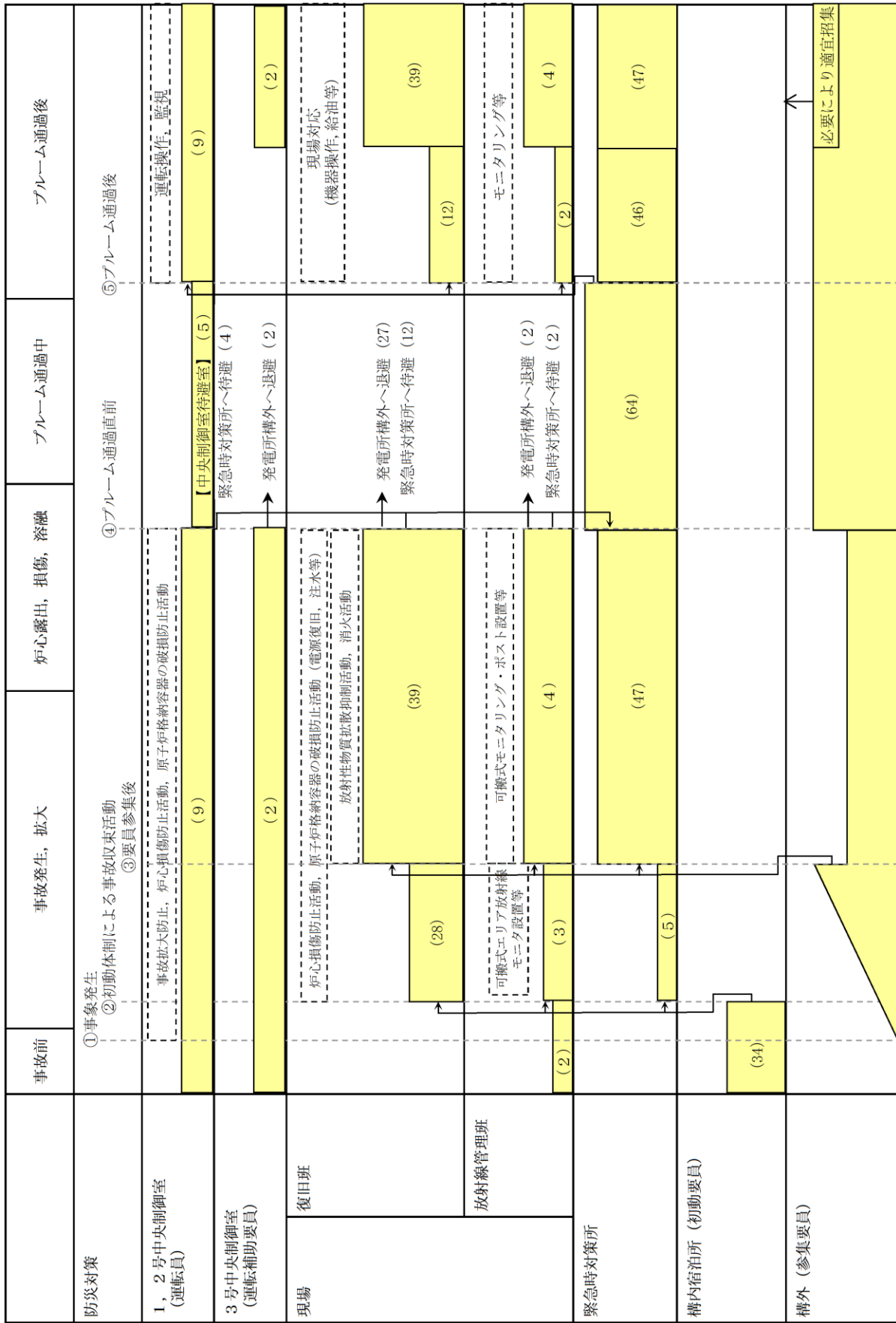
連絡責任者が要員招集システムを操作し、招集メールを発信する。



※1 発電所沿岸で津波警報、大津波警報が発令された場合は気象庁の情報により要員招集システムからも招集メールが自動配信される。

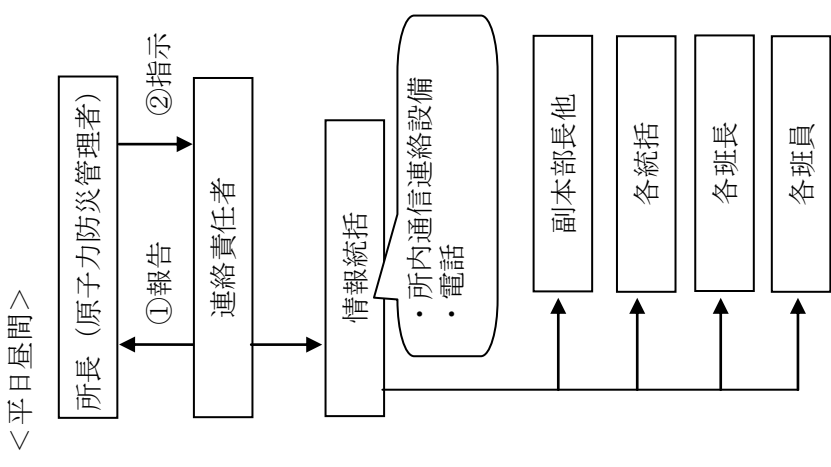
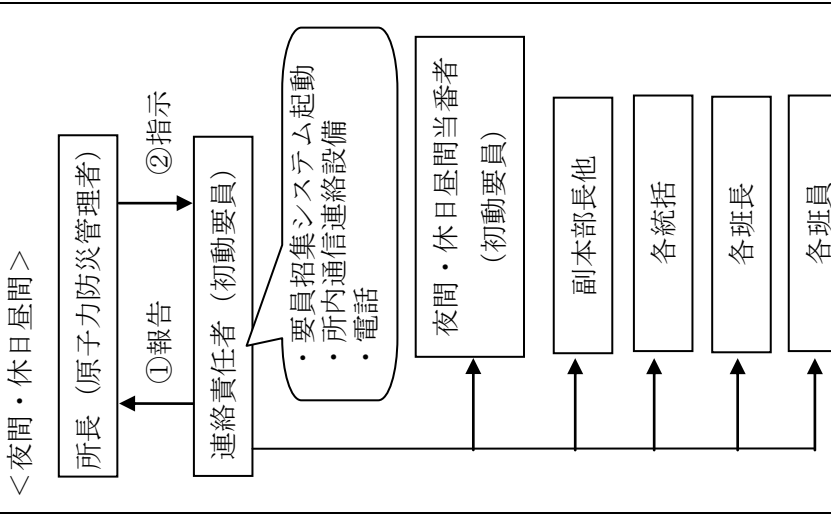
※2 松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合、自主的に参集を開始するが、地震情報は当該システムからも自動配信される。

第7図 要員招集システムによる非常招集連絡

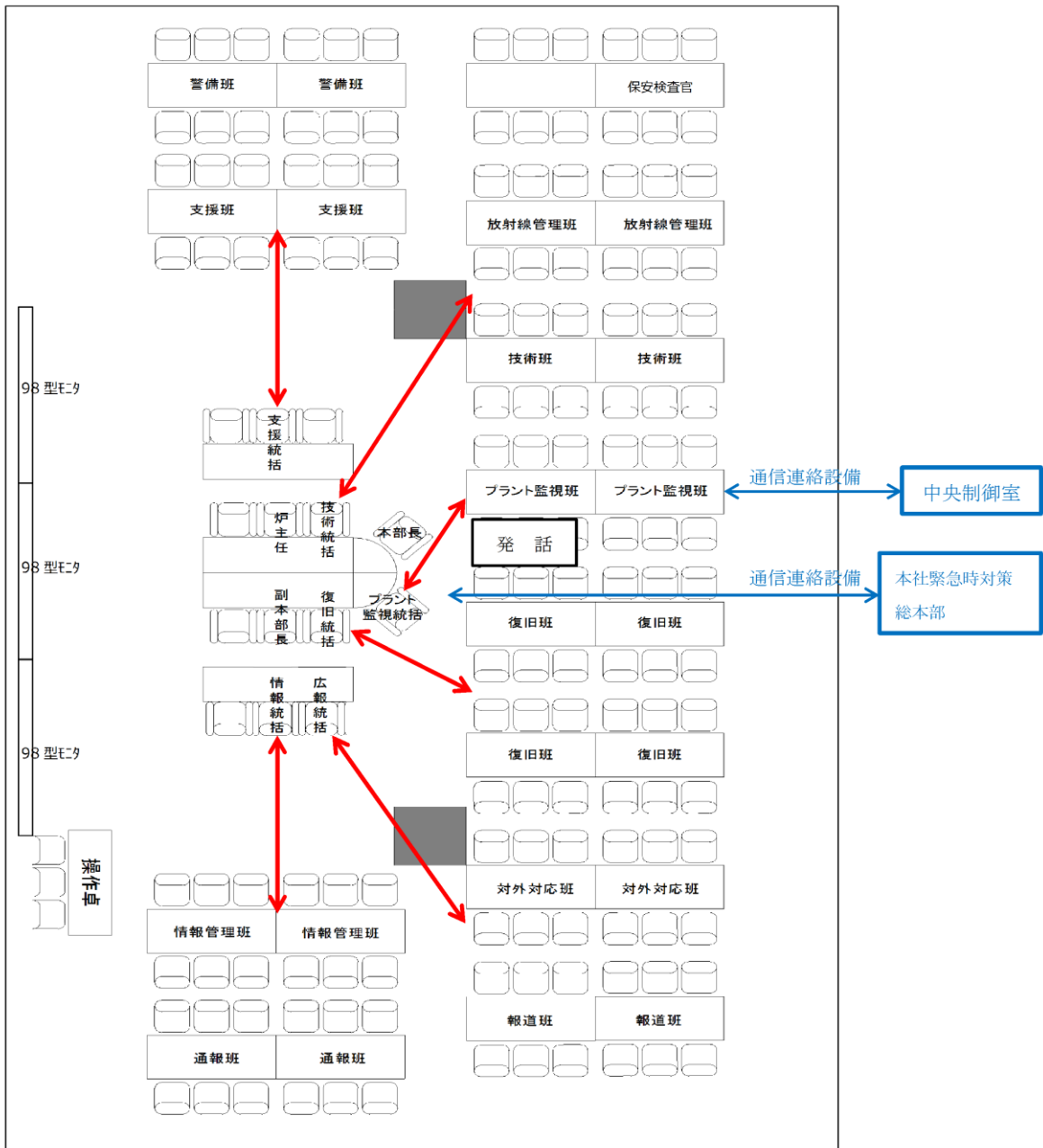


(注) 要員数については、今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第8図 重大事故等発生から格納容器ベントに伴うブルーム通過前後の緊急時対策要員の動き

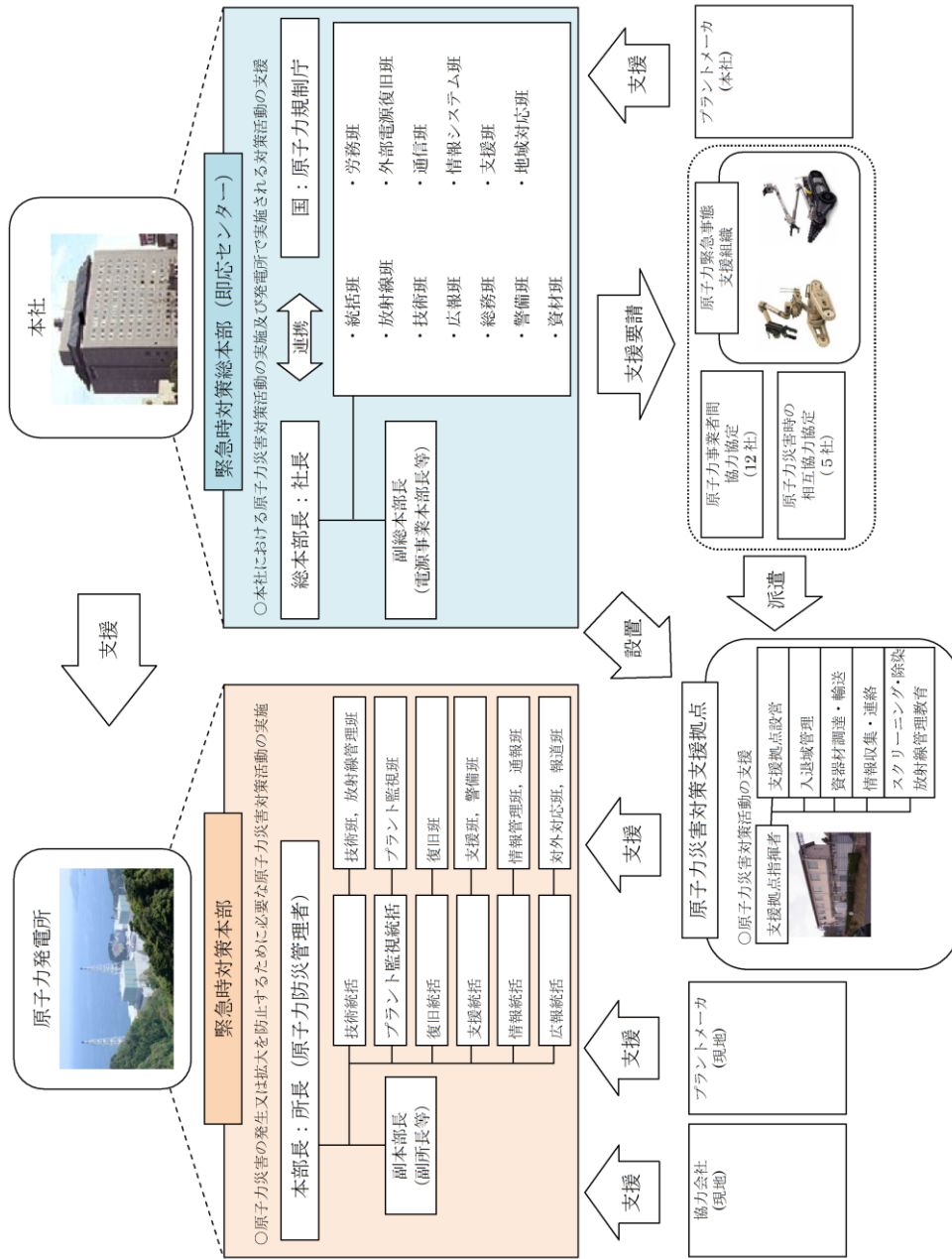
非常招集連絡	非常招集の実施
<p>原子力災害対策指針の「警戒事態」、 「施設敷地緊急事態」、 「全面緊急事態」に該当する事象が発生した場合、以下のフローにて緊急時対策要員に対する招集連絡を行う。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="width: 45%;"> <p>&lt;平日昼間&gt;</p>  </div> <div style="width: 45%;"> <p>&lt;夜間・休日昼間&gt;</p>  </div> </div>	<p>○電話又は要員招集システムにより招集連絡を受けた緊急時対策要員は、直接発電所に向けて参集する。また、松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合は、電話又は要員招集システムによる招集連絡がなくとも自主的に発電所に参集する。</p> <p>○地震等により家族、自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族を一旦避難所に避難させるなどの必要な措置を行い、家族の身の安全を確保したうえで移動する。</p> <p>○集合場所は、基本的に構外参集拠点(緑ヶ丘施設、宮内(社宅・寮)及び佐太前寮)とするが、発電所の状況が入手できる場合は直接発電所へ参集可能とする。</p> <p>○構外参集拠点(緑ヶ丘施設、宮内(社宅・寮)及び佐太前寮)に参集した要員は、緊急時対策本部と非常招集に係る以下の確認、調整を行い、通信連絡設備、懐中電灯等を持参し、発電所と連絡を取りながら、集団で移動する。構外参集拠点(緑ヶ丘施設、宮内(社宅・寮)及び佐太前寮)には通信連絡設備として衛星電話設備(携帯型)を各5台配備する。</p> <p>①発電所の状況(発電所への移動が可能かプラント状況かどうか(格納容器ベントの実施見通し)、発電所に行くための必要な装備(放射線防護服、マスク、線量計を含む))</p> <p>②その他発電所で得られた情報(発電所への移動に関する道路状況等、移動するうえで有益な情報)</p> <p>③発電所へ移動する人の情報(人数、体調、移動手段(徒歩、車両)、連絡先)</p> <p>○発電用原子炉主任技術者は通信連絡手段により、必要の都度、発電所の連絡責任者と連絡をとり、原子炉施設の運転に関し、保安上の指示を行う。</p>

第9図 緊急時対策要員の非常招集の流れ



第 10 図 緊急時対策所における各機能班，緊急時対策総本部との  
情報共有イメージ

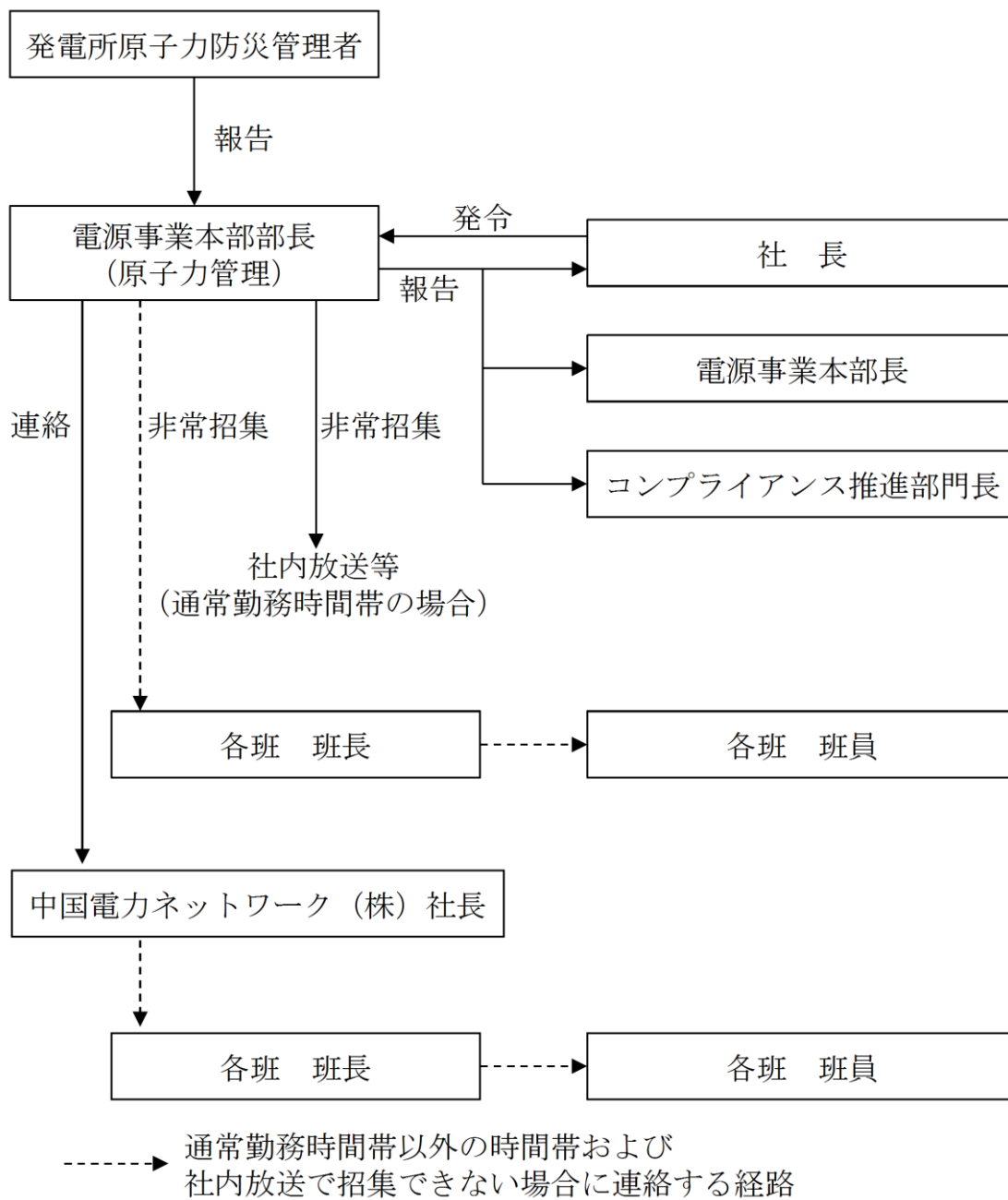




第11図 重大事故等時の支援体制（概要）

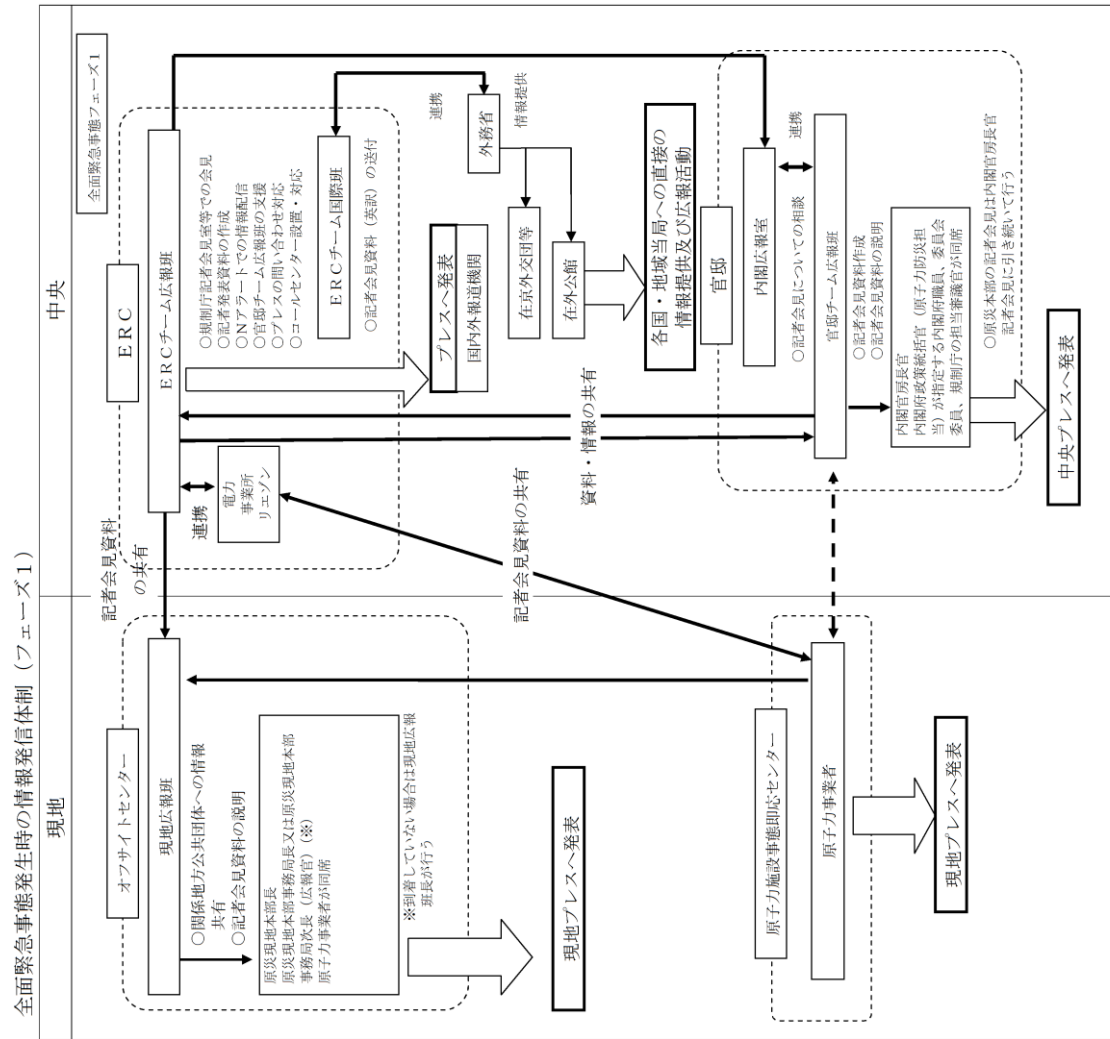
		役割・機能	
緊急時対策 総本部長		・緊急時対策総本部の指揮・統括	
	班名	役割・機能	
	統括班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策総本部指令の伝達</li> <li>・情報収集</li> <li>・社外関係箇所への連絡及び関係官庁等への報告連絡</li> <li>・応急措置の検討</li> <li>・統合原子力防災ネットワークの接続確保</li> <li>・その他緊急時対策総本部運営に関する事項</li> </ul>	
	放射線班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線被ばく状況の把握・推定</li> <li>・原子力災害医療</li> <li>・その他放射線管理に関する事項</li> </ul>	
	技術班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・事故状況の把握・評価</li> <li>・統括班支援</li> </ul>	
	広報班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・報道機関対応</li> <li>・お客さまへの広報関係</li> <li>・社外諸団体との折衝</li> </ul>	
	総務班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・食料等の調達及び宿泊施設の手配</li> <li>・被害申出窓口の開設</li> </ul>	
	警備班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・警備関係</li> </ul>	
	資材班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・応急復旧用資機材及び輸送手段の確保</li> <li>・その他必要な物品の調達</li> </ul>	
	労務班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・従業員・応援者の健康管理</li> <li>・作業服の調達</li> </ul>	
	外部電源復旧班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・送電設備被害・復旧状況の把握</li> <li>・送電設備の応急措置・復旧対策の検討</li> <li>・発電所保安用外部電源の送電確保に係る需給運用</li> </ul>	
	通信班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保安通信回線の確保</li> </ul>	
	情報システム班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・情報共有システムの維持管理</li> </ul>	
	支援班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力事業所災害対策支援拠点の設営、運営</li> <li>・情報収集</li> <li>・要員の入退域管理</li> <li>・資機材の調達、輸送</li> <li>・その他原子力災害対策活動の後方支援</li> </ul>	
	支援班 (東京支社)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中央官庁等対応</li> <li>・原子力規制庁緊急時対応センターへの派遣</li> </ul>	
地域対応班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力防災活動における関係自治体との連携</li> <li>・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</li> </ul>		

第 12 図 緊急時対策総本部の構成



第 13 図 本社における体制発令と緊急時対策要員の非常招集

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



(原子力災害対策マニュアル：原子力防災会議幹事会 令和2年7月27日一部改訂より抜粋)

## 第14図 全面緊急事態時の情報発信体制

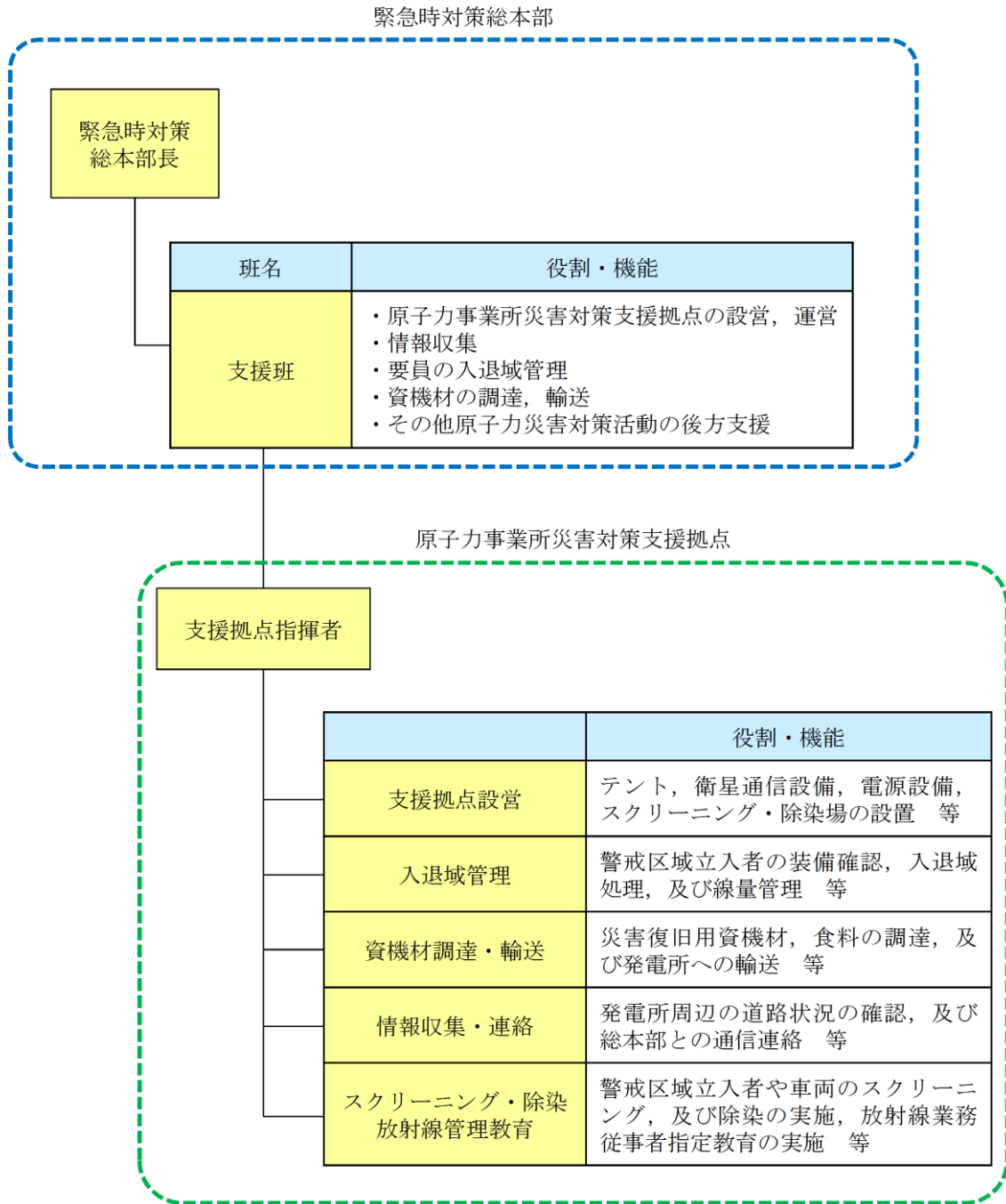
【中央、現地、原子力事業者の情報発信体制，役割分担】  
 ① 迅速かつ適切な広報活動を行うため，初動段階の事故情報等に関する中央での記者会見については原則として官邸に一元化。

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

② オフサイトセンターでの情報発信は，原子力現地本部長，原子力現地本部事務局次長又は原子力現地本部事務局次長（広報官）（現地に到着していない場合は，現地広報班長）等が必要に応じて記者会見を行うものとする。その際，事故の詳細等に関する説明のため，原子力事業者に対応を要請。

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

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



第 15 図 緊急時対策総本部及び原子力事業所災害対策支援拠点の構成

島根原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れ

島根原子力発電所における原子力防災組織の体制について、以下に説明する。

## 1. 基本的な考え方

島根原子力発電所の原子力防災組織を第 1 図に示す。

緊急時対策本部の体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

### ・機能ごとの整理

まず基本的な機能を以下の 6 つに整理し、機能ごとに責任者として「統括」を配置する。さらに「統括」の下に機能班を配置する。

- (1) 情報収集・計画立案
- (2) 復旧対応
- (3) プラント監視対応
- (4) 対外対応
- (5) 情報管理
- (6) ロジスティック・リソース管理

これらの統括の上に、組織全体を統括し、意思決定、指揮を行う「本部長」を置く。このように役割、機能を明確に整理するとともに、階層化によって管理スパンを適正な範囲に制限する。

### ・権限委譲と自律的活動

あらかじめ定める要領等に記載された手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されており、各統括、班長は上位職の指示を待つことなく、自律的に活動する。

なお、各統括、班長が権限を持つ作業が人身安全を脅かす状態となる場合においては、本部長へ作業の可否判断を求めることとする。

### ・戦略の策定と対応方針の確認

技術統括は、本部長のブレーンとして事故対応の戦略を立案し、本部長に進言する。また、実施組織が行う事故対応の方向性の妥当性を常に確認し、必要に応じて是正を助言する。

### ・復旧操作対応

原子力防災組織は、適切に緊急時対応ができるようにするため、緊急時対策本部内における機能ごとに責任者として「統括」（技術統括、復旧統括、プラント監視統括、広報統括、情報統括及び支援統括）を配置する。

### ・申請号炉と廃止措置号炉への対応

廃止措置号炉である 1 号炉は、すべての使用済燃料が 1 号炉の燃料プールに保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であり、対応作業までに時間的な余裕があるため、号炉ごとに確立した指揮命令系統のもと、中央制御

室に常駐している運転員及び発電所外からの参集要員にて、1号炉の重大事故等の対応に当たる。

プラント監視対応：1号運転員及びプラント監視班員にて確認

復旧対応：復旧班員にて対応。復旧班長2名のうち1名が、必要な指示を実施

・本部長の管理スパン

以上のように、統括を配置することで、本部長は1、2号炉の現場対応について、技術統括、復旧統括、プラント監視統括の3名を管理することになる。

本部長は各統括に基本的な役割を委譲していることから、3名の統括を通じて1、2号炉の管理をする。

・発電所全体に亘る活動

発電所全体を所管する自衛消防隊は、復旧統括の指揮下で活動する。

また、発電所全体を所管する放射線管理班は、技術統括配下に配置する。

## 2. 役割・機能（ミッション）

緊急時対策本部における各職位の役割・機能（ミッション）を、第1表に示す。

この中で、特に緊急時にプラントの復旧操作を担当するプラント監視班、復旧班、プラント監視統括、及び復旧統括の役割・機能について、以下のとおり補足する。

○プラント監視班：プラント設備に関する運転操作について、運転員による実際の対応を確認する。この運転操作には常設設備を用いた対応まで含む。

これらの運転操作の実施については、本部長から当直長にその実施権限が委譲されているため、プラント監視班から特段の指示がなくても、運転員が手順に従って自律的に実施し、プラント監視班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一、運転員の対応に疑義がある場合には、プラント監視班長は運転員に助言する。

○復旧班：設備や機能の復旧や、可搬型設備を用いた対応を実施する。

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

○プラント監視統括：運転員及びプラント監視班の実施するプラント運転操作に関する報告を踏まえて、プラント運転操作の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での運転操作につい

ては運転員及びプラント監視班にその実施権限が委譲されているため、プラント監視統括は万一对応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

○復旧統括： 復旧班の実施するプラント復旧活動に関する報告を踏まえて、プラント復旧活動の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での復旧活動については復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧統括は万一对応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

また、火災の場合には、自衛消防隊の指揮を行う。

### 3. 指揮命令及び情報の流れについて

緊急時対策本部において、指揮命令は基本的に本部長を頭に、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。これとは別に、常に横方向の情報共有が行われ、例えばプラント監視班と復旧班等、連携が必要な班の間には常に綿密な情報の共有がなされる。

なお、あらかじめ定めた手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されているため、その範囲であれば特に本部長や統括からの指示は要しない。複数号炉にまたがる対応や、あらかじめ定めた手順を超えるような場合には、本部長や統括が判断を行い、各班に実施の指示を行う。

以上のような指揮命令及び情報の流れについて、具体例として以下の場合を示す。

(具体例) 大量送水車による原子炉圧力容器への注水（定められた手順で対応が可能な場合の例：第3図）

- ・復旧統括の指示の下、復旧班が自律的に大量送水車による送水の準備を開始する。
- ・復旧班長は、復旧統括に大量送水車の準備状況を報告し、復旧統括はプラント監視統括に情報を共有する。
- ・2号当直副長の指示の下、当直が自律的に原子炉圧力容器への注水ラインを構成する。
- ・プラント監視班長は、プラント監視統括に状況を報告し、プラント監視統括は復旧統括に情報を共有する。
- ・復旧班は、2号当直副長の指示により、大量送水車の注水弁開操作を開始する。
- ・復旧班は、2号当直副長に注水弁開操作完了を報告する。
- ・2号当直副長は、原子炉圧力容器への注水が開始されたことをプラント監視班長に報告する。
- ・プラント監視班長は、プラント監視統括へ注水弁開操作完了した旨を報告し、



プラント監視統括は、報告を受け本部内に情報を共有する。

#### 4. その他

##### (1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については、初動対応に必要な要員を中心に宿日直体制をとり、常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していく。

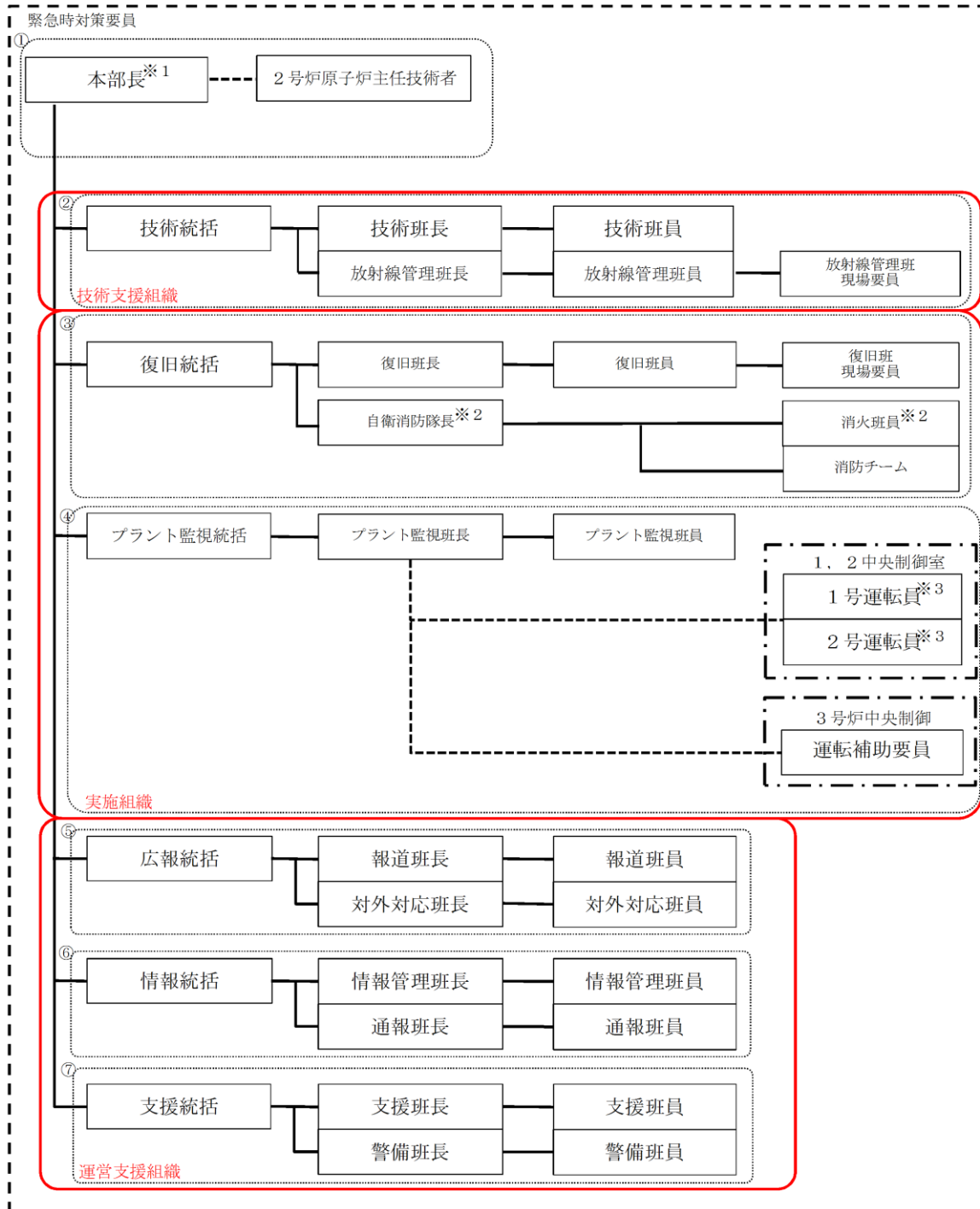
##### (2) 要員が負傷した際等の代行の考え方

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

具体的な代行者の選定については、上位職の者が決定する。

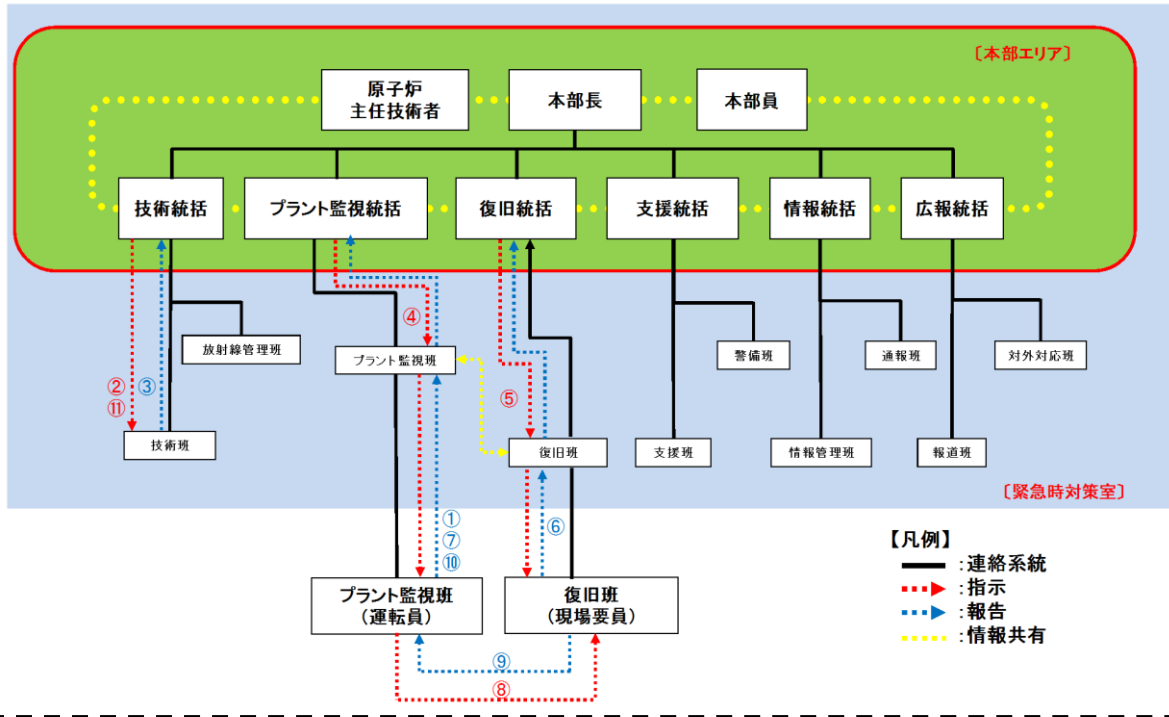
第1表 各職位のミッション

職 位	ミッション
本部長	<ul style="list-style-type: none"> <li>・防災体制の発令，変更の決定</li> <li>・緊急時対策本部の指揮・統括</li> <li>・重要な事項の意思決定</li> </ul>
原子炉主任技術者	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉安全に関する保安の監督，本部長への助言</li> </ul>
技術統括	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>
技術班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉の運転に関するデータの収集，分析及び評価</li> <li>・原子炉の異常拡大防止に必要な運転に関する技術的措置</li> <li>・原子炉の運転に関する具体的復旧方法，工程等作成</li> </ul>
放射線管理班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・放射性物質の影響範囲の推定</li> <li>・緊急時対策活動に係る立入禁止措置，退去措置及び除染等の放射線管理</li> <li>・緊急時対策要員・退避者の線量評価及び汚染拡大防止措置・除染</li> </ul>
プラント監視統括	<ul style="list-style-type: none"> <li>・異常状況の把握の統括</li> <li>・異常の拡大防止に必要な運転上の操作への助言</li> </ul>
プラント監視班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・異常状況の把握</li> <li>・プラントデータ採取・状況のまとめ</li> <li>・発電所施設の保安維持</li> </ul>
当直（運転員）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・異常の拡大防止に必要な運転上の操作</li> </ul>
運転補助要員	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大規模損壊発生時の運転補助</li> </ul>
復旧統括	<ul style="list-style-type: none"> <li>・復旧作業，消火活動の統括</li> </ul>
復旧班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・応急措置のための復旧作業方法の作成</li> <li>・復旧作業の実施</li> </ul>
自衛消防隊	<ul style="list-style-type: none"> <li>・消火活動</li> </ul>
広報統括	<ul style="list-style-type: none"> <li>・報道対応，自治体への対応の統括</li> </ul>
報道班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・マスコミ対応者への支援</li> </ul>
対外対応班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・自治体への対応</li> </ul>
情報統括	<ul style="list-style-type: none"> <li>・関係機関への通報・連絡，情報管理の統括</li> </ul>
情報管理班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・関係機関への通報・連絡様式の作成</li> <li>・情報の収集，共有及び一元管理</li> <li>・統合原子力防災ネットワーク接続の確保</li> </ul>
通報班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・関係機関への通報・連絡</li> </ul>
支援統括	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策本部の運営支援，警備対応の統括</li> </ul>
支援班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策本部の運営支援</li> <li>・緊急時対策要員の人員把握</li> <li>・避難誘導</li> <li>・資機材及び輸送手段の確保</li> <li>・救出・医療活動</li> </ul>
警備班	<ul style="list-style-type: none"> <li>・出入り管理及び警備当局対応</li> <li>・緊急車両の誘導</li> </ul>

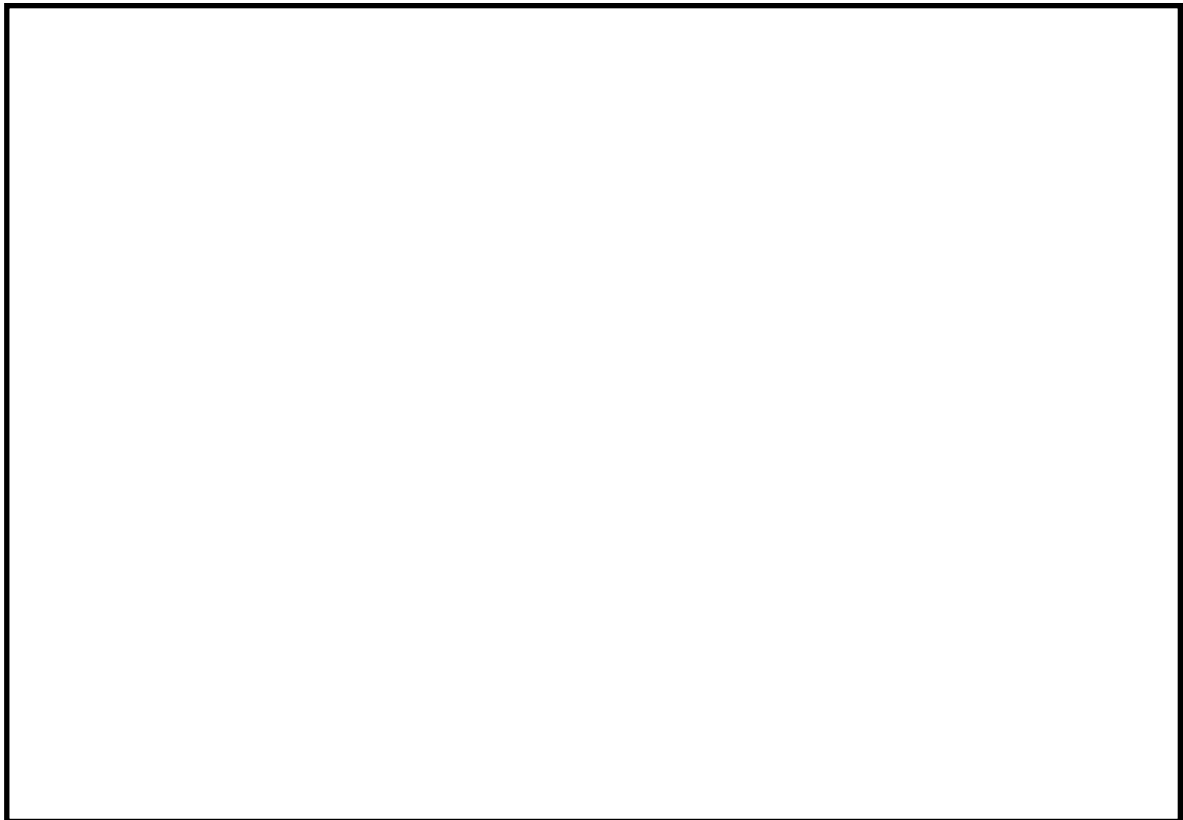


- ※1 本部員含む
- ※2 火災発生時以外は復旧班員として活動を行う。
- ※3 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
- ※4 1, 2号炉含め本体制にて対応するが, 1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため, 2号炉対応を優先する。
- ①: 意思決定・指揮
- ②: 情報収集・計画立案
- ③: 復旧対応
- ④: プラント監視対応
- ⑤: 対外対応
- ⑥: 情報管理
- ⑦: ロジスティック・リソース管理

第1図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図



指示・命令の流れ（例：大量送水車による2号炉への注水が必要となった場合）



第2図 大量送水車による原子炉圧力容器への注水が必要になった場合の情報の流れ（例）

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。

## 自衛消防隊の体制について

## 1. 自衛消防隊の体制

自衛消防隊の体制を第 1 表に記す。

火災が発生した際、発電所内に常駐している自衛消防隊長及び初期消火要員による初期消火活動が行われる。

その後、参集した消火班も加わった自衛消防体制が構築される。

第 1 表 自衛消防隊編成表

構成	所属等	役割
自衛消防隊長 (1)	<b>【平日昼間】</b> ①  保修部課長 (保修管理) ②  保修部課長 (保修技術) ③  保修部課長 (建築) <b>【夜間及び休日】</b> 自衛消防隊専属の宿直者	①  自衛消防隊の責任者 ②  消火活動全体の指揮 ③  当直長への消火活動の情報提供・プラント情報の共有 ④  公設消防窓口 (プラント状況・消火活動の情報提供)
初期消火要員 (11)	当直長 (1)	①  公設消防への通報 ②  自衛消防隊長, 消防チームへの連絡 ③  運転員への初期消火指示 ④  プラントの情報提供, 消火活動の情報共有 (当直長は, 現場での消火活動のメンバーに属さない)
	運転員 (2)	①  火災現場での消火活動 ②  火災現場での消火戦略検討 ③  火災現場 (屋内) への公設消防誘導・説明 ④  放射線量測定
	連絡責任者 (1)	関係者への連絡
	誘導員 (1)	火災発生現場 (構内全域) への公設消防誘導
	消防チーム (6)	屋内・屋外での消火活動
<b>【平日昼間】</b> 消火班: 班長 (1), 班員 (7) <b>【夜間・休日昼間】</b> 給水・送水確保要員 (6) ※ <sup>1</sup>	<b>【参集状況に応じ, 班長が役割分担を指名】</b> ①  消火活動 (消火器・屋外消火栓等の使用) ②  緊急時対策本部への情報連絡 ③  火災発生現場での情報収集・記録	

( ) 内は人数

※ 1 重大事故等対応中に発電所敷地内で復旧班の現場操作を妨げるような火災が発生した場合, 自衛消防隊長の指揮のもと, 消火活動を行う。

## 2. 重大事故等発生時における複数同時火災時の対応

緊急時対応中に島根原子力発電所構内において火災が発生し、消火活動が必要になった場合の対応について示す。火災については、建物本館内部での火災（以下「内部火災」という。）が2箇所で発生したケースと、発電所敷地内での火災（以下「外部火災」という。）が2箇所で発生したケースの2ケースを示す。

### 2.1 内部火災の場合

#### (1) 前提条件

- ・緊急時対応の最中に、建物本館内部で原因の特定されない同時火災を想定する。
- ・火災の発生防止対策、感知・消火対策を実施していることから、初期消火要員が対応する火災は、原子炉建物、タービン建物等の可燃物が少ない火災区域で発生し消火器で短期間に消火できる規模の火災を想定する。
- ・緊急時対応において、運転員の現場操作に際して消火活動が必要な火災に対しては、運転員の一部を活用する。
- ・原子炉の運転状態として、2号炉運転中及び停止中を想定し、各運転状態における運転員の人数を前提とする。

#### (2) 内部火災での対応及び体制

建物本館内部での同時火災に対する対応フローを第1図に、建物本館内部での同時火災発生時の初期消火要員の体制を第2図に、運転員の体制を第3図、第4図に示す。

当直長は、火災の状況を含めプラント状況の把握や緊急時対策本部との連絡を行っていることから、初期消火活動の指示と現場指揮所設置までの指揮を執る。自衛消防隊長は、指示者又は復旧統括の指示を受け、速やかに現場指揮所を設置するとともに、設置後は消火活動の指揮を執る。指揮権の委譲の際には、当直長と現場対応者から状況説明を受ける。その後は、消火班長から直接的、間接的に適宜状況報告を受け、両方の火災対応の指揮を執るとともに、緊急時対策本部との連絡を行う。

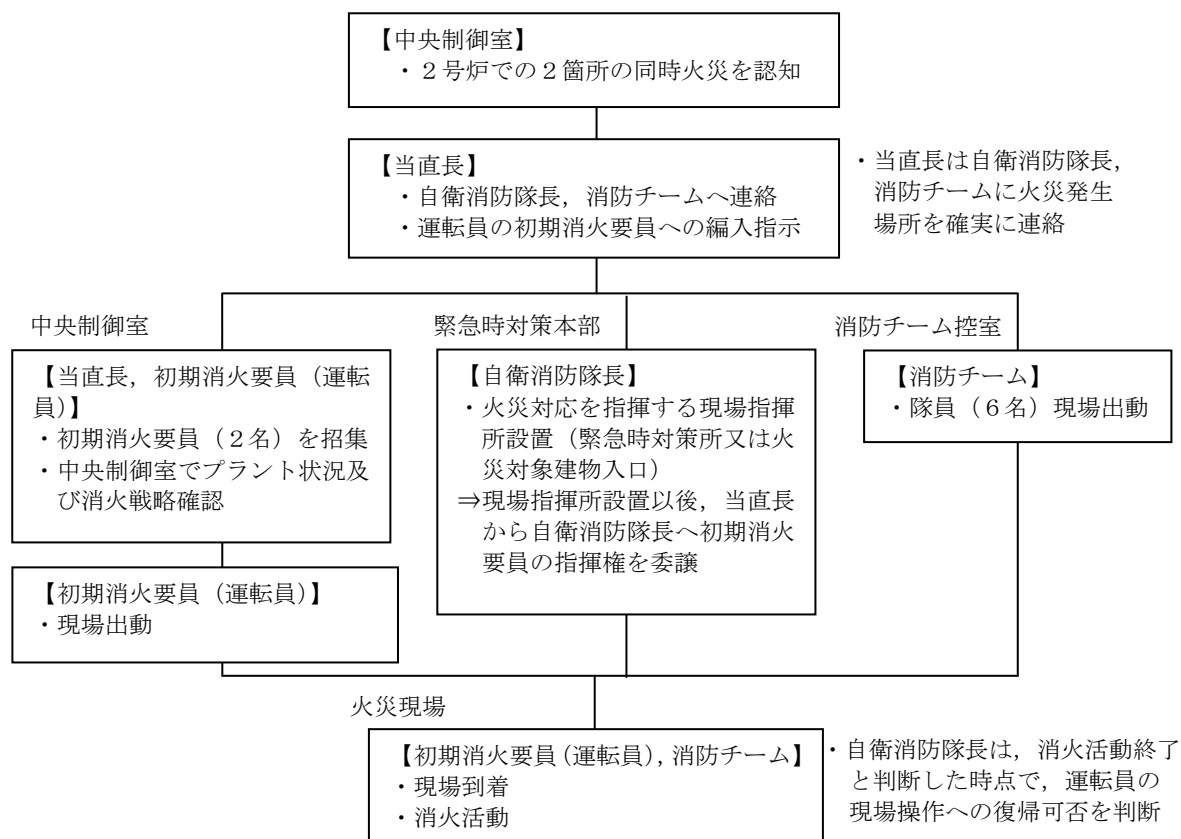
消火体制については、初期消火要員として選任されている運転員2名、消防チーム（委託）6名で編成する。

なお、建物内での火災発生に対して、原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域で煙充満や放射線の影響により消火活動が困難となる区域は、固定式消火設備を設置する設計としており、当該火災区域での火災発生に対して初期消火要員に依存することなく、速やかな消火活動が可能である。

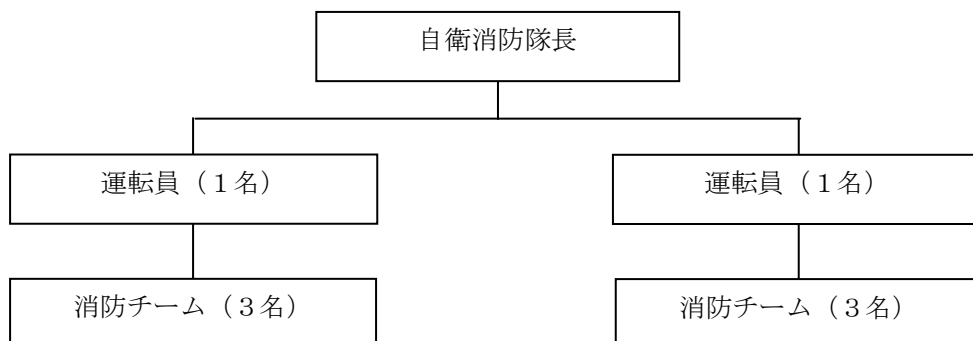
よって、プラントの運転状態に依らず緊急時対応中の内部火災に対して、8名の初期消火要員で十分に消火活動が可能で、その活動も短時間であることか

ら、初期消火要員に充てた運転員は、消火活動後速やかに現場操作対応を行うことが可能であり、緊急時対応に支障を及ぼすことはない。

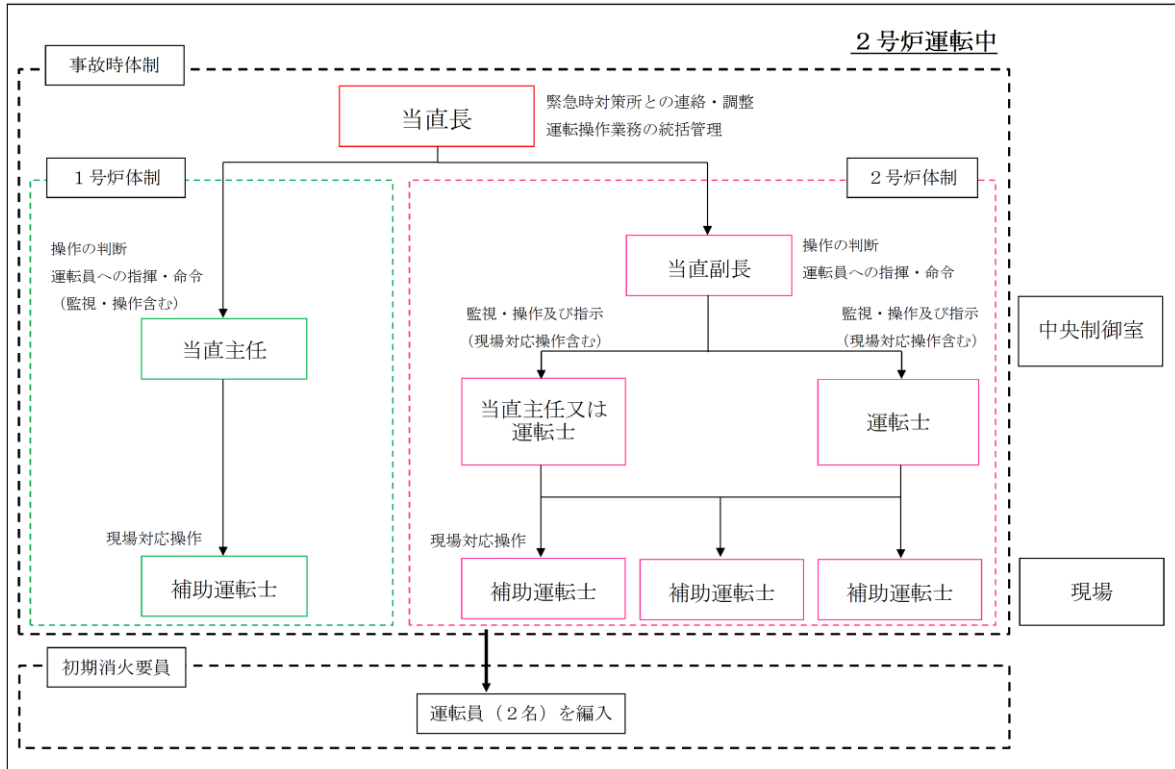
本運用については、社内規程に定める。



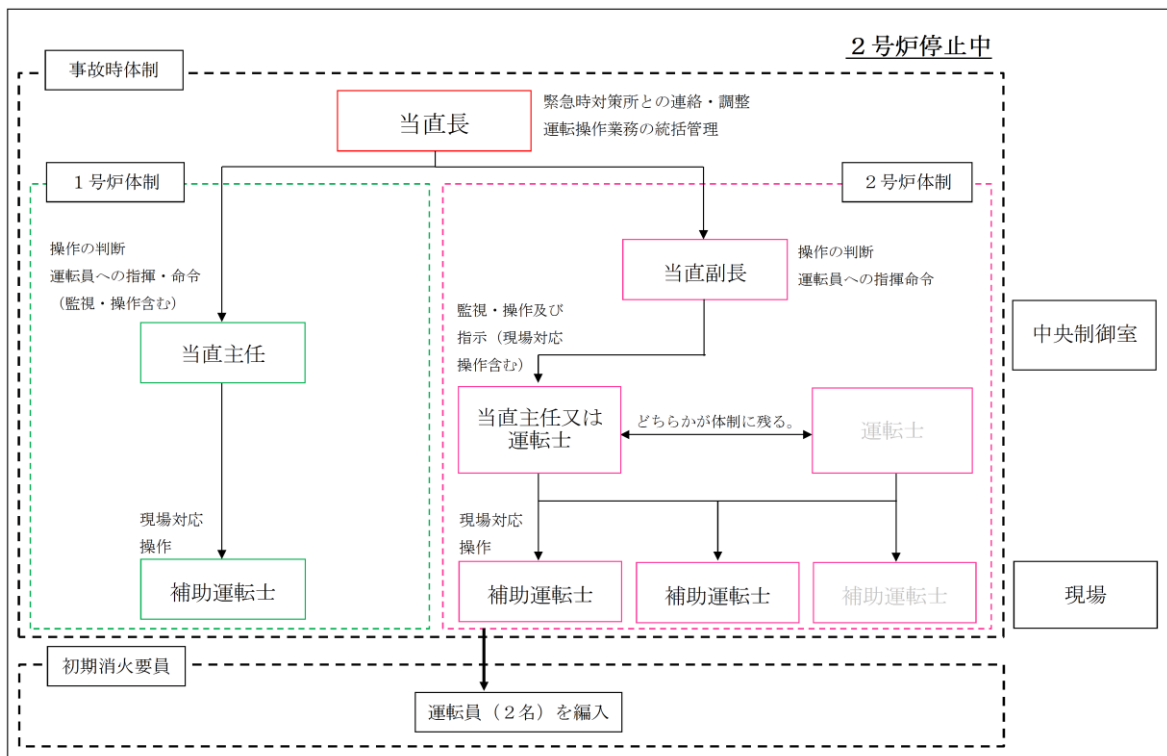
第1図 建物内部での同時火災に対する対応フロー



第2図 建物内部での同時火災発生時の初期消火体制



第3図 2号炉事故及び火災対応時の運転体制について  
(2号炉運転中の場合)



第4図 2号炉事故及び火災対応時の運転体制について  
(2号炉停止中の場合)



## 2.2 外部火災の場合

### (1) 前提条件

- ・外部火災として、緊急時対応中に発電所敷地内で現場操作を妨げるような火災が同時に2箇所が発生することを想定する。
- ・消火活動は、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車等の組合せにより、消火活動を行う。
- ・化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車の操作は、消防チームが行う。
- ・復旧班の現場操作に際して消火活動が必要な火災に対しては、大量送水車等の操作が可能な給水・送水確保要員を活用する。

### (2) 外部火災での対応及び体制

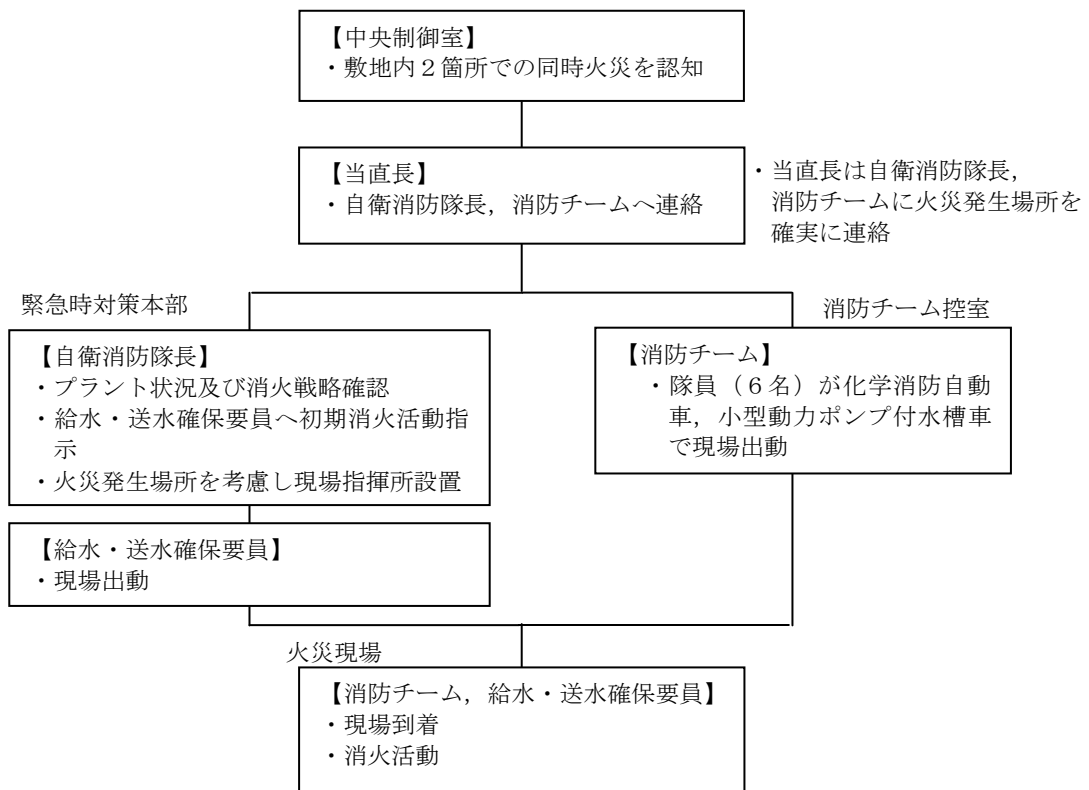
発電所敷地内での同時火災に対する対応フローを第5図に、発電所敷地内での同時火災発生時の初期消火要員の体制を第6図に示す。

外部火災における消火活動は、自衛消防隊長が指揮を執る。通常、敷地内の1箇所の火災発生に対しては、火災対応のため常時待機している消防チーム6名で十分対応可能であるが、復旧班の現場操作に際して消火活動が必要な敷地内2箇所の同時火災が発生した場合には、消防チームに加え、給水・送水確保要員から6名を充て、消火活動を行う。

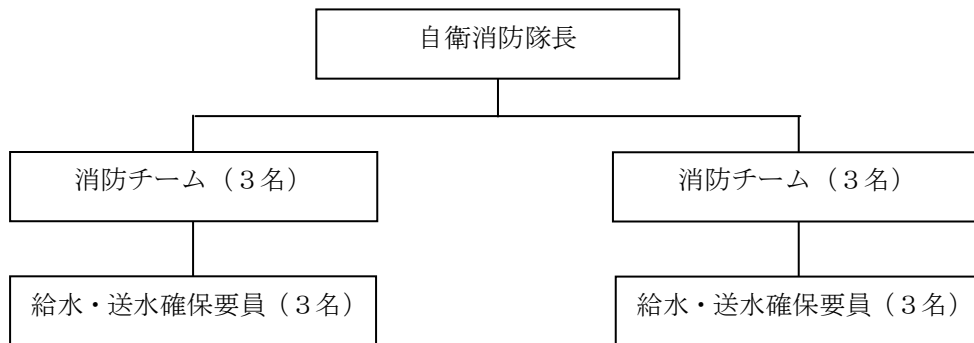
実際の放水活動は、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車等の組合せで行うことから、原則として、1班当たり6名の2班を編成し、2箇所に分かれて消火活動を行う。その際、消防チーム等は化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車等の操作を行う。

一方、初期消火活動に充てられた給水・送水確保要員は本来緊急時の原子炉圧力容器への注水等の対応を行うため、消火活動が終了とした時点で、自衛消防隊長の判断により速やかに原子炉圧力容器への注水等の作業に戻ることをとする。

本運用については、社内規程に定める。



第5図 発電所敷地内での同時火災に対する対応フロー



第6図 発電所敷地内での同時火災発生時の初期消火体制

### 重大事故等時における緊急時対策要員の動き

重大事故等時における緊急時対策要員の動きについては以下のとおり。

- ・ 平日勤務時間帯において、緊急時対策要員のほとんどが管理事務所で執務しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に集合する。
- ・ 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、初動対応する要員（本部要員、現場要員）は、免震重要棟又はその近傍、1，2号炉制御室建物又はその近傍及び3号炉制御室建物又はその近傍で執務若しくは待機しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に集合する。



第1図 緊急時対策所までのアクセスルート

## 緊急時対策所における主要な資機材一覧

緊急時対策所に配備している主要な資機材については以下のとおり。

## 1. 緊急時対策所

## ○通信連絡設備

通信種別	主要設備		数量※1
発電所内外	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	5台
		衛星電話設備（携帯型）	10台
	電力保安通信用電話設備	固定電話機	10台
		PHS 端末	32台
		F A X	1台
発電所内	所内通信連絡設備	ハンドセットステーション	1台
		スピーカ	1台
	無線通信設備	無線通信設備（固定型）	5台
		無線通信設備（携帯型）	62台
発電所外	統合原子力防災ネットワーク に接続する通信連絡設備	I P - 電話機（有線系）	4台
		I P - 電話機（衛星系）	2台
		I P - F A X（有線系）	2台
		I P - F A X（衛星系）	1台
		テレビ会議システム	1式
	テレビ会議システム	テレビ会議システム（社内向）	1式
	専用電話設備	専用電話設備（ホットライン）	4台
	衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機	1台
		テレビ会議システム（社内向）	1式
	局線加入電話設備	固定電話機	1台
F A X		1台	

※1：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

## ○必要な情報を把握できる設備

通信種別	主要設備	数量
発電所内外	安全パラメータ表示システム（S P D S）	1式
	データ伝送設備	1式

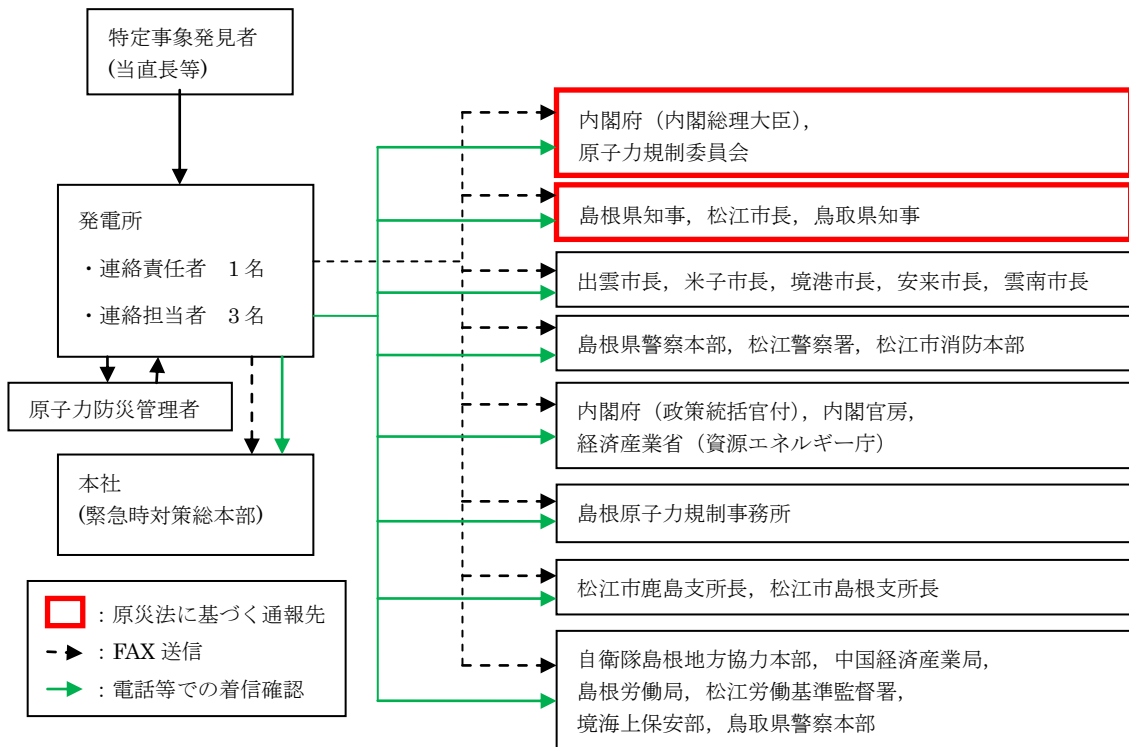
## ○可搬型照明設備

品名	数量
懐中電灯	43個
L E D ライト（ランタンタイプ）	9個

## 緊急時対策要員による通報連絡について

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

- ① 発電所の連絡責任者は、特定事象等発見者から事象発生連絡を受けた場合は、所長（原子力防災管理者）へ報告するとともに、他の通報対応者と協力し通報連絡を実施する。
- ② 重大事故等（原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報すべき事象等）が発生した場合の通報連絡は、内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長及び鳥取県知事及びその他定められた通報連絡先に、FAXを用いて一斉送信することで、効率化を図る。
- ③ 内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長及び鳥取県知事等に対しては、電話でFAXの着信の確認を行うとともに、その他通報連絡先へもFAXを送信した旨を連絡する。
- ④ これらの連絡は、緊急時対策本部の連絡責任者（1名）と連絡担当者（3名）が分担して行うことにより時間短縮を図る。
- ⑤ その後、緊急時対策要員の招集で、参集した情報管理班及び通報班の要員確保により、更なる時間短縮を図る。
- ⑥ 原子力規制庁への情報連絡は、必要により統合原子力防災ネットワークを活用する。
- ⑦ 通報連絡の体制、要領については、手順書を整備し運用を行う。



第1図 原子力災害対策特別措置法第10条第1項等に基づく通報連絡経路

## 原子力事業所災害対策支援拠点について

## 島根支社

所在地	島根県松江市母衣町 1 1 5
発電所からの方位, 距離	南東約 9 km
敷地面積	約 6, 3 0 0 m <sup>2</sup>
非常用電源	可搬式発電機※
通信機器	可搬型衛星通信機器 (電話, F A X) ※ 保安電話 (災害時優先) ※, 一般電話・F A X, 衛星携帯電話
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達 駐車場は島根支社から約 4 km 先に位置する自社関連会社の敷地を使用

※ 設営時に車両等で搬送する。

## 中国電力ネットワーク株式会社 知井宮変電所

所在地	島根県出雲市知井宮町 1 7 5 6 - 7
発電所からの方位, 距離	南西約 3 4 km
敷地面積	約 8, 1 0 0 m <sup>2</sup>
非常用電源	可搬式発電機※
通信機器	可搬型衛星通信機器 (電話, F A X) ※ 保安電話 (災害時優先) ※
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達

※ 設営時に車両等で搬送する。

## 広瀬中央公園

所在地	島根県安来市広瀬町広瀬 3 0 7
発電所からの方位, 距離	南東約 2 5 km
敷地面積	約 3 5, 0 0 0 m <sup>2</sup>
非常用電源	可搬式発電機※
通信機器	可搬型衛星通信機器 (電話, F A X) ※ 保安電話 (災害時優先) ※
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達

※ 設営時に車両等で搬送する。



\*地図データは国土地理院の電子国土Webシステムより引用

第1図 原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置



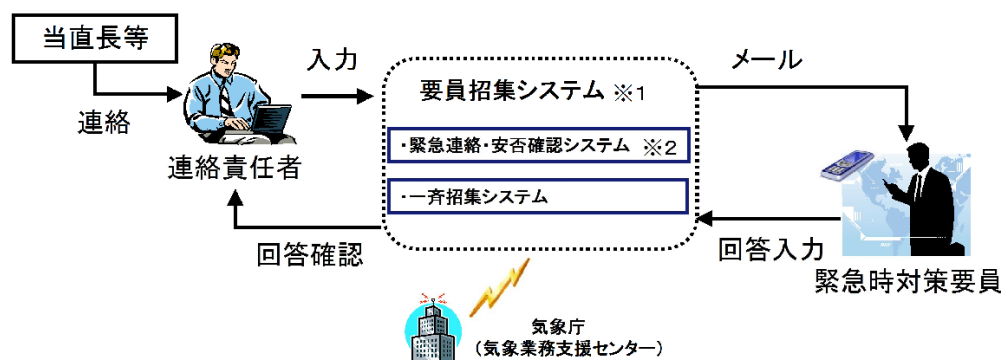
## 発電所構外からの要員の参集について

### 1. 要員の招集の流れ

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合に、発電所外にいる緊急時対策要員を速やかに非常招集するため、「要員招集システム」、「通信連絡手段」等を活用し、要員の非常招集及び情報提供を行う。（第1図）

#### ■ 要員招集システムによる対応要員の招集

連絡責任者が要員招集システムを操作し、招集メールを発信する。



※1 発電所沿岸で津波警報、大津波警報が発令された場合は気象庁の情報により要員招集システムからも招集メールが自動配信される。

※2 松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合、自主的に参集を開始するが、地震情報は当該システムからも自動配信される。

第1図 要員招集システム

松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合には、社内規程に基づき、非常招集連絡がなくても自主的に参集する。

地震等により家族、自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保したうえで参集する。

集合場所は、基本的には構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）（第2図）とするが、発電所の状況が入手できる場合は、直接発電所へ参集可能とする。

構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）に集合した要員は、緊急時対策本部と非常招集に係る以下の確認、調整を行い、通信連絡設備、懐中電灯等を持参し、発電所と連絡を取りながら集団で移動する。構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）には通信連絡設備として衛星電話設備（携帯型）を各5台配備する。

- ① 発電所の状況（発電所への移動が可能なプラント状況かどうか（格納容器ベントの実施見通し）、発電所に行くための必要な装備（放射線防護服、マスク、線量計を含む））
- ② その他発電所で得られた情報（発電所への移動に関する道路状況等、移動するうえで有益な情報）
- ③ 発電所へ移動する人の情報（人数、体調、移動手段（徒歩、車両）、連絡先）

発電用原子炉主任技術者は通信連絡手段により、必要の都度、発電所の連絡責任者と連絡をとり、発電用原子炉施設の運転に関し、保安上の指示を行う。



第2図 島根原子力発電所とその周辺

## 2. 緊急時対策要員の所在について

発電所員の社宅・寮がある島根原子力発電所から半径5km圏内に、発電所員（約540名）の約4割が居住している。更に、島根原子力発電所から半径5～10km圏内には、発電所員の約3割が居住しており、おおむね島根原子力発電所から半径10km圏内に発電所員の約7割が居住している。（第2図）（第1表）

第1表 居住地別の発電所員数（平成31年4月時点）

居住地	5 km 圏内	5～10km 圏内	10～20km 圏内	その他地域 (半径20km 圏外)
居住者数	236名 (44%)	154名 (29%)	74名 (14%)	71名 (13%)

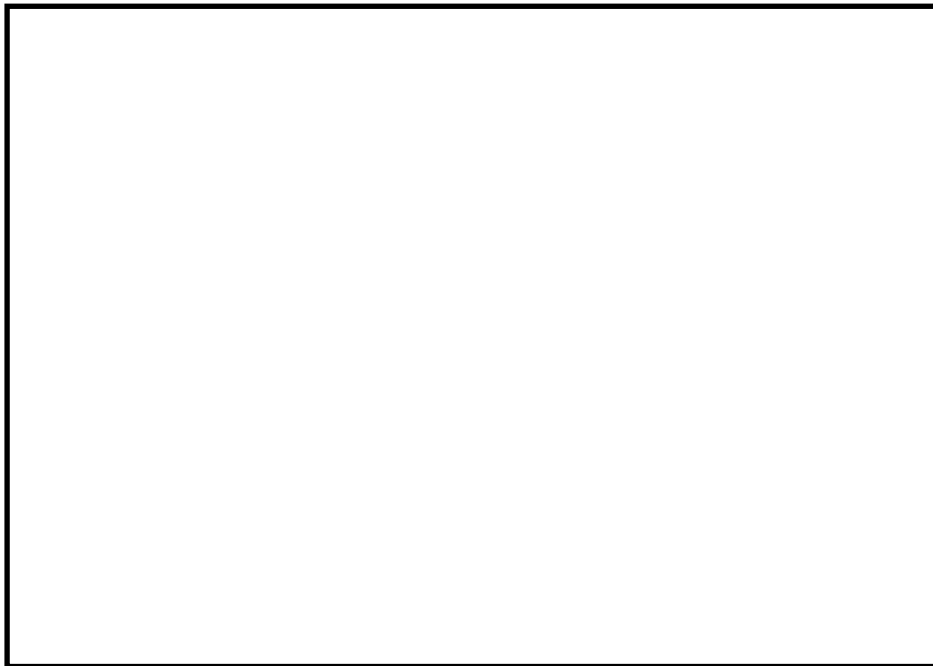
## 3. 発電所構外からの要員の参集ルート

### (1) 概要

発電所構外からの参集ルートについては、第3図に示すとおりであり、参集ルートの障害要因としては、比較的に平坦な土地であることから、土砂災害の影響は少なく、地震による橋の崩壊、津波による参集ルートの浸水が考えられる。

地震による橋梁の崩落については、参集ルート上の橋梁が崩落等により通行ができなくなった場合でも、迂回ルートが複数存在することから、参集は可能である。また、木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。なお、地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響については、平成12年鳥取県西部地震においても、実際に徒歩による通行に支障はなかった。

大規模な地震が発生し、発電所で重大事故等が発生した場合には、住民避難の交通渋滞が発生すると考えられるため、交通集中によるアクセス性への影響回避のため、参集ルートとしては可能な限り住民避難の渋滞を避けることとし、複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。

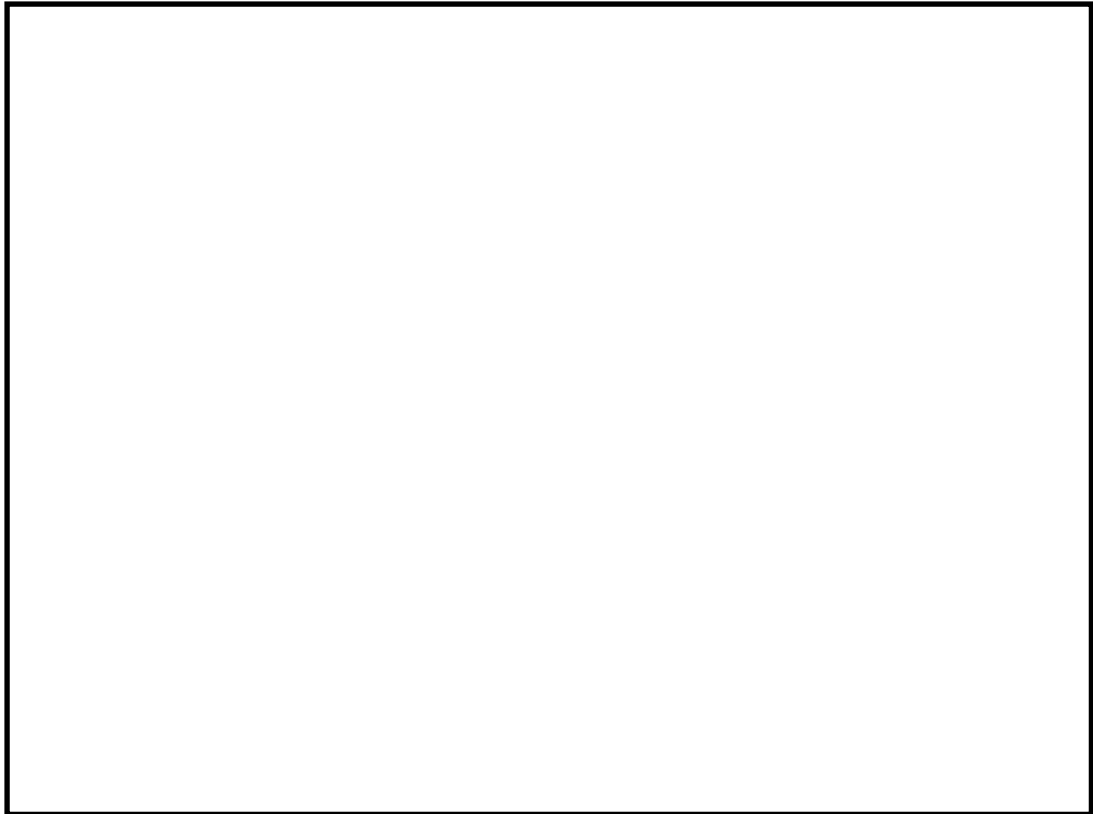


第3図 発電所構外からの要員参集ルート

津波浸水時については、アクセス性への影響を未然に回避するため、大津波警報発生時には基準津波が襲来した際に浸水が予想されるルート（第3図に示す、比較的海に近いルート）は使用しないこととし、これ以外の参集ルートを使用して参集することとする。

#### (2) 津波による影響が考えられる場合の参集ルート

松江市津波ハザードマップによると、松江市中心部から発電所までの参集ルートへの影響はほとんど見られない（川岸で数10cm程度）が、大津波警報発生時は、津波による影響を想定し、海側や佐陀川の河口付近を避けたルートにより参集する。（第4図）



第4図 参集拠点からの参集ルート

(3) 住民避難が行われている場合の参集について

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

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

4. 発電所構内への参集ルート

発電所敷地外から発電所構内への参集ルートは、通常の一矢入口及び本谷入口を通過するルートに加え迂回ルートを確認している。(第5図)

発電所近傍にある500kV、220kV及び66kVの送電鉄塔の倒壊による障害を想定し、鉄塔が倒壊しても影響を受けない参集ルートを設定する。

発電所近傍にある500kV、220kV及び66kVの送電鉄塔の倒壊による障害を想定し、鉄塔が倒壊した場合における通行の考え方を別紙補足1に示す。

平日の勤務時間帯において、緊急時対策要員の多くは管理事務所で執務しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に参集する。

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においては、初動対応する要員が免震重要棟又はその近傍及び1、2号及び3号炉制御室建物又はその近傍で執務若しくは待機しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に参集する。

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。

管理事務所及び免震重要棟から緊急時対策所までの主なアクセスルートを、第5図に示す。



第5図 発電所構内への参集ルート及び緊急時対策所へのアクセスルート

## 5. 夜間及び休日における要員参集について

### (1) 要員の想定参集時間

第1表及び第2図に示すとおり、要員の大多数は発電所から半径10km圏内に居住していることから、仮に発電所から10km地点に所在する要員が、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、発災30分後に自宅を出発するものとし、徒歩移動で参集する場合であっても、参集時間は約6時間30分と考えられる。

さらに、要員集合場所（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）に立寄り、情報収集を行ったうえで参集することから、情報収集する場合の時間を30分必要であると仮定した場合であっても、発電所から10kmに所在する要員は、約7時間で発電所に参集可能であると考えられる。

### (2) 要員参集調査

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合の緊急時対策要員の参集動向（所在場所（準備時間を含む）～集合場所（情報収集時間を含む）～発電所までの参集に要する時間）を評価した結果、要員の参集手段が徒歩移動のみを想定した場合かつ、年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休であっても、7時間以内に参集可能な要員は150名以上（発電所員約540名の約3割）と考えられる。

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。

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

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

また、集合場所（緑ヶ丘施設）からの参集訓練結果について別紙補足2に示す。

<参考：要員参集調査による評価>

○夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合の緊急時対策要員の参集動向をより具体的に把握するため、「平日夜間」「休日日中」「休日夜間」「大型連休日中」「大型連休夜間」の5ケースにおいて緊急呼び出しがかかった場合を想定し、その時々における要員の所在場所（発電所からの直線距離に応じた区分を回答）を調査することで、参集状況を評価する。（第7図及び第8図）

○参集の流れは、所在場所（準備時間を含む）～集合場所（情報収集時間を含む）～発電所までの移動とする。

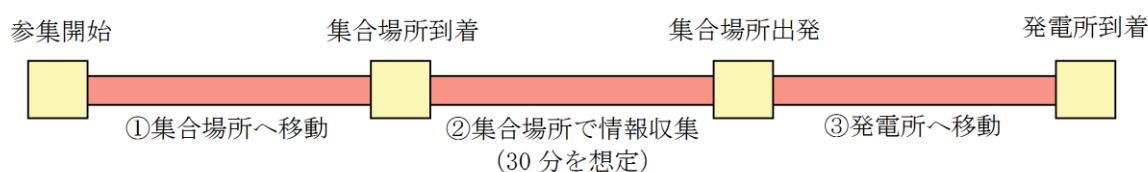
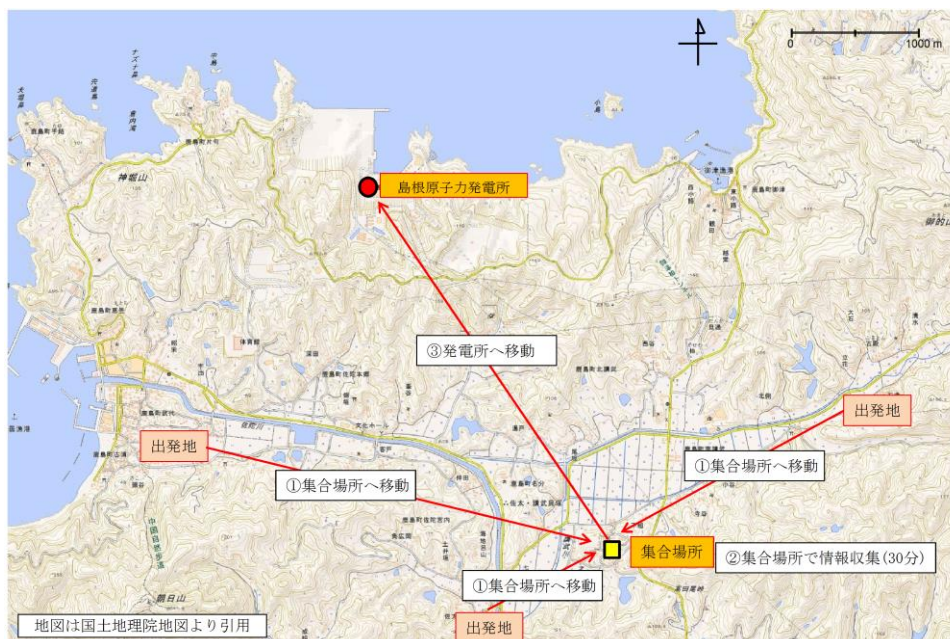
○集合場所（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）での情報収集時間30分を考慮する（第6図）。

○過去3回の要員参集調査を実施し、重大事故等が発生した場合の緊急時対策要員の参集動向を評価した結果、年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休であっても、7時間以内に参集可能な緊急時対策要員は150名以上（発電所員約540名の約3割）と考えられる。このことから、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の初動体制の拡大を図り、長期的な事故対応を行うために外部から発電所へ参集する緊急時対策要員（54名）は、要員参集の目安としている8時間以内に確保可能であることを確認している※。

※（a）平成28年5月：162名（うち、実施組織109名（復旧班49名、プラント監視班60名））

（b）平成29年5月：167名（うち、実施組織118名（復旧班67名、プラント監視班51名））

（c）平成30年1月：151名（うち、実施組織102名（復旧班50名、プラント監視班52名））



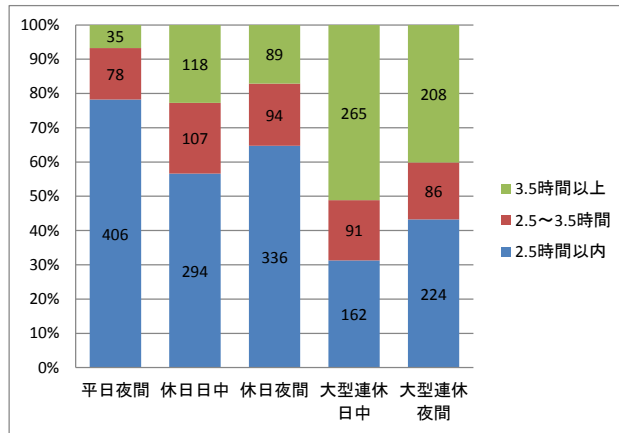
第6図 要員参集の流れについて (イメージ)

a. 車が使える場合 (第7図)

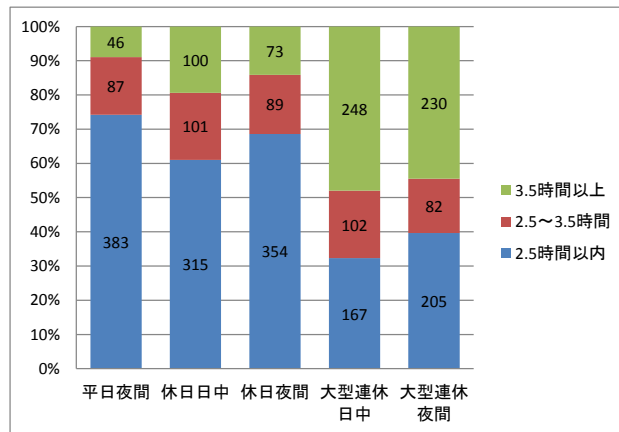
- 3時間 30分以内に約8割の要員が参集可能な場所にいることを確認した。(大型連休は除く)
- 大型連休でも、3時間 30分以内に約5割の要員が参集可能な場所にいる。

b. 徒歩移動のみの場合 (第8図)

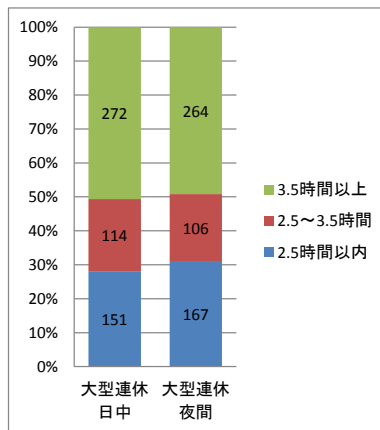
- 車を使用した場合に比べ要員参集のタイミングが遅くなるが、6割程度の要員は、7時間以内に参集可能な場所にいることを確認した。(大型連休は除く)
- 通常の休日と大型連休を比較すると、大型連休には約3割多い要員が半径10km圏内から不在(徒歩7時間以上)となるが、7時間以内で参集可能な要員は約3割。



(a) 平成28年5月



(b) 平成29年5月



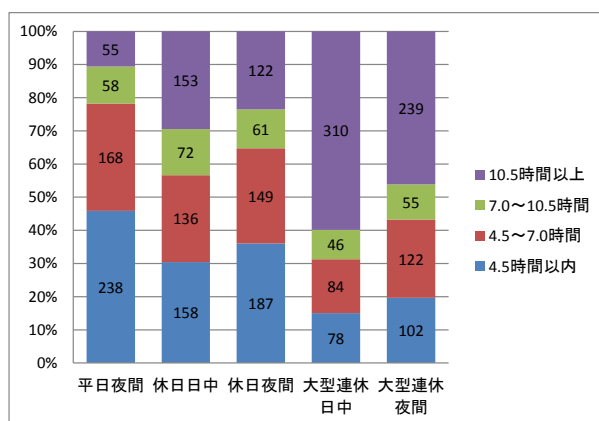
(c) 平成30年1月

※発電所からの直線距離に応じた区分を回答してもらい、その区分に応じた移動時間（30分以内（～10km）、30分～1.5時間（10～30km）、1.5時間以上（30km～））に以下の数値を加えて算出。

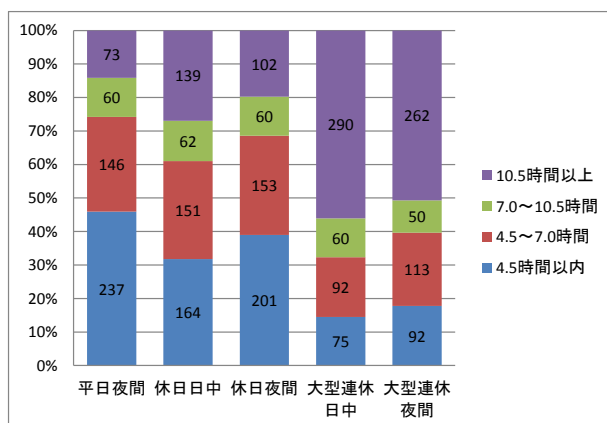
- ・ 出発までの準備時間：30分
- ・ 集合場所での情報収集時間：30分
- ・ 集合場所から発電所間に設ける一時立寄場所に駐車し、そこから徒歩で発電所までの移動時間：1時間

第7図 要員参集シミュレーション結果（車でアクセス可能）

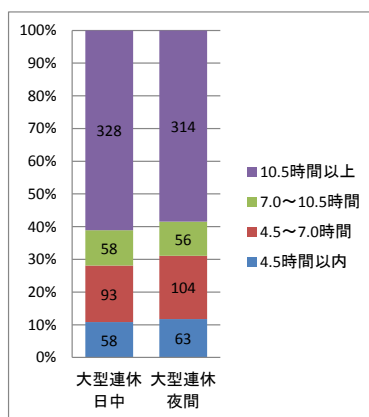




(a) 平成28年5月



(b) 平成29年5月



(c) 平成30年1月

※出発までの準備時間を考慮のうえ、天候が良好な状況を想定し、集合場所を経由した場合の発電所（緊急時対策所）までの移動距離 4.0 時間以内（～3.5km）、4.0～6.5 時間（3.5～10km）、6.5～10.0 時間（10～20km）、10.0 時間以上（20km～）により算出。なお、移動速度は参集訓練の実績（4.0km/h（67m/min））を基に算出している。（別紙補足2）

※発電所からの直線距離に応じた区分を回答。

※集合場所での情報収集時間の30分を考慮

## 第8図 要員参集シミュレーション結果（徒歩移動のみ）

### (3) 参集要員の確保

(1) 要員の想定参集時間、及び(2) 要員参集調査から、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）かつ、参集手段が徒歩移動のみを想定した場合であっても、発電所構外の緊急時対策要員は事象発生から約7時間で発電所に参集可能と考えられること、また、年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休に重大事故等が発生した場合であっても、7時間以内に参集可能な緊急時対策要員は150名以上（発電所員540名の約3割以上）と考えられる。このことから、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の初動体制の拡大を図り、長期的な事故対応を行うために外部から発電所へ参集する緊急時対策要員（54名<sup>※</sup>）は、要員参集の目安としている8時間以内に確保可能であることを確認した。

※ 要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

## 鉄塔倒壊時のアクセスについて

### 1. 鉄塔の倒壊と参集ルートについて

発電所周囲には 500kV, 220kV 及び 66kV の送電鉄塔が設置されており、送電線及び送電鉄塔は参集ルート上を横断又は参集ルートに近接している。(第 1 図)

送電線の脱落及び断線、あるいは送電鉄塔が倒壊した場合においても、垂れ下がった送電線又は倒壊した送電鉄塔に対して十分な離隔距離を保って通行すること、又は複数の参集ルートからその他の適切な参集ルートを選択することで、発電所に参集することは可能である。

### 2. 送電鉄塔の倒壊時に通行する参集ルート

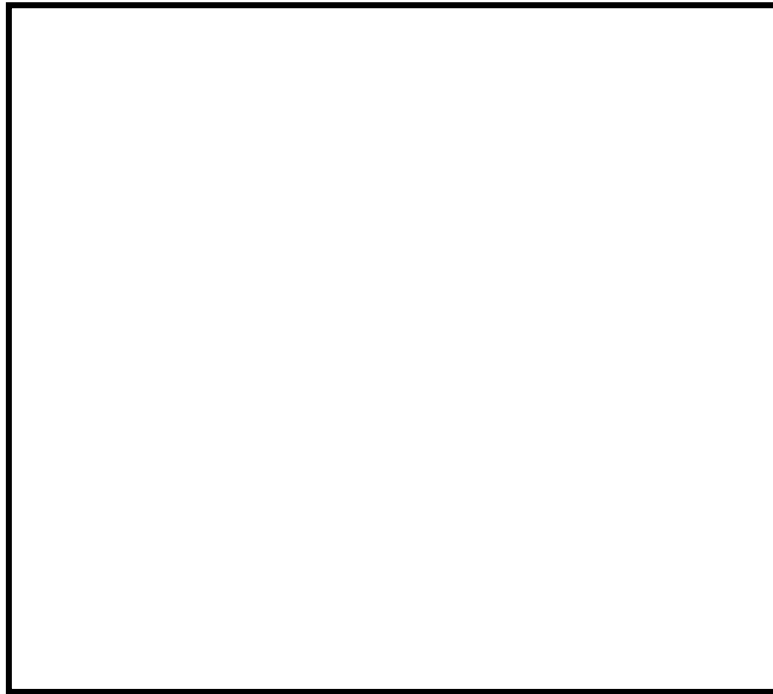
送電鉄塔の倒壊等が発生した際に通行する参集ルートについては、倒壊した送電鉄塔の場所及び損壊状況に応じて、その他の複数の参集ルートから、以下の事項を考慮して、確実に安全を確保できる適切な参集ルートを選定して通行する。

- ・ 大津波警報発生の有無
- ・ 倒壊した送電鉄塔及び送電線の損壊状況及び送電線の停電状況
- ・ 上記以外の倒壊物による参集ルートへの影響状況



第 1 図 発電所周辺の参集ルートと送電鉄塔の位置

(1) 66kV No. 54-甲及びNo. 54-乙送電鉄塔が倒壊した場合  
発電所侵入道路を阻害することになる66kV No. 54-甲及びNo. 54-乙送電鉄塔の倒壊がおきても、これらの鉄塔を迂回することでアクセスすることは可能である。(第2図)



第2図 一矢入口周辺の参集ルートと送電鉄塔の位置

### 3. 倒壊した送電鉄塔の影響について

自然災害により送電鉄塔が倒壊した事例を以下に示す。



強風による送電鉄塔の倒壊事例①<sup>※1</sup>



強風による送電鉄塔の倒壊事例②<sup>※1</sup>



地震による斜面の崩落に伴う送電鉄塔の倒壊事例<sup>※2</sup>



津波による隣接鉄塔の倒壊に伴う送電鉄塔の倒壊事例<sup>※2</sup>

#### 【出典】

- ※1 電力安全小委員会送電線鉄塔倒壊事故調査ワーキンググループ報告書（平成14年11月28日）
- ※2 原子力安全・保安部会・電力安全小委員会電気設備地震対策ワーキンググループ報告書（平成24年3月）

緊急時対策要員は、送電線の停電など安全を確認したうえで、倒壊した送電鉄塔の影響を受けていない箇所を、離隔距離を保って迂回するルートで鉄塔の近傍を通過することが可能である。

## 参集訓練の実施結果

### 1. 概要

重大事故等が発生した場合において、発電所外から参集する緊急時対策要員の参集性を評価するため参集訓練を実施した。集合場所である緑ヶ丘施設から緊急時対策所に参集する時間を実際に計測して、移動速度を算出した。

この結果から、発電所外から参集する緊急時対策要員の参集するための速度を設定した。

### 2. 参集訓練の実施

参集訓練の実施に当たっての条件と実施結果を以下に示す。

#### (1) 参集訓練の実施概要

- ・移動経路は、通常参集ルートである一矢入口及び本谷入口，迂回ルートである宇中入口及び内カネ入口を通過して発電所にアクセスする4ルートを設定して実施。(第1図)
- ・移動速度の計測は、移動手段を徒歩として実施。
- ・各コースとも2名/組で実施。



第1図 集合場所（緑ヶ丘施設）からの参集訓練ルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## (2) 参集訓練の実施結果

第1表 参集訓練の実績結果（令和元年11月22日実施）

ルート	移動手段	実際の移動距離	参集時間	実際の移動速度	備考
①一矢ルート	徒歩	5.7km	80分	4.3 km/h (72 m/min)	通常ルート
②本谷ルート	徒歩	9.0km	110分	4.9 km/h (82 m/min)	通常ルート
③宇中ルート	徒歩	11.4km	169分	4.0 km/h (67 m/min)	迂回ルート
④内カネルート	徒歩	7.0km	99分	4.2 km/h (70 m/min)	迂回ルート
平均移動速度		4.4 km/h (73 m/min)			

### 3. 参集訓練の評価

第1表の参集訓練の結果より、徒歩での移動速度は73 m/min (4.4 km/h) と算出され、本訓練の評価用平均速度を67 m/min (4.0 km/h) で設定した。

また、上記の参集性の評価に当たっては、測定結果に交通事情や道路条件及び道路上に発生した障害によって発生する迂回に要する時間を考慮し、保守的に参集に係る移動速度を67m/min (4.0 km/h) とした。

#### 4. 参集訓練の様子

参集訓練の様子を第2図に示す。



一矢ルート



本谷ルート



宇中ルート



内カネルート

第2図 参集訓練の様子

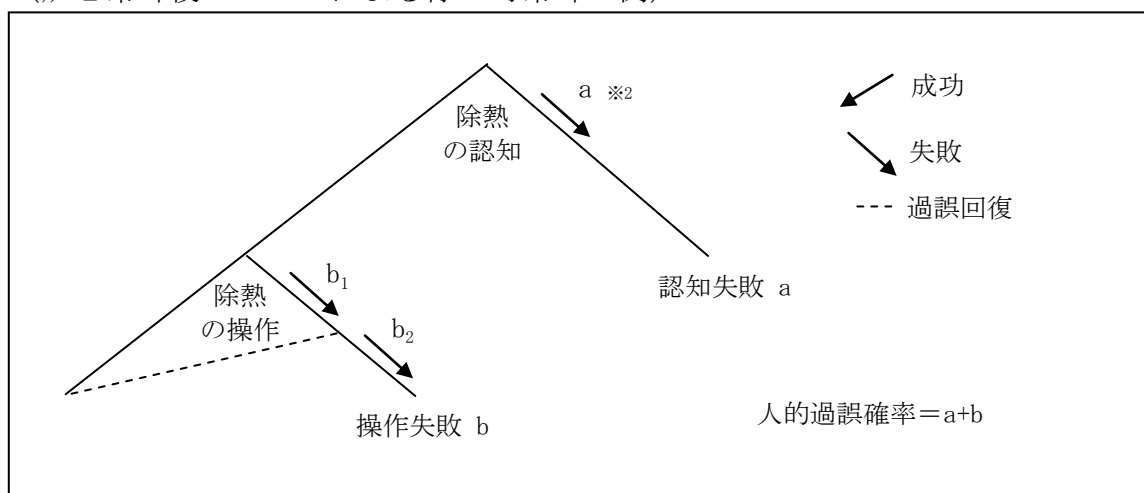


## 2号当直副長又は1号当直主任による運転士への 操作指示／確認手順について

運転員の事故時における対応は、2号当直副長又は1号当直主任による「運転士」への操作指示がなされ、「運転士」による操作がなされる。(1人による対応)

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

人間信頼性評価(HRA)ツリーを用いた定量評価  
(炉心冷却後のRHRによる停止時冷却の例)



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

以上により、実際の運転員による操作と、確率論的リスク評価で用いた評価手法は、整合が取られている。

- ※1 第244回 審査会合 資料3-4-2 島根原子力発電所2号炉確率論的リスク評価(PRA)について 参照
- ※2 認知失敗の過誤回復については、THERPの標準診断曲線時にて既に考慮されているため、HRAツリーとして人的過誤の分岐を設定しない(チームとしての認知の失敗確率が適用される)

### 発電所が締結している医療協定について

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

現時点で、松江赤十字病院と放射線被ばく又は放射能汚染を伴う傷病者等が発生した場合の診療に関する覚書を締結して汚染傷病者の受け入れ体制を確保している。

## 島根原子力発電所 2 号炉

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

< 目 次 >

1. 発電用原子炉主任技術者の選任..... 1.0.11-1
2. 発電用原子炉主任技術者の職務等..... 1.0.11-1
3. 重大事故等対策における発電用原子炉主任技術者の役割..... 1.0.11-2

## 1. 発電用原子炉主任技術者の選任

- (1) 電源事業本部長は、発電用原子炉主任技術者及び代行者を、原子炉主任技術者免状を有する者であって、以下の a. から d. のいずれかの業務に通算して3年以上従事した経験を有する者の中から選任する。
  - a. 原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務
  - b. 原子炉の運転に関する業務
  - c. 原子炉施設の設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務
  - d. 原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務
- (2) 発電用原子炉主任技術者は、原子炉毎に選任する。
- (3) 発電用原子炉主任技術者は、電源事業本部参事以上の者の中から選任する。
- (4) 代行者は、課長以上の職位から選任する。
- (5) 発電用原子炉主任技術者は、電源事業本部に所属し、発電所に駐在する。

なお、品質保証部の部長、課長又は原子力人材育成センターの所長の職務を兼務できる。
- (6) 発電用原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、(1)項から(3)項に基づき、発電用原子炉主任技術者を選任し直す。
- (7) これらの体制を整備していても、万一、発電用原子炉主任技術者及び代行者が不在となった場合は、原子炉主任技術者の資格を有している者を常に把握していることから、速やかに発電用原子炉主任技術者を選任し、選任後30日以内に原子力規制委員会へ届け出る。

## 2. 発電用原子炉主任技術者の職務等

- (1) 発電用原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、次の職務を遂行する。
  - a. 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示する。
  - b. 保安規定に定める事項を、電源事業本部部長（原子力管理）又は所長の承認に先立ち確認する。
  - c. 保安規定に定める各職位からの報告内容等を確認する。
  - d. 保安規定に定める記録の内容を確認する。
  - e. 保安規定に定める報告（第121条第1項）を受け事態を確認し、その確認した正確な情報を自らの責任において社長に直接報告する。
  - f. 保安の監督状況を定期的及び必要に応じて社長に直接報告する。
  - g. 原子力発電保安委員会及び原子力発電保安運営委員会に必ず出席する。
  - h. その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。
- (2) 原子炉施設の運転に従事する者（所長を含む。）は、発電用原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。
- (3) 発電用原子炉主任技術者は、自らの原子炉施設の保安活動を効果的に実施

するため、所内会議（原子力発電保安運営委員会、発電所上層部によるミーティング等）への参加、現場パトロールを通じて、発電所の情報収集を行う。また、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者と相互の職務について情報を共有し、意思疎通を図る。

### 3. 重大事故等対策における発電用原子炉主任技術者の役割

- (1) 発電用原子炉主任技術者は、平常時のみでなく、重大事故等が発生した場合においても、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。
  - a. 重大事故等が発生した場合の緊急時対策本部において、発電用原子炉主任技術者の職務に支障をきたすことがないように、独立性を確保して配置する。
  - b. 発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合において、原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示し、緊急時対策本部の本部長（所長）は、その指示を踏まえ方針を決定する。
    - (a) 発電用原子炉主任技術者は、緊急時対策本部等から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は事象緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ助言及び指示する。
    - (b) 発電用原子炉主任技術者は、保安上必要な場合の助言及び指示を行うに当たって、緊急時対策本部の要員及び緊急時対策総本部の要員等から意見を求めることができる。
- (2) 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（制定・改正）に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。
  - a. 発電用原子炉主任技術者が、重大事故等対策に係る手順書の整備（制定・改正）における保安上必要な事項等について確認を行っている。このため、運転員及び緊急時対策本部の実施組織の要員等が手順書どおりに重大事故等対策の対応を行う場合には、発電用原子炉主任技術者からの指示を受けることなく対応可能である。
- (3) 発電用原子炉主任技術者は、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、発生連絡を受けた後、緊急時対策本部に参集し、原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行う。
  - a. 発電用原子炉主任技術者が、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に参集できる体制、運用を整備する。
    - (a) 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、早期に参集が可能なエリア（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。
  - b. 発電用原子炉主任技術者は、参集途上であっても通信連絡設備（衛星電

話設備（携帯型）等）を携行することにより，緊急時対策本部からプラントの状況，対策の状況等の情報連絡が受けられるとともに自ら確認することができる。

なお，通信連絡設備（衛星電話設備（携帯型）等）の整備は，技術の進歩に応じて，都度改善を行う。

- c. 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（制定・改正）における保安上必要な事項等についてあらかじめ確認していることから，定められた手順書と異なった対応が必要となった場合であっても，必要の都度，プラントの状況等を把握し，原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示を行うことができる。

## 島根原子力発電所 2号炉

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



## < 目次 >

1. はじめに	1.0.12-1
2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故対応の 運用面の問題点及び対策	1.0.12-2
3. その他の取組み	1.0.12-8
第1表 重大事故等対処設備の運用面の課題を抽出した報告書	1.0.12-2
第2表 手順書の整備に関する課題と対策	1.0.12-3
第3表 訓練の充実に関する課題と対策	1.0.12-4
第4表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策	1.0.12-7
第5表 ヒューマンエラー防止対策の取組み	1.0.12-8
第6表 その他考慮する事項（手順書の整備）	1.0.12-8
第7表 その他考慮する事項（運用面での改善）	1.0.12-9
別紙1 東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等 対処設備の運用面の課題抽出について	1.0.12-10

## 1. はじめに

東日本大震災における東京電力福島第一原子力発電所については、全交流電源の喪失、常設直流電源の喪失とともに安全系の機器又は計測制御機器の多重故障等のこれまでに経験したことがない事象が発生した。過酷環境において原子炉を冷却するために種々の対応が行われ、この対応において得られた様々な知見や国内外の各機関が指摘した問題点及び教訓が、東京電力をはじめ、国内外の各機関によって整理・指摘され、対策が提言されている。

これらの指摘及び提言は、重大事故等対処設備の整備強化等の設備面の対策だけでなく、重大事故等対処設備の活用のための手順書の整備、教育・訓練の充実及び運転操作を補助する資機材の充実についても挙げられている。

本項では、これらの指摘及び提言を踏まえ、重大事故等対処設備の活用に関する運用面の課題を整理し、島根原子力発電所2号炉での対策及び取組みについて述べる。今後も、東京電力福島第一原子力発電所事故により得られる新たな知見や対策が得られ次第、適宜、対策の実施可否について検討し、対応が必要な課題については対策を講じていく。

## 2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故対応の運用面の問題点及び対策

### (1) 課題の抽出要領

重大事故等対処設備の運用面の課題の抽出に当たっては、以下の報告書に記載された指摘又は提言から、島根原子力発電所2号炉において対応すべき対策を抽出した。

第1表 重大事故等対処設備の運用面の課題を抽出した報告書

	報告書名称	機関	報告年月
1	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故調査委員会報告書	国会事故調	2012年6月
2	東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告書	政府事故調	2012年7月
3	福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書	民間事故調	2012年2月
4	福島原子力事故調査委員会 最終報告書	東京電力	2012年6月
5	福島第一原子力発電所における原子力事故から得た教訓	INPO (原子力発電運転協会)	2012年8月

上記の各報告書には、内容が同様あるいは類似の指摘及び提言があるため、抽出された指摘及び提言を分類化し、島根原子力発電所2号炉におけるこれまでの対応を踏まえて、対応すべき課題を選定した。

各報告書の指摘及び提言には、深層防護の考え方に基づく重大事故等対処設備の多重化や多様化の設備対応の強化が含まれているが、これらのハード対策は、他の説明資料にて対策方針が示されているため本資料には記載しない。本資料では、別紙1に示すように、指摘及び提言の対応方針が確立し、かつ他資料に記載していない運用面に関する課題を抽出した。

抽出した課題は「手順書の整備」「訓練の充実」「運転操作を補助する資機材の充実」に分類化することができ、その対策とあわせて以下に整理した。

### (2) 抽出された課題と対策

抽出された課題と島根原子力発電所2号炉における対策について、「手順書の整備」「訓練の充実」「運転操作を補助する資機材の充実」の観点に整理した。その対策とあわせて以下に示す。

a. 手順書の整備

第2表 手順書の整備に関する課題と対策

	課題	対策
1	<ul style="list-style-type: none"> <li>全電源喪失状態となった場合の非常用復水器（IC）の操作，その後の確認作業についてのマニュアルがなく，系統確認や運転操作に対し迅速に対応できていなかった。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全電源喪失時の手順を整備し，重大事故等にも対応できる手順を整備する。</li> </ul>
2	<ul style="list-style-type: none"> <li>事故時の運転手順書は電源があることを前提としていた。</li> <li>このため，事故時の徴候ベースの手順書からシビアアクシデント手順書への移行も，電源があることを前提とした計器パラメータ管理であった。</li> <li>故に，シビアアクシデント手順書は，全電源喪失等の事態では機能できない実効性に欠いたものであった。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電源機能が喪失した場合でも，重要なパラメータについては確認できるよう可搬型の計測器を使用したパラメータの確認手順を整備する。</li> </ul>

b. 訓練の充実

第3表 訓練の充実に関する課題と対策

	課題	対策
1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・(株)BWR 運転訓練センターにおける重大事故等対応の運転員の教育・訓練は、直流電源が確保され中央制御室の制御盤が使える前提であった。このため、常設直流電源が喪失した条件での重大事故等は対象としていなかった。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・(株)BWR 運転訓練センター及び自社シミュレータ施設における運転員の訓練においては、シミュレータを用いて全交流動力電源の喪失、常設直流電源の喪失等での重大事故等の状態を想定し、重大事故等対処設備を使用した訓練を実施することにより、実効性のある訓練を行う。</li> </ul>
2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・(株)BWR 運転訓練センターにおける運転員の教育訓練は、重大事故等対応の内容を「説明できる」ことが目標の机上教育に留まっており、実効性のある訓練となっていなかった。</li> </ul>	
3	<ul style="list-style-type: none"> <li>・防災訓練を1年に1回の頻度でしか実施していなかった。</li> <li>このため、防災訓練の経験者の増加が僅かであり、チームとしての対処能力の向上には至っていなかった。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・訓練参加者に対して、事前に訓練シナリオを伝えない訓練を実施することにより、実効的な緊急時対応能力の向上に努める。</li> <li>・東京電力福島第一原子力発電所事故から得られた知見、その他各種知見を基にした新規制基準の適合申請において想定した事故シナリオ及び対処策を用いて、定期的な訓練を計画・実施する。</li> <li>・高頻度に原子力防災訓練を行うことにより、訓練経験者を増やし、交替要員を含めたチーム全体の対処能力の向上を図る。</li> </ul>

## 【実施状況】

- (a) 運転訓練施設における運転員の訓練実績（平成26年4月～令和2年3月）
- ・ 自社シミュレータ施設における直員連携訓練：68回（累計の参加人数566名）
  - ・ 社外シミュレータ施設における運転員の訓練：55回（累計の参加人数69名）
- （上記2つの訓練は、いずれも電源機能等喪失，重大事故等の発生を想定し，シミュレータを用いて対処操作を検討・評価する。）



シミュレータを用いた運転操作訓練の状況  
（写真は自社施設での実施状況，電源喪失時を想定）

- (b) 発電所における訓練実績（平成26年4月～令和2年3月の累計）
- ・ 総合訓練：7回（緊急時対策本部を設置し対応，現場での実模擬操作と連動）
  - ・ 要素訓練：331回（高圧発電機車の操作及びケーブル敷設，大量送水車の移動及びホース展張，タンクローリの移動及びホース展張 他）



総合防災訓練の状況



高圧発電機車を用いた電源供給訓練の状況  
（写真は全交流電源喪失時を想定した電源ケーブル接続作業）



大量送水車による訓練状況  
(写真はホース展張とホース接続作業)

c. 運転操作を補助する資機材の充実

第4表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策

	課題	対策
1	<p>・電源喪失によって、中央制御室での計装系の監視及び制御である中央制御室の機能、発電所内の照明、ホットライン以外の通信手段を失った。</p> <p>このため、有効なツールや手順書がない中で、現場の運転員たちによる臨機の判断、対応に依拠せざるを得ず、手探りの状態での事故対応となった。</p>	<p>・電源喪失により、中央制御室の既存の計装設備への交流電源が停止した場合にも、速やかに直流電源を供給し、監視を継続及び制御が可能な構成とする。また、重大事故等対応に必要な新規に設置する計装設備は直流電源による給電とする。</p> <p>・中央制御室及び緊急時対策所から操作及び作業の連絡を行うため、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備を整備する。</p> <p>・電源喪失時の準備として、避難用の照明とは別に作業用照明を設置し、中央制御室及び機器へのアクセスルート等は非常用電源により照明が使用できるようにするとともに、懐中電灯等の可搬型照明等により、既存の照明設備のない状況での操作及びパトロールを可能とする。</p> <p>・発電所内の連絡手段を確保するため、電源機能喪失時の対应用資機材として、無線通信設備、有線式通信設備及び衛星電話設備等を配備する。</p>



### 3. その他の取組み

2. 項で述べた東京電力福島第一原子力発電所事故における事故対応の運用面の問題点及び対策のほかに、当社として取り組むべき事項を以下のとおり整理し、対応している。

#### (1) 手順書の整備

##### a. 手順書の整備によるヒューマンエラー防止対策の取組み

従来から、当社は手順書を整備し、運転操作ミス（誤操作）の防止に取り組んでいる。重大事故等発生時における対処に係る運転操作に当たって、運転操作ミスの防止に係る重要性がさらに高まることから、今後は、重大事故等対処設備の運転操作に関わる事項の整備に当たっては、第5表に記載した事項について考慮する。

第5表 ヒューマンエラー防止対策の取組み

1	・設計基準事故を超える事故に対し、的確かつ柔軟に対処できるよう、必要な手順書類を整備する。
2	・適切な判断を行うために必要となる情報の種類、入手方法及び判断基準を整備する。

##### b. その他

上記 a. のほかに、重大事故等時における手順書について、第6表の観点も追加して整備する。

第6表 その他考慮する事項（手順書の整備）

1	・炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等（ほう酸水注入、海水注入、格納容器ベント）の判断基準をあらかじめ明確化し、当直副長の判断により迅速な操作ができるようにする。
2	・重大事故等時に運転操作する設備、監視する計器及び通信連絡設備等については、その他の設備等と識別化しておく。

#### (2) 運用面での改善

従来から、当社では重大事故等の発生時に迅速・的確な事故対応ができるように、原子力防災訓練等の事故対応の教育・訓練を実施している。また、発電所員の事故対応意識の向上のため、安全文化醸成活動を継続的に実施している。このような、運用面での取組みについて、第7表に関する事項について改善を行う。

第7表 その他考慮する事項（運用面での改善）

1	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 本部長の指揮下に各統括を配置し、各統括の指揮下には各班を設け、従来の本部長に集中する情報を各統括を介しての情報連絡に見直すことにより、整理された情報伝達を可能とし、対応戦略の意思決定等を円滑に行う。</li> </ul>
2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 各種の情報が本社とも共有可能な情報共有ツール（時系列管理システム、COP（Common Operational Picture））を整備し、電話や紙による情報共有に加え、より円滑に情報を関係者で共有できるようにする。</li> </ul>
3	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 社外対応を行う者に対して、モバイルパソコンやタブレット等のツールを活用した情報提供を行う。</li> </ul>
4	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 夜間・休日昼間においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内に緊急時対策要員を常時確保する。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間・休日昼間を含めて必要な要員を招集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。</li> </ul>
5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電所と中国電力ネットワーク株式会社で系統事故時対応訓練を実施して協力関係を強化する。また、外部電源復旧訓練を中国電力ネットワーク株式会社と合同で実施する等、連携も強化する。</li> </ul>
6	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 地震の揺れに対する防護のため、中央制御室の制御盤に地震時対応用手摺りの取付け及び中央制御室内の什器の固定など、地震を念頭に置いた対策を実施する。</li> </ul>
7	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事故時に要求される特殊技量（重機の操作等）を有した要員を確保するために、大型自動車・けん引及び重機等の免許等について社員の資格取得を継続して計画する。また、資格所有者の管理を実施する。</li> </ul>
8	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転訓練シミュレータとは別に、シビアアクシデント時の知識、理解力向上のためプラント挙動等を可視化する研修ツール（卓上PCシステム）を構築しており、プラント挙動を可視化するツールの特徴を活かした事故時の挙動の解説や事故の影響緩和策等の対応策の検討等、教育へ活用する。</li> </ul>

東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等対処設備の  
運用面の課題抽出について

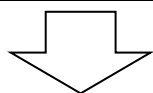
1. 抽出要領

本資料における東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等対処設備の運用面の課題の抽出の概要を以下に示す。

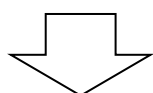
指摘及び提言事項は、調査対象となる報告書の記載を確認して抽出した。抽出された指摘及び提言事項は、重複するものを整理した後に、各部門にて各々の指摘及び提言事項の対応方針を確認し、対応方針が未確立の事項について、本検討の中で改めて対応方針を検討し確立した。この抽出された指摘及び提言事項とその対応方針は、原子力部門戦略会議に報告し、その進捗状況を管理している。

## 調査対象

	報告書名称	機関
1	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故調査委員会報告書（2012年6月）	国会事故調
2	東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告書（2012年7月）	政府事故調
3	福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（2012年2月）	民間事故調
4	福島原子力事故調査委員会 最終報告（2012年6月）	東京電力
5	福島第一原子力発電所における原子力事故から得た教訓（2012年8月）	I N P O （原子力発電運転協会）

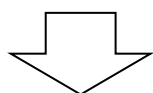


島根原子力発電所2号炉に係る指摘及び提言事項



約440項目

抽出した指摘及び提言事項について、内容が類似の事項を統合

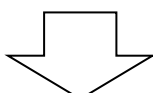


約60項目

統合した指摘及び提言事項のうち、対応が明確である事項を抽出  
ただし、以下に示すような他の説明資料で記載される事項は対象外とした。

（他の説明資料で記載されるため対象外とした内容）

- ・ 設備及び資機材の整備に係る事項
- ・ 設備及び資機材の整備に伴って対応する事項  
（手順書を整備すること、整備した手順書を用いた訓練を行うこと等）
- ・ 発電所の緊急時対策本部及び本社の緊急時対策総本部の体制や要員の活用等に係る事項
- ・ その他（他の説明資料で記載される内容）



本資料中の下記の表に集約

- ・ 第2表 手順書の整備に関する課題と対策
- ・ 第3表 訓練の充実に関する課題と対策
- ・ 第4表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策

## 島根原子力発電所 2 号炉

緊急時対策要員の作業時における  
装備について

< 目 次 >

1. 初動対応時における放射線防護具類の選定 .....	1.0.13-1
2. 初動対応時における装備 .....	1.0.13-3
3. 放射線防護具類の着用等による個別操作時間への影響について ...	1.0.13-6
(1) 操作場所までの移動経路について .....	1.0.13-6
(2) 操作場所での状況設定について .....	1.0.13-6
(3) 作業環境による個別操作時間への影響評価 .....	1.0.13-6

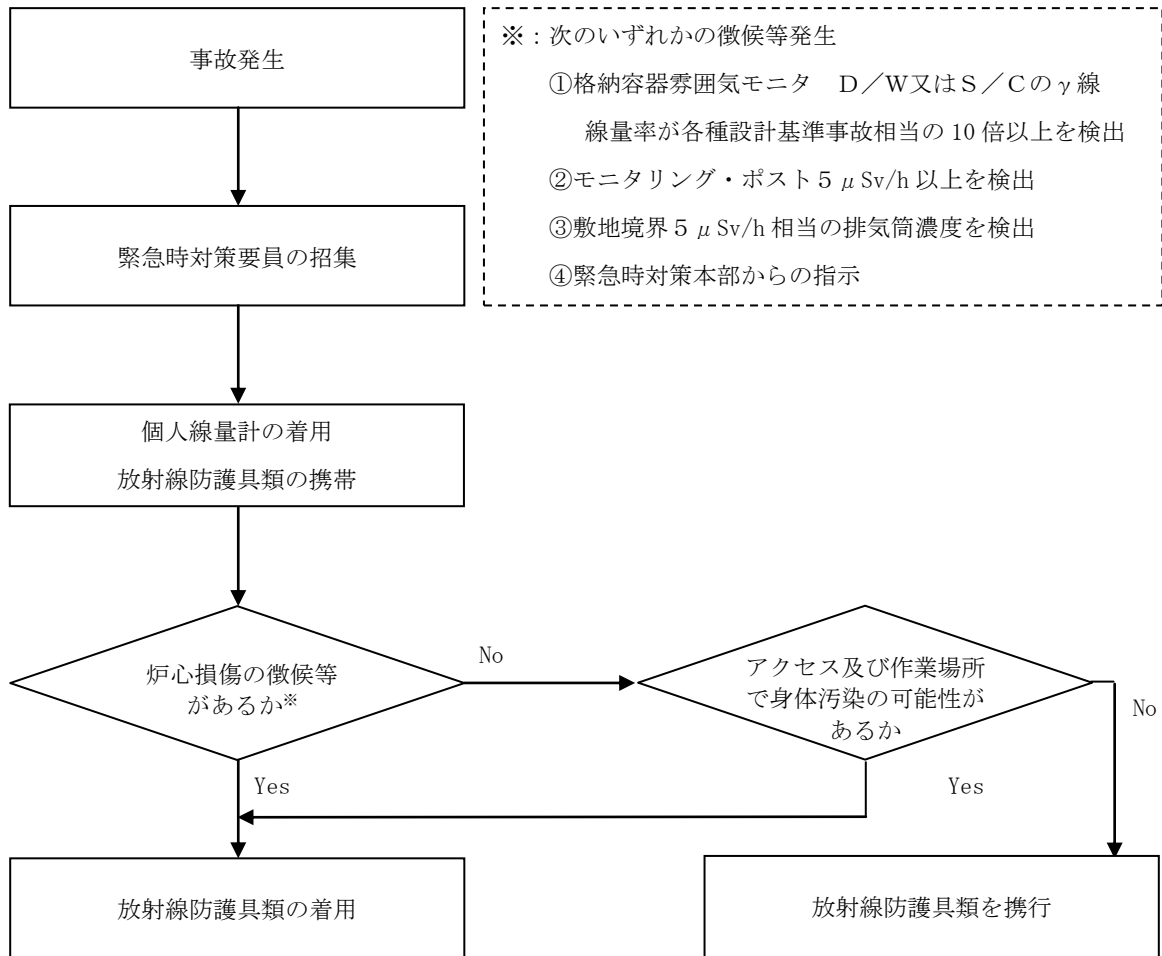
重大事故等発生時における現場作業では、作業環境が悪化していることが予想され、緊急時対策要員は、作業環境に応じ第 1 表のとおり、必要な装備を着用する。また、緊急時対策所等との連絡手段の確保のため、通信連絡設備等の重大事故等対処設備を携行し使用する。

特に初動対応においては、作業環境の調査を待たずに作業を実施するため、適切な装備の選定が必要となる。

初動対応時における緊急時対策要員の放射線防護具類については、以下のとおり整備する。また、初動対応時における適切な放射線防護具類の選定については、指示者が判断し、着用を指示する。

#### 1. 初動対応時における放射線防護具類の選定

重大事故等時は事故対応に緊急性を要すること、通常運転時とは異なる区域の汚染が懸念されることから、通常の放射線防護具類の着用基準ではなく、作業環境及び緊急性等に応じて合理的かつ効果的な放射線防護具類を使用することで、緊急時対策要員の被ばく線量を低減する。(第 1 図参照)



- ・湿潤状況下（管理区域内で内部溢水が起こっている場所）で作業を行う場合には、被水防護服及び作業用長靴を追加で着用するとともに、高湿度環境下で作業を行う場合は、全面マスクの代わりに酸素呼吸器等を着用する。
- ・主な装備の着用時間は以下の通り。（訓練で確認済み）
  - 【全面マスク，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服】を着用：約6分
  - 【全面マスク，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服，被水防護服，作業用長靴】を装着：約10分
  - 【酸素呼吸器，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服，被水防護服，作業用長靴】を装着：約10分
- ・作業後は、放射線管理班長の指示に従って、脱衣，汚染検査及び必要に応じて除染を実施する。

第1図 放射線防護具類の選定方法



## 2. 初動対応時における装備

- 指示者は、プラント状態、作業環境及び作業内容を考慮して、必要な放射線防護具を判断し、緊急時対策要員のうち現場作業を行う要員に着用を指示する。放射線防護具は、常時、中央制御室及び緊急時対策所に保管しているものを使用する。
- 緊急時対策要員は、招集後、ガラスバッジを着用する。
- 緊急時対策要員のうち現場作業を行う要員については、初動対応時から個人線量計（ガラスバッジ及び電子式線量計）を着用することにより、緊急時対策要員の外部被ばく線量を適切に管理する。なお、作業現場に向かう際には、放射線防護具類を携帯する。
- 「炉心損傷の徴候等がある場合」、又は「現場作業場所及びアクセスルートを通行する際に身体汚染の恐れがある場合」は、指示者が適切な放射線防護具類を判断し、緊急時対策要員に着用を指示する。指示を受けた緊急時対策要員は、指示された放射線防護具類を着用する。
- 身体汚染が発生した場合には、作業後に更衣及び除染を実施する。
- 高線量対応防護服（タングステンベスト）は、重量があることから、移動を伴う作業においては作業時間の増加に伴い被ばく線量が増加するため、原則着用しない。
- 湿潤状況下（管理区域内で内部溢水が起こっている場所）で作業を行う場合には、被水防護服及び作業用長靴を追加で着用するとともに、高湿度環境下では全面マスクに装着するチャコールフィルタの劣化が早くなる恐れがあるため、酸素呼吸器等を着用する。（第1表、第2図参照）

第1表 緊急時対策要員の初動対応時における装備

名称		着用基準	
		炉心損傷の徴候等あり	炉心損傷の徴候等なし
個人線量計	ガラスバッジ	現場作業を行っていない間も含めて必ず着用	同左
	電子式線量計	必ず着用	同左
綿手袋, ゴム手袋		必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
汚染防護服		必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
被水防護服, 作業用長靴		湿潤作業を行う場合に着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合に着用
高線量対応防護服 (タングステンベスト)		移動を伴わない高線量下での作業を行う場合に着用	同左
全面マスク等 (全面マスク又は電動ファン付き全面マスク)		必ず着用	管理区域内で内部被ばくのおそれがある場合に着用
セルフエアーセット		酸欠等のおそれがある場合に着用	同左
酸素呼吸器		高湿度環境化での作業, 酸欠等のおそれがある場合に着用	同左



ガラスバッジ



電子式線量計



汚染防護服



被水防護服



作業用長靴



高線量対応防護服  
(タングステンベスト)



全面マスク



セルフエアーセット



酸素呼吸器

## 第2図 放射線防護具類

### 3. 放射線防護具類の着用等による個別操作時間への影響について

緊急時対策要員の個別操作時間については、訓練実績等に基づく現場への移動時間と現場での操作時間により算出している。

移動時間については、重大事故等を考慮して設定されたアクセスルートによる現場への移動時間を測定しており、操作時間については、重大事故等を考慮した操作場所の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を仮定し、放射線防護具類の着用時間を考慮の上、操作時間を算出している。

ここでは、放射線防護具類着用等の作業環境による個別操作時間への影響について評価する。

#### (1) 操作場所までの移動経路について

- a. アクセスルートとして設定したルートを移動経路とする。
- b. 全交流動力電源喪失等により、建物照明等が使用できず、建物内が暗い状況を考慮する。
- c. 炉心損傷の徴候等がある場合には、放射線防護具類を着用して現場へ移動することを考慮する。

#### (2) 操作場所の状況設定について

- a. 地震等を想定しても操作スペースは確保可能とする。
- b. 作業場所は照明のない暗い状況での作業を考慮する。
- c. 炉心損傷の徴候等がある場合には、放射線防護具類を着用して作業することを考慮する。

#### (3) 作業環境による個別操作時間への影響評価

操作時間に影響を与える作業環境を考慮し、「放射線防護具類を着用した状態での作業」、「暗闇での作業」、「通信環境」について評価した結果、作業環境による個別操作時間への有意な影響がないことを確認した。

##### a. 放射線防護具類を着用した状態での作業評価

炉心損傷の徴候等がある場合には、放射線防護具類を着用して現場操作を実施することから、放射線防護具類を着用した状態での作業について評価を実施した。

##### (a) 評価条件

初動作業時における放射線防護具類は、「2. 初動対応時における装備」に基づき、放射線防護具類（全面マスク、汚染防護服等）を着用した上で、通常時との作業性を比較する。

##### (b) 評価結果

放射線防護具類を着用しない状態での作業と比較すると、全面マスク（伝声器付）の着用により視界が若干狭くなることが確認されたが、放射

線防護具類を着用した状態であっても、操作者の動作が制限されるものではない。また、作業安全のための安全帯や皮手袋などの防護具類を着用した状態であっても、操作者の接続等の作業に影響を与えるものではない。これらの防護具類の着用に伴い、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。(第3図, 第4図参照)



第3図 放射線防護具類を着用した状態での大量送水車設置作業



第4図 放射線防護具類を着用した状態での  
高圧発電機車のケーブル敷設作業

#### b. 暗闇での作業評価

全交流動力電源喪失等により、建物照明等が使用できない状況を想定し、暗闇での作業性について評価を実施した。なお、中央制御室等にヘッドライト、懐中電灯、LEDライト等が配備されている。(第2表, 第5図参照)

##### (a) 評価条件

暗闇作業の成立性を確認するため、可搬型照明（ヘッドライト）を使用して操作を実施する。(第6図参照)

##### (b) 評価結果

ヘッドライト等の可搬型照明を使用することにより、操作を行うために必要な明るさは十分確保されるため、個別操作時間に有意な影響がないことを確認した。

なお、より容易に操作が可能となるよう、建物内の作業エリア、アクセスルートには、電源内蔵型照明が設置されている。(第7図参照)

第2表 可搬型照明

名称	電源種別	数量※	保管場所※
ヘッドライト	乾電池	11個 (運転員分9個+予備2個)	1, 2号炉中央制御室
		38個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち免震重要棟で宿泊する要員分34個+予備4個)	免震重要棟
		3個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち第1チェックポイントで当直する要員分2個+予備1個)	第1チェックポイント
懐中電灯	乾電池	11個 (運転員分9個+予備2個)	1, 2号炉中央制御室
		11個 (運転員分9個+予備2個)	第2チェックポイント
		43個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応を行う要員分38個+予備5個)	緊急時対策所 (対策本部)
		38個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち免震重要棟で宿泊する要員分34個+予備4個)	免震重要棟
		3個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち第1チェックポイントで当直する要員分2個+予備1個)	第1チェックポイント
LEDライト(ランタンタイプ)	乾電池	12個 (中央制御室対応として中央制御室執務机6個+中央制御室待避室2個+予備4個)	1, 2号炉中央制御室
		9個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応を行う要員分7個+予備2個)	緊急時対策所 (対策本部)
LEDライト(三脚タイプ)	蓄電池	3個 (中央制御室2個+予備1個)	1, 2号炉中央制御室
LEDライト(フロアタイプ)	蓄電池	4個 (非常用ガス処理系配管の補修用2個+予備2個)	第2チェックポイント

※ 数量、保管場所については、今後の検討により変更となる可能性がある。



ヘッドライト



懐中電灯



LEDライト  
(ランタンタイプ)



LEDライト  
(三脚タイプ)



LEDライト  
(フロアタイプ)

第5図 可搬型照明



通常状態



可搬型照明を使用した  
状態での作業



暗所環境下での作業状況  
の例

第6図 可搬型照明を使用した状態での作業状況



第7図 電源内蔵型照明

c. 通信環境の評価

(a) 評価条件

中央制御室，緊急時対策所及び現場間での通信手段として，所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，有線式通信設備，無線通信設備及び衛星電話設備等の通信連絡設備を整備している。（第8図参照）

(b) 評価結果

重大事故等が発生した場合であっても，整備している通信連絡設備により，通常時と同等の通信環境が保持可能であり，個別操作時間に有意な影響はないと評価した。

また，炉心損傷の徴候等がある場合には，全面マスクを着用し，作業状況報告のための通話を実施するが，伝声器付の全面マスクを使用しているため，容易に会話することは可能であり，個別操作時間に有意な影響がないことを確認している。





所内通信連絡設備  
(ハンドセットステーション)



電力保安通信用電話設備  
(PHS 端末)



有線式通信設備  
(有線式通信機)



無線通信設備  
(携帯型)



衛星電話設備  
(携帯型)

第8図 通信連絡設備

## 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 (9 / 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・連注機能喪失	(注) 全電源喪失+D失効+HPLS失効	(注) 全電源喪失+D失効+高圧知却失効	(注) 全電源喪失+D失効+直連電源喪失	(注) 全電源喪失+D失効+RV再閉失効+HPCS失効	取水機能喪失した場合	炉心融解防止機能喪失した場合	原子炉停止機能喪失	LOCA冷却機能喪失	インターロックシステム(A)	残留熱除去系使用した場合	炉内圧力・温度による静的負荷(過熱除去系使用した場合)	格納容器内気圧急激上昇	燃料-格納容器相互作用	水蒸気凝縮	溶解炉心・コンクリート相互作用	想定事故2	想定事故1	崩壊除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の暴投		
技術的能力対応手段と有効性評価比較表 ●：有効性評価で検証し考慮している ○：有効性評価で検証し考慮していない	中央制御室換気系統の運転手順等																									
	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アラートバスター監視表層によるアラートバスター等の監視手順																									
	その他の放射線防護措置等に関する手順等																									
	チェンレンジエリアの監視及び運用手順																									
	非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順																									
	原子炉建屋アローウエアトバルブ部の閉止手順																									

























## 島根原子力発電所 2 号炉

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



## <目 次>

はじめに.....	1.0.15-1
1. 考慮すべき事項.....	1.0.15-1
2. 原子炉格納容器の冷却手段.....	1.0.15-2
(1) 原子炉格納容器除熱手段について.....	1.0.15-2
(2) 残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を 想定した対策について.....	1.0.15-4
3. 作業環境の線量低減対策の対応例について.....	1.0.15-7
(1) 残留熱代替除去系を運転した場合の線量低減の対応について..	1.0.15-7
(2) 汚染水発生時の対応について.....	1.0.15-9
4. 残留熱除去系の復旧方法について.....	1.0.15-9
(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について.....	1.0.15-9
(2) 残留熱除去系の復旧手順について.....	1.0.15-10
5. 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の 長期安定冷却手段について....	1.0.15-19
5.1 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器 除熱について.....	1.0.15-19
(1) 可搬型格納容器除熱系統の概要について.....	1.0.15-19
(2) 作業に伴う被ばく線量について.....	1.0.15-20
(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応.....	1.0.15-22
5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による 原子炉除熱について.....	1.0.15-22
(1) 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による 原子炉除熱の概要について.....	1.0.15-22
6. 外部からの支援について.....	1.0.15-24

はじめに

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

島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画 第12編 原子力災害対策編」（中央防災会議）に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。

島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画にて定める復旧計画に関する事項は以下のとおり。

- ・原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握
- ・原子炉施設の除染の実施
- ・原子炉施設損傷部の修理、改造の実施
- ・放射性物質の追加放出の防止
- ・各復旧対策の実施体制及び復旧に関する工程

緊急時対策本部は、招集した要員により、復旧計画に基づき災害発生後の長期対応を行う。また緊急時対策総本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

## 1. 考慮すべき事項

- (1) 原子炉格納容器の過圧・過温破損事象等においては、残留熱代替除去系及び格納容器ベントにより長期的な原子炉格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。
- (2) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱においては、原子炉格納容器の圧力を、最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能である。原子炉格納容器の温度については、サプレッション・プール水の温度が長期にわたり最高使用温度に近い状態で継続するが、150℃を下回っている。ドライウエル主フランジや機器搬入口に使用されている改良EPDM製シール材については、200℃の環境下において7日間継続した場合のシール機能に影響がないことを確認しており、また、7日間以降についても150℃の環境下が継続した場合に改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は認められていないことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を長期的に維持することが可能である。

また、残留熱代替除去系は重大事故が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故に対処するために必要な機能を有効に発揮できる設計とし、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討を行うこととする。

- (3) 炉心損傷後に残留熱代替除去系の運転を実施することによる負の影響として、建物内の環境線量が上昇し、故障した機器の復旧等の作業が困難になることが考えられる。
- (4) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障した残留熱除去系の復旧等の対策についても検討を行う。
- (5) 原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つためには、残留熱代替除去系及び残留熱除去系による原子炉格納容器除熱が有効な手段であるが、これらの手段は残留熱除去系熱交換器を使用する手段であるため、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討を行う。
- (6) 重大事故等時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。

以上より、(1)、(2)を踏まえ、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に、重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。

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

(6)の発電所外からの支援体制について「6. 外部からの支援について」に示す。

## 2. 原子炉格納容器の冷却手段

### (1) 原子炉格納容器除熱手段について

東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、島根原子力発電所2号炉では多様な原子炉格納容器除熱手段を整備することとし、その手段の有効性について有効性評価において確認している。

第1表に原子炉格納容器除熱手段を示す。また、第1図～第4図に原子炉格納容器除熱手段の概要図を示す。

第1表に示すとおり、島根原子力発電所2号炉では多くの原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段を整備するとともに、原子炉格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントによる除熱手段も整備しており、多様な除熱手段を有している。

また、原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段のうち、サプレッション・チェンバを水源とした除熱手段については、第2表に示すとおり、フロ

ントライン系とサポート系に対して、多様な手段を整備することにより、長期的な原子炉格納容器除熱の信頼性を向上させている。

第1表 島根原子力発電所2号炉における原子炉格納容器除熱手段

島根原子力発電所2号炉の除熱手段		
原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	残留熱代替除去系	○
	原子炉補機代替冷却系	○
	A-残留熱除去系	△
	B-残留熱除去系	○
	ドライウェル冷却系，原子炉浄化系※を用いた格納容器除熱	△
原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段	格納容器フィルタベント系	○
	耐圧強化ベント系	△

○：有効性評価で考慮する設備

△：有効性評価で考慮していない設備

※：原子炉再循環系吸配管及び原子炉浄化系ボトムドレン配管破断の原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時は使用不能

第2表 サプレッション・チェンバを水源とした除熱手段に係るフロントライン系／サポート系の関係

		サポート系			
		冷却系 I-原子炉補機	冷却系 II-原子炉補機	代替冷却系 A-原子炉補機	代替冷却系 B-原子炉補機
フロントライン系	A-残留熱除去系	○		○	
	B-残留熱除去系		○		○
	残留熱代替除去系			○	○

○：使用可能な組合せ

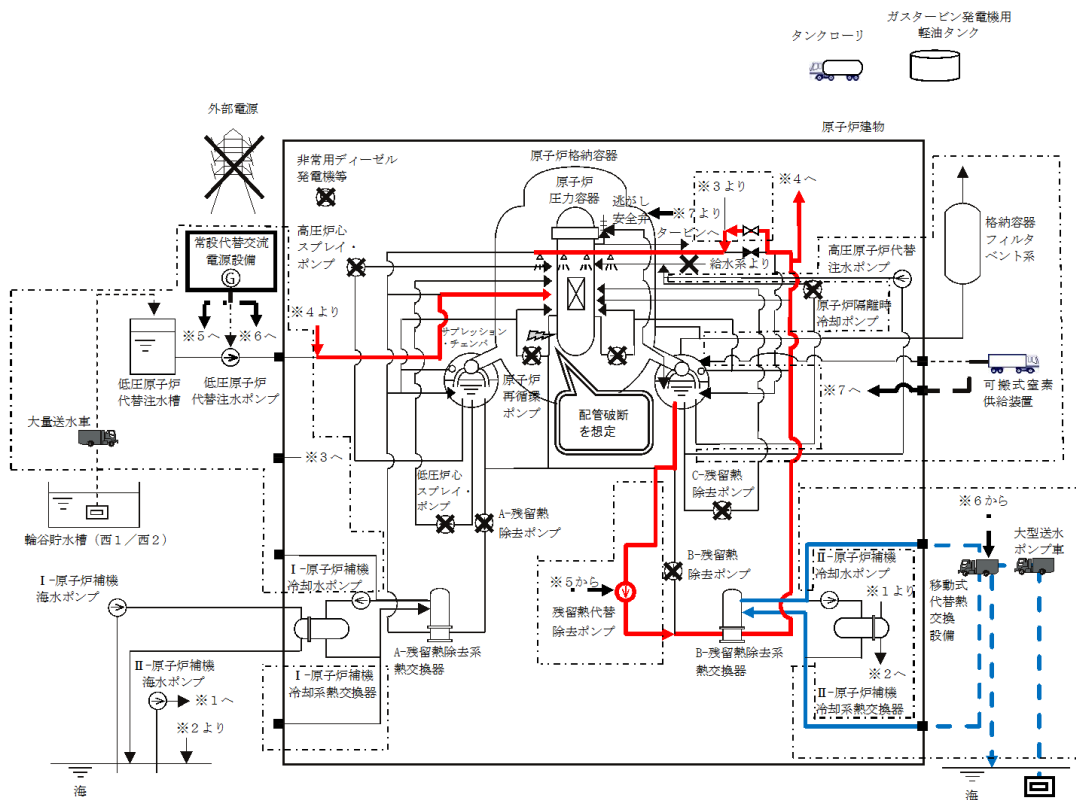
(2) 残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について

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

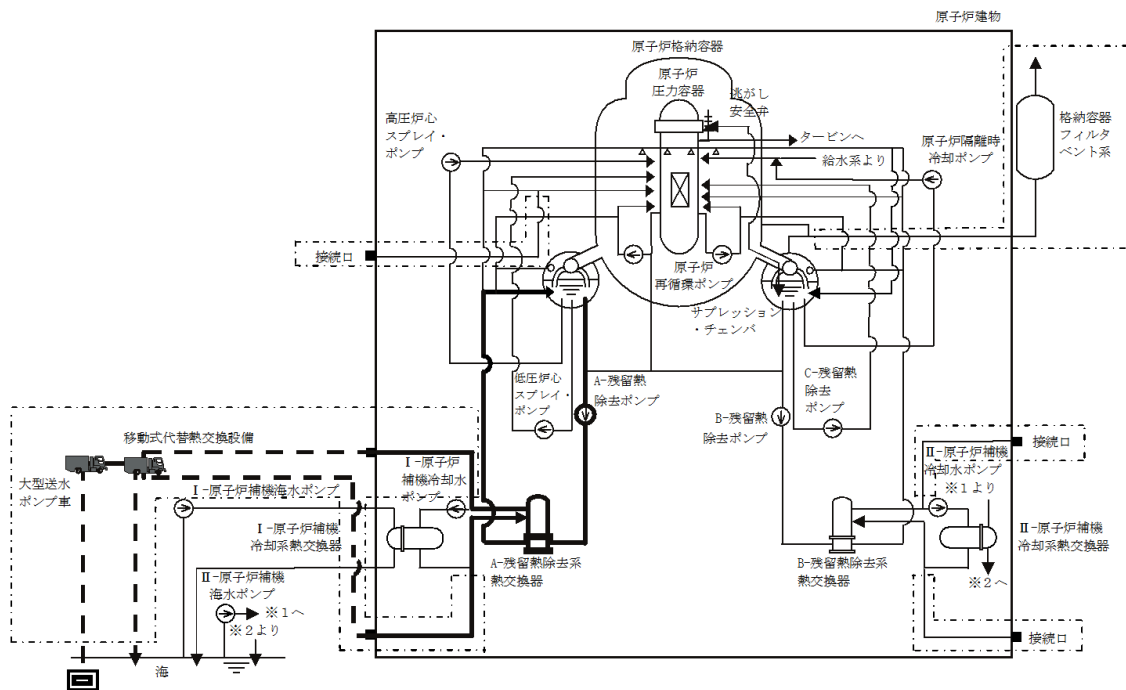
また、事故後のサブプレッション・プール水中には異物が流入する可能性があるが、サブプレッション・プール水の吸込部には、大型のストレーナが設置されており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。

なお、ストレーナは、サブプレッション・チェンバの底面から約 1.9m の高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸上げることはないと考えているが、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合を考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（大量送水車による淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成とする（第 5 図参照）。

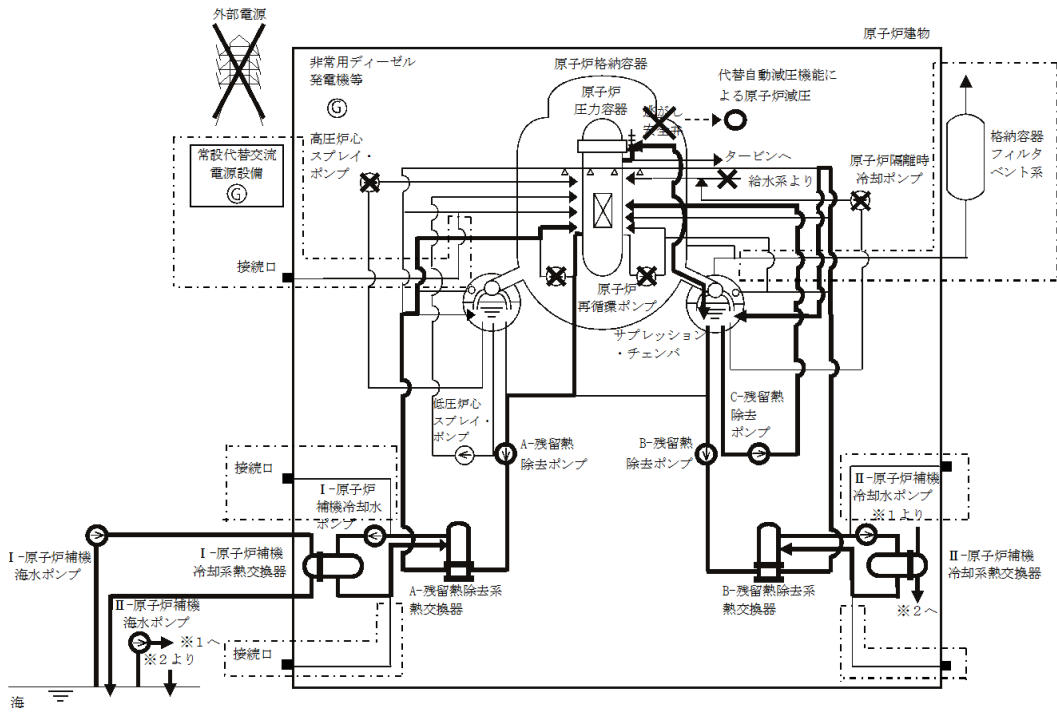
なお、炉心損傷に至る重大事故等発生時に残留熱代替除去系が使用できない場合の除熱手段は「5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」に示す。



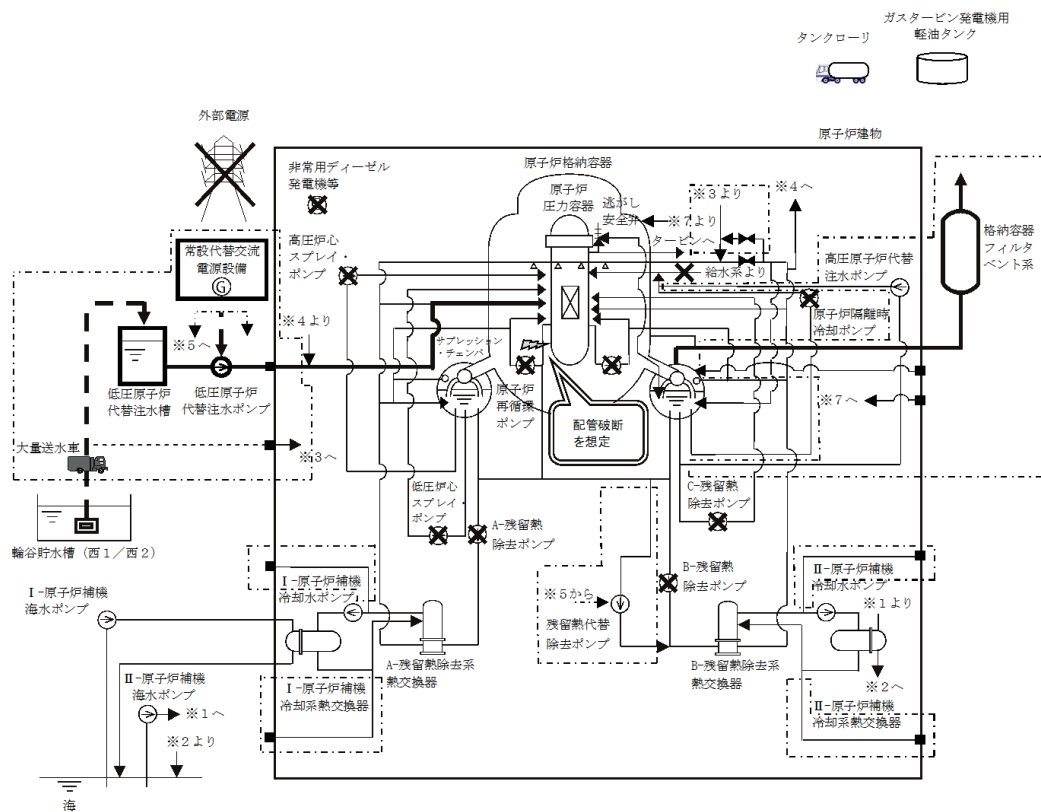
第1図 残留熱代替除去系 系統概要図



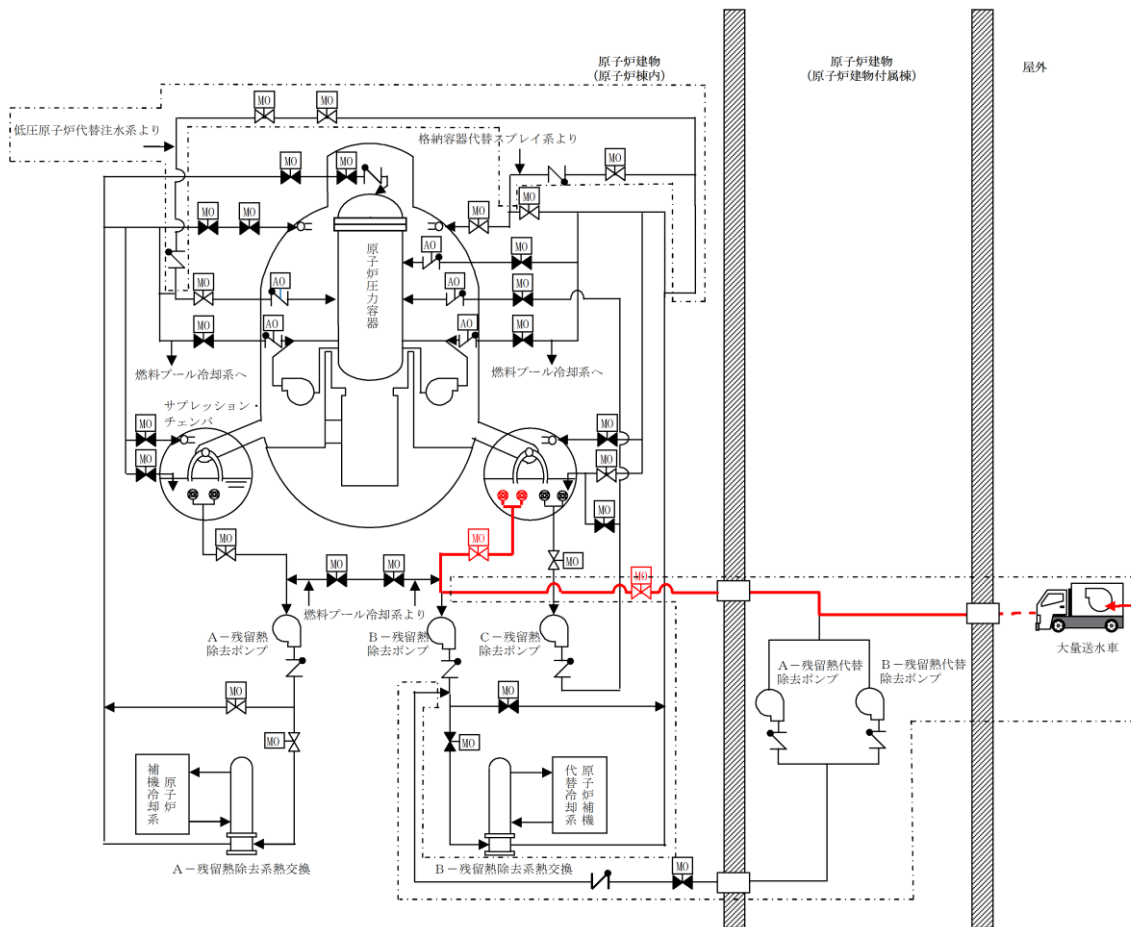
第2図 原子炉補機代替冷却系 系統概要図



第3図 残留熱除去系 系統概要図



第4図 格納容器フィルタベント系 系統概要図



第5図 残留熱除去系ストレナ逆洗操作時の系統構成

### 3. 作業環境の線量低減対策の対応例について

#### (1) 残留熱代替除去系を運転した場合の線量低減の対応について

残留熱代替除去系は、残留熱除去系が機能喪失した場合に使用する系統である。このため、残留熱代替除去系により長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障等が発生する場合も考慮し、残留熱除去系の復旧についても検討を行う。ここでは、残留熱代替除去系の運転によって放射線量が上昇した環境下での残留熱除去系復旧作業時の線量低減対策の概要を示す。

残留熱代替除去系は、サプレッション・チェンバからの吸込み、原子炉格納容器へのスプレイに、残留熱除去系のB系を使用し、原子炉圧力容器への注水はA系を使用する設計としている。このため、復旧する残留熱除去系は、残留熱代替除去系の運転に伴う線量影響を受けにくい残留熱除去系A系を復旧対象とする。

残留熱除去系のB系（一部はA系）については、第5図に示す系統を使用することで、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（大量送水車による淡水供給）することが可能である。このため、復旧作業の前に、必要に応じて、系統全体

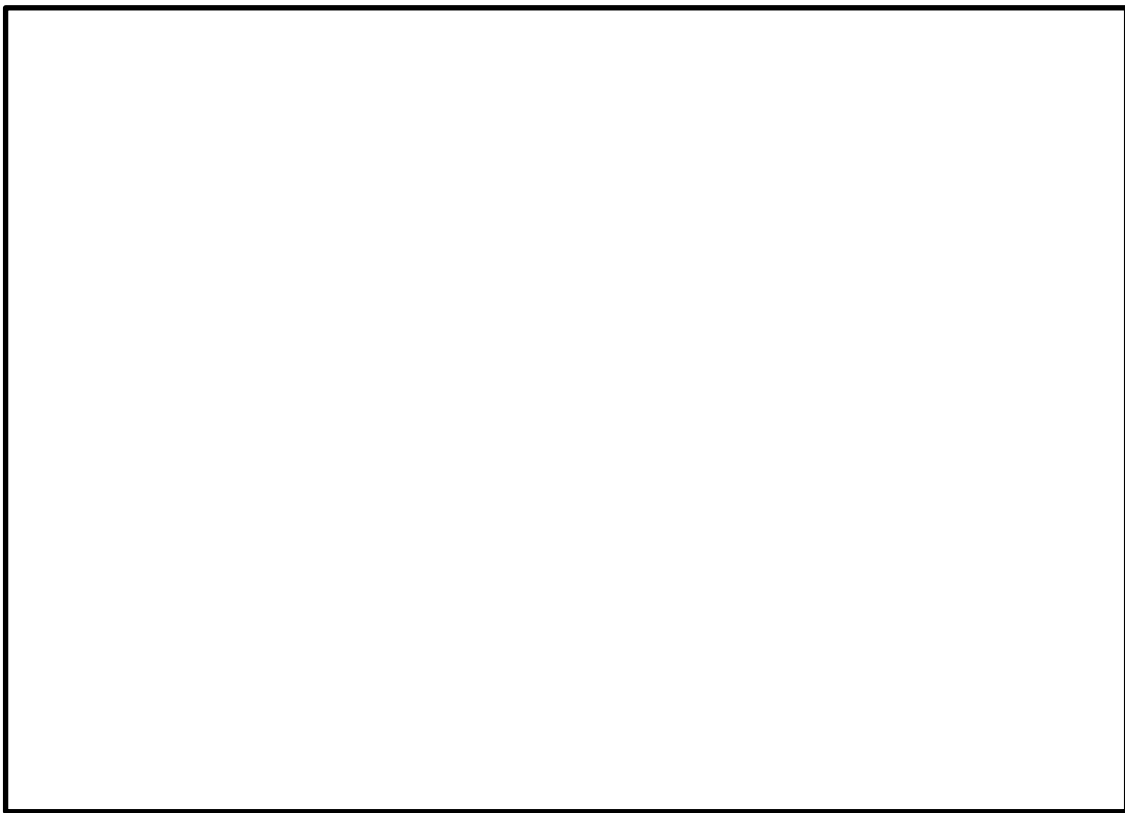


のフラッシングを行うことで、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサプレッション・プール水中に送水し、放射線量を低減させる。

A-残留熱除去ポンプ室での機器交換等の作業を想定した場合、原子炉建物地下2階のA-残留熱除去ポンプ室又は原子炉建物地下1階のA-残留熱除去ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。

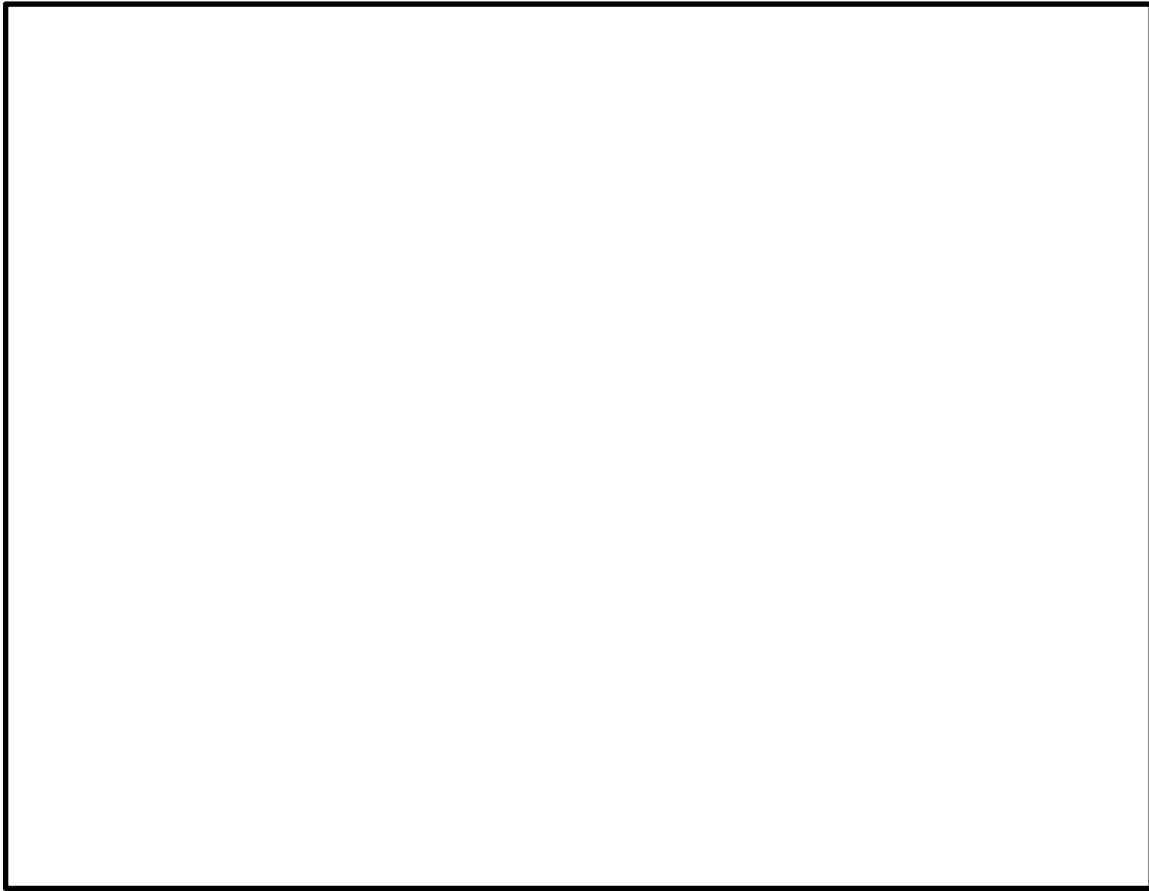
第6図に示すとおり、残留熱代替除去系の運転により高線量となる配管は、A-残留熱除去ポンプ室及び同上部ハッチ付近から離れており、ポンプ室及び同上部ハッチ付近にアクセス可能であると考ええる。

また、復旧作業時には必要に応じて遮へい体の使用、適切な放射線防護具を装備することにより、線量による影響の低減を図る。



第6図 機器配置図（原子炉建物地下2階）（1/2）

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6図 機器配置図（原子炉建物地下1階）（2/2）

(2) 汚染水発生時の対応について

重大事故等発生時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、国内での汚染水処理の知見を活用し、汚染水処理装置の設置等の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。

4. 残留熱除去系の復旧方法について

(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について

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

残留熱除去系の復旧に当たり、屋外に設置され自然災害の影響を受ける可能性がある原子炉補機海水ポンプについては、予備品を確保することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できることから、重大事故により同時に影響を受けない場所に電動機を予備品として確保している。（詳細は添付資料 1.0.3「予備品等の確保及び保管場所について」参照）

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。

また、残留熱を除去する機能を有する残留熱除去系は2系統（残留熱除去系3系統のうち1系統は注水機能のみ）あり、防波壁等の津波対策及び原子炉建物内の内部溢水対策により区分分離されていることから、福島第一原子力発電所事故のように複数の残留熱除去系が浸水により同時に機能喪失することはない。

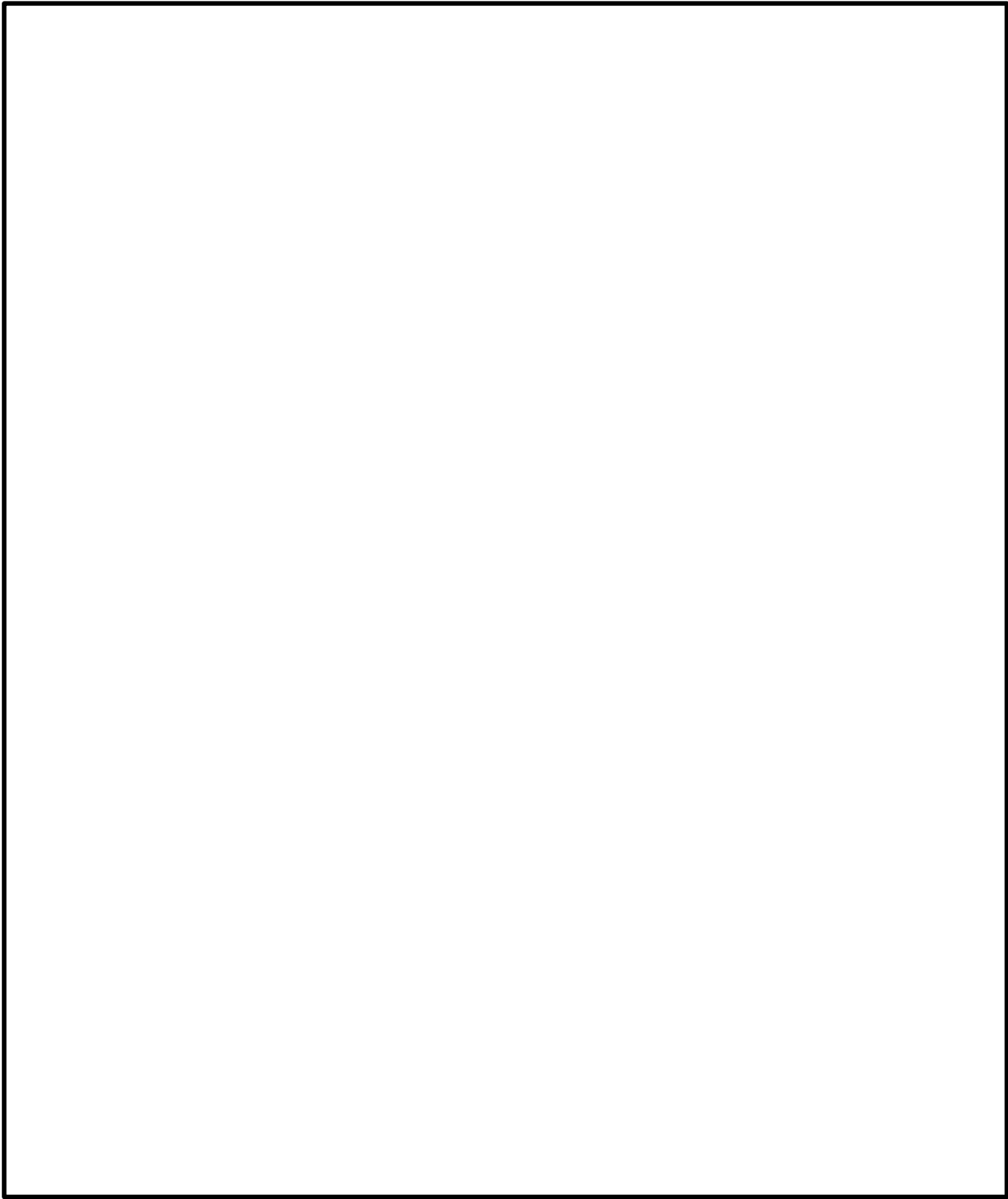
なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、残りの系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

## (2) 残留熱除去系の復旧手順について

炉心損傷又は原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、緊急時対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を「原子力災害対策手順書（復旧班）」にて整備している。

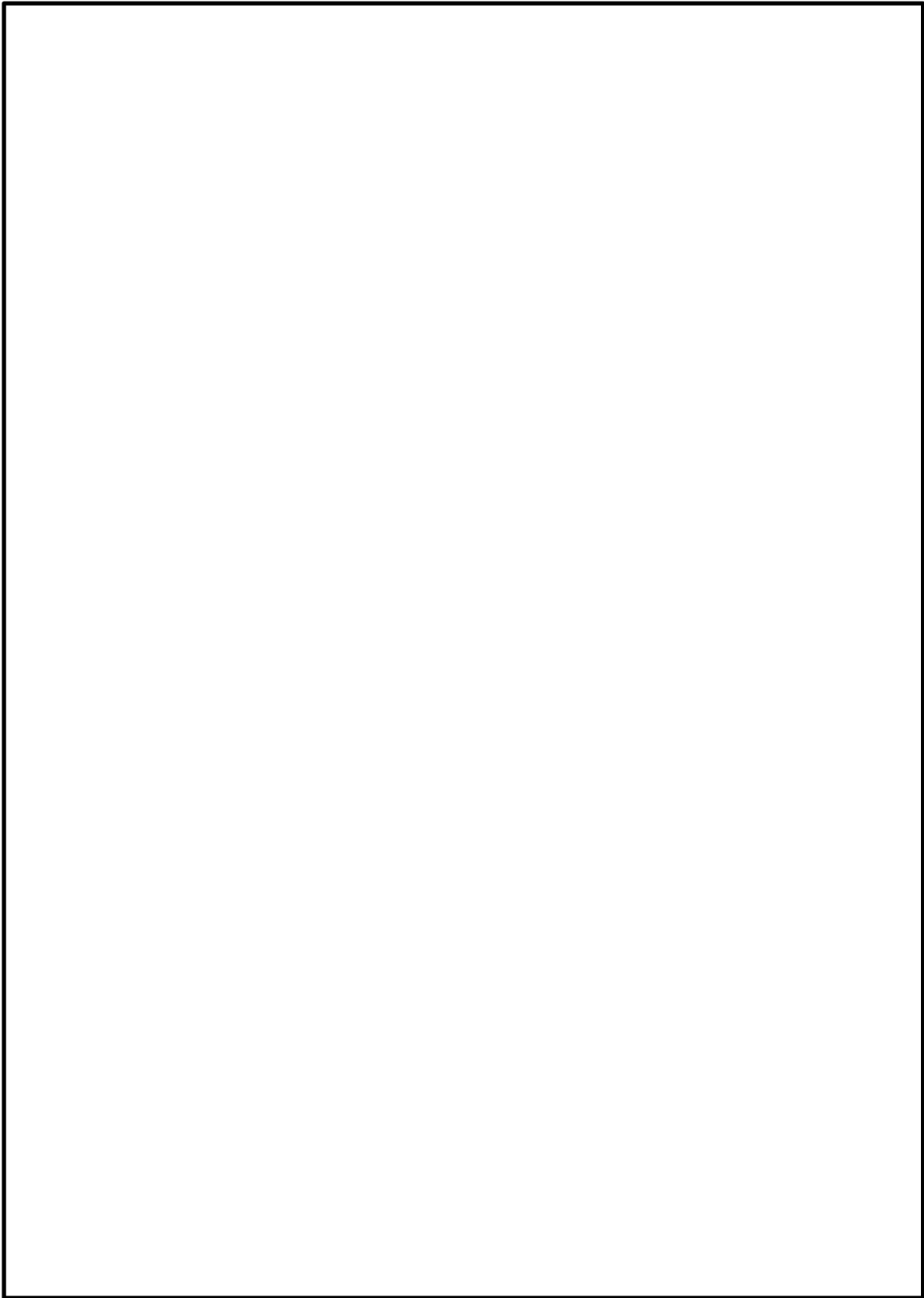
本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷又は原子炉格納容器破損に対する時間余裕に応じて、「恒久対策」、「応急対策」又は「代替対策」のいずれかを選択する。

具体的には、故障個所の特定と対策の選択を行い、故障個所に応じた復旧手順にて復旧を行う。第7図に、手順書の記載例を示す。



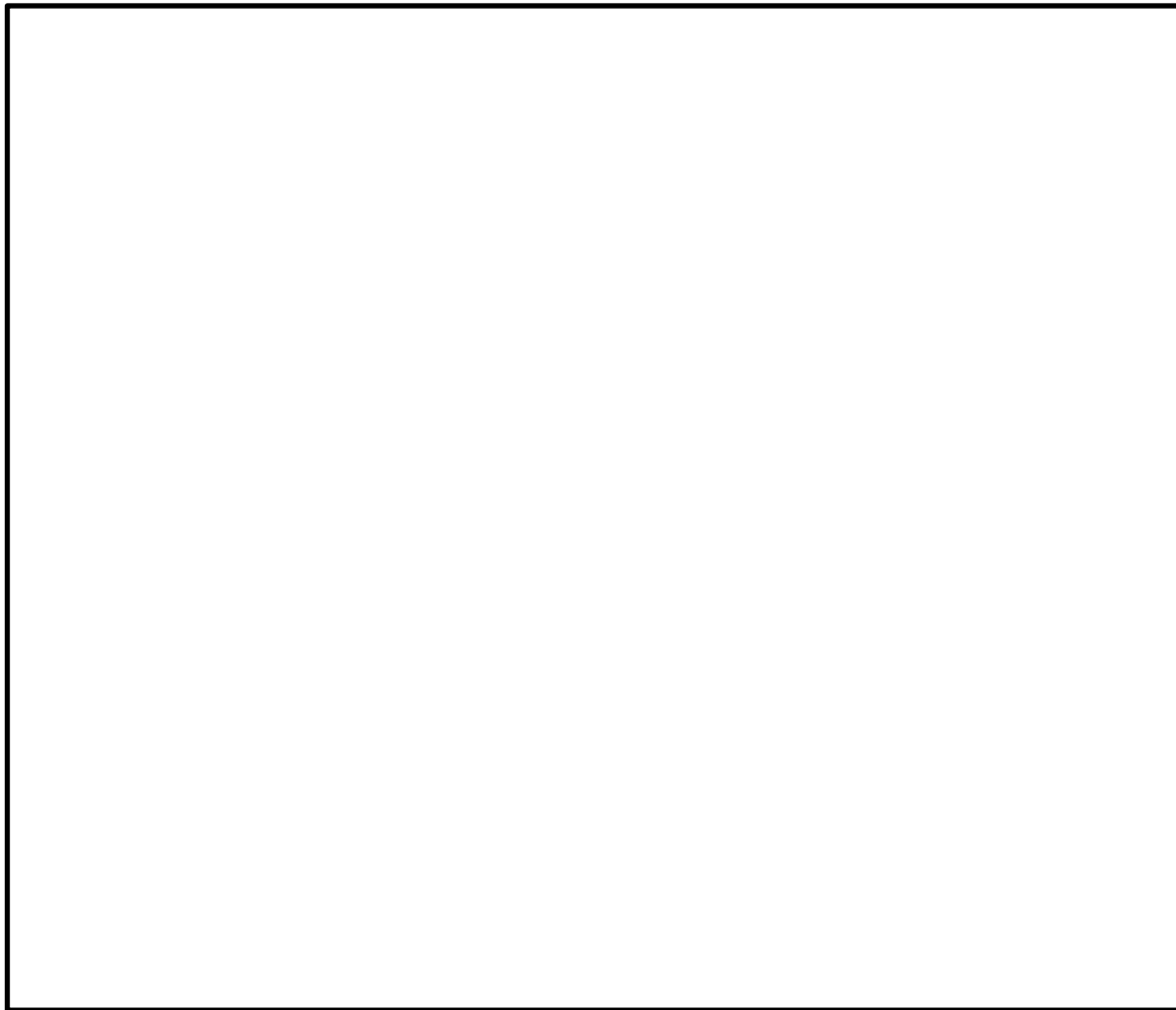
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(1/8)

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。



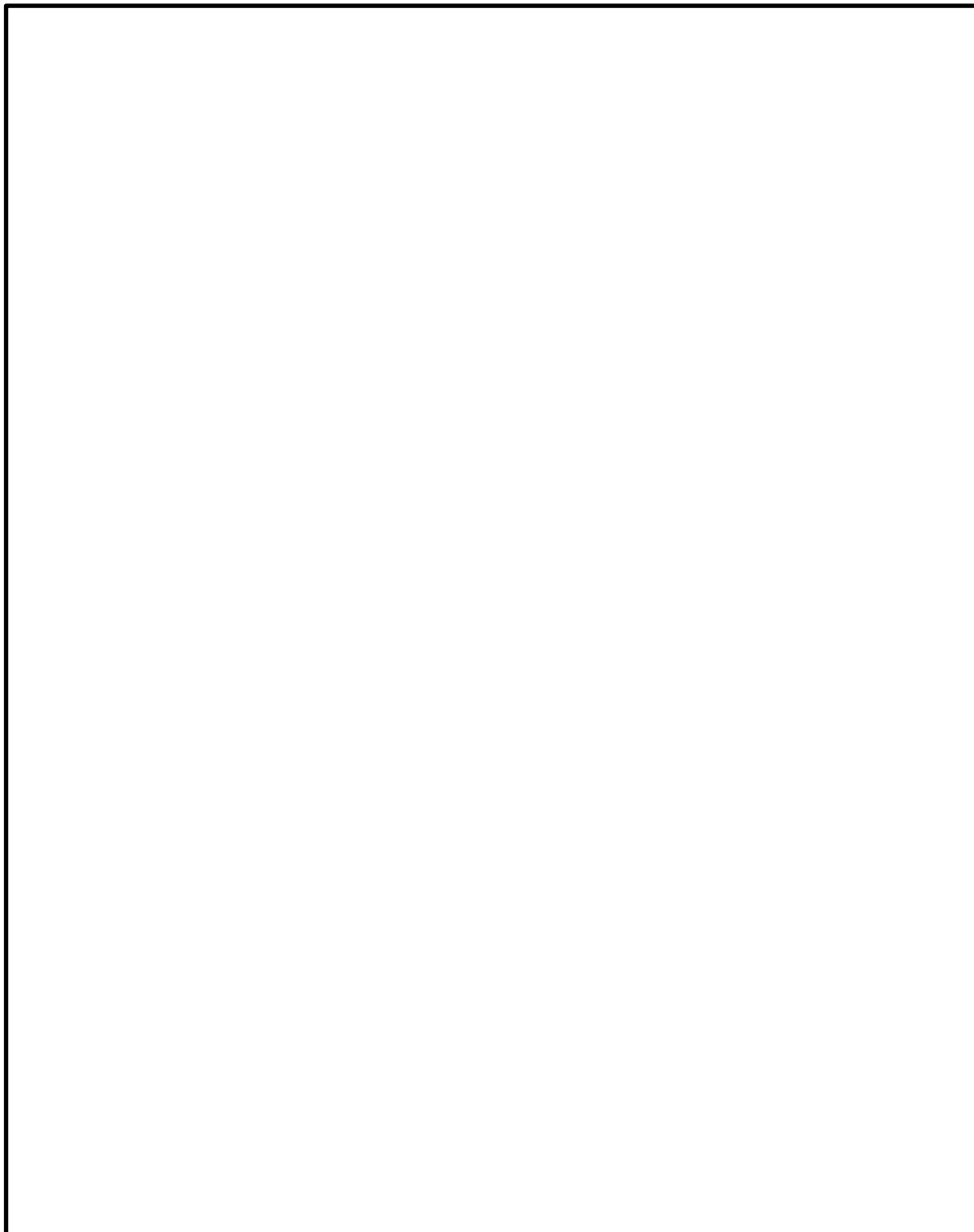
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(2/8)

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。



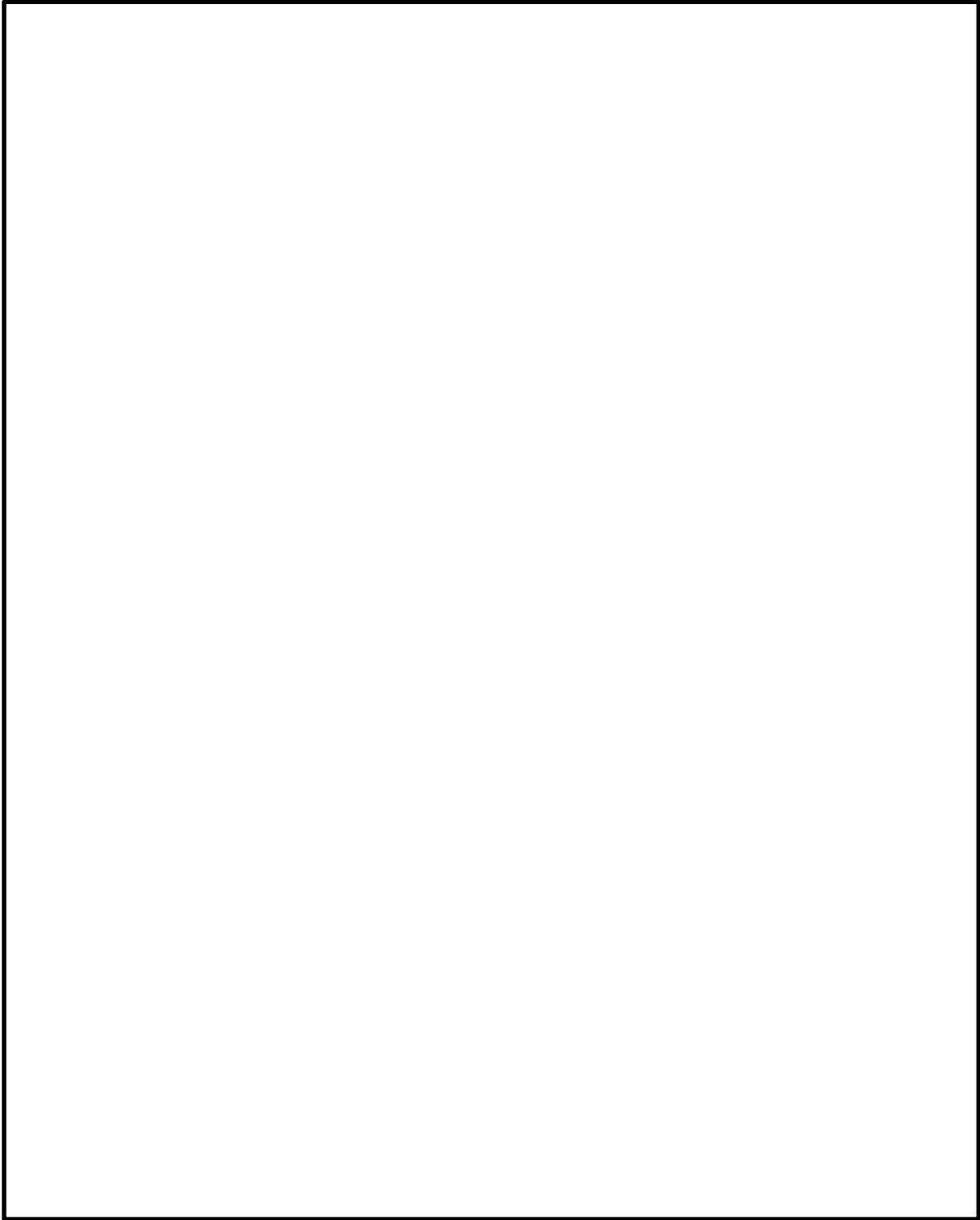
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(3/8)

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7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(4/8)

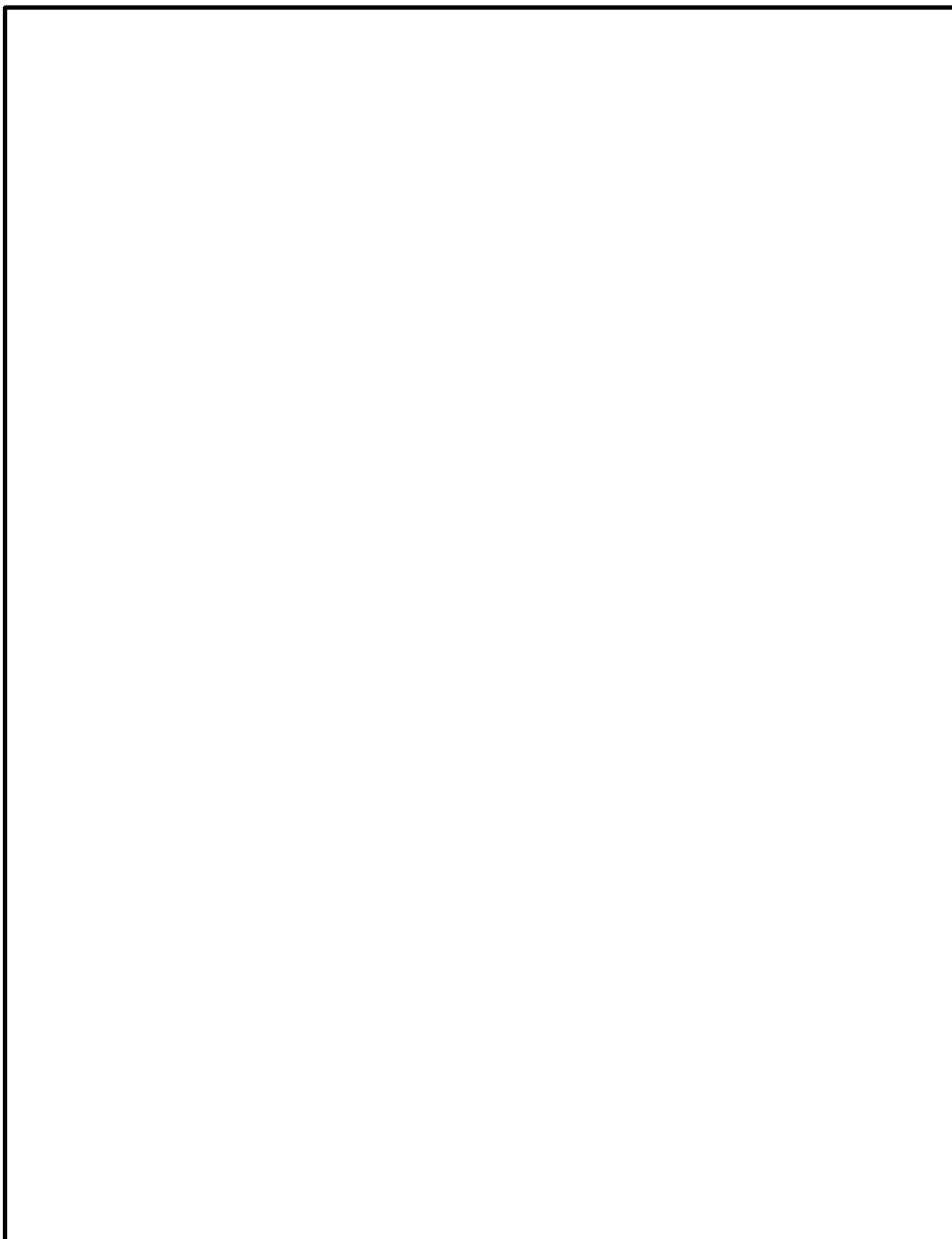
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(5/8)

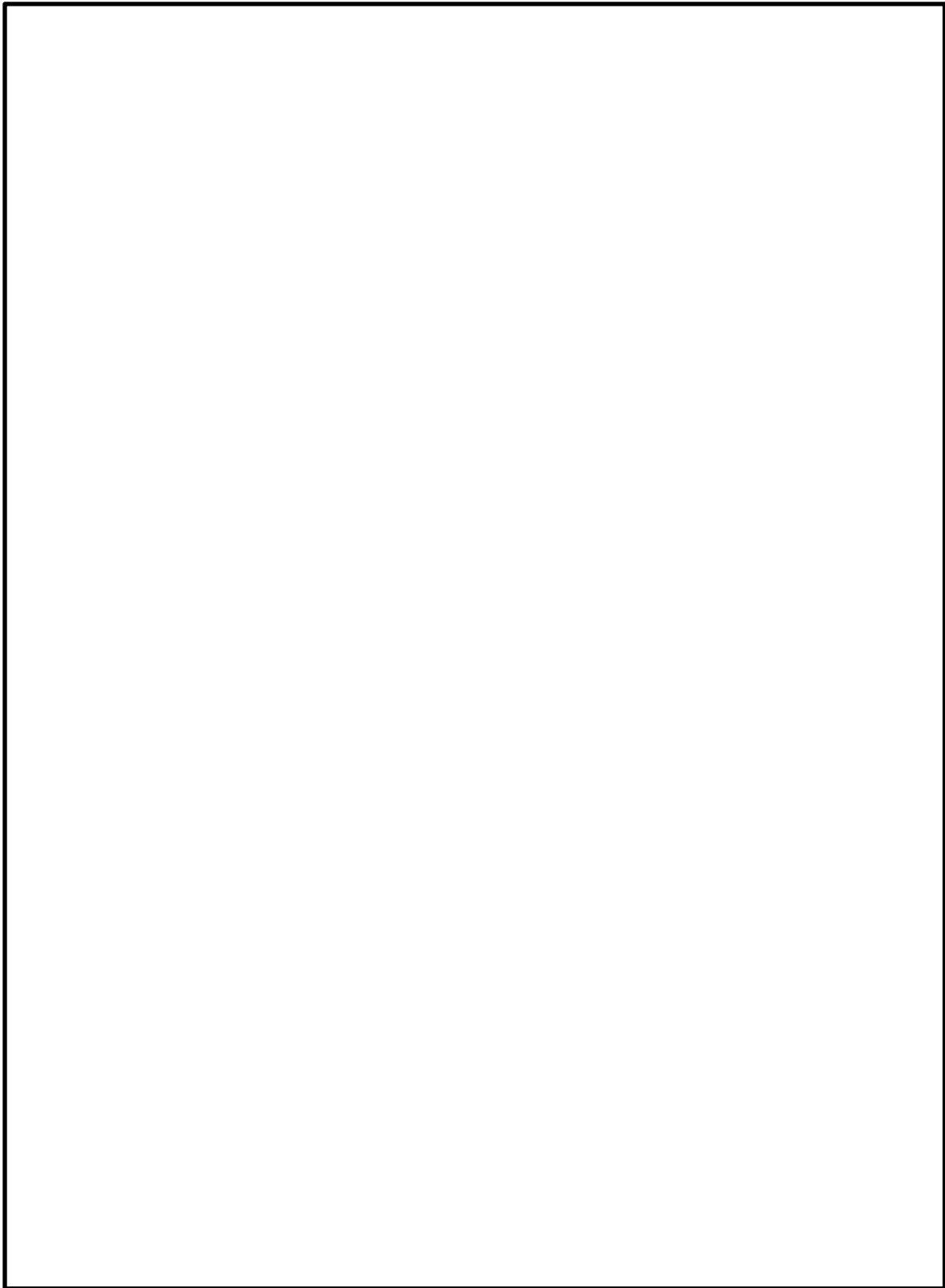
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。





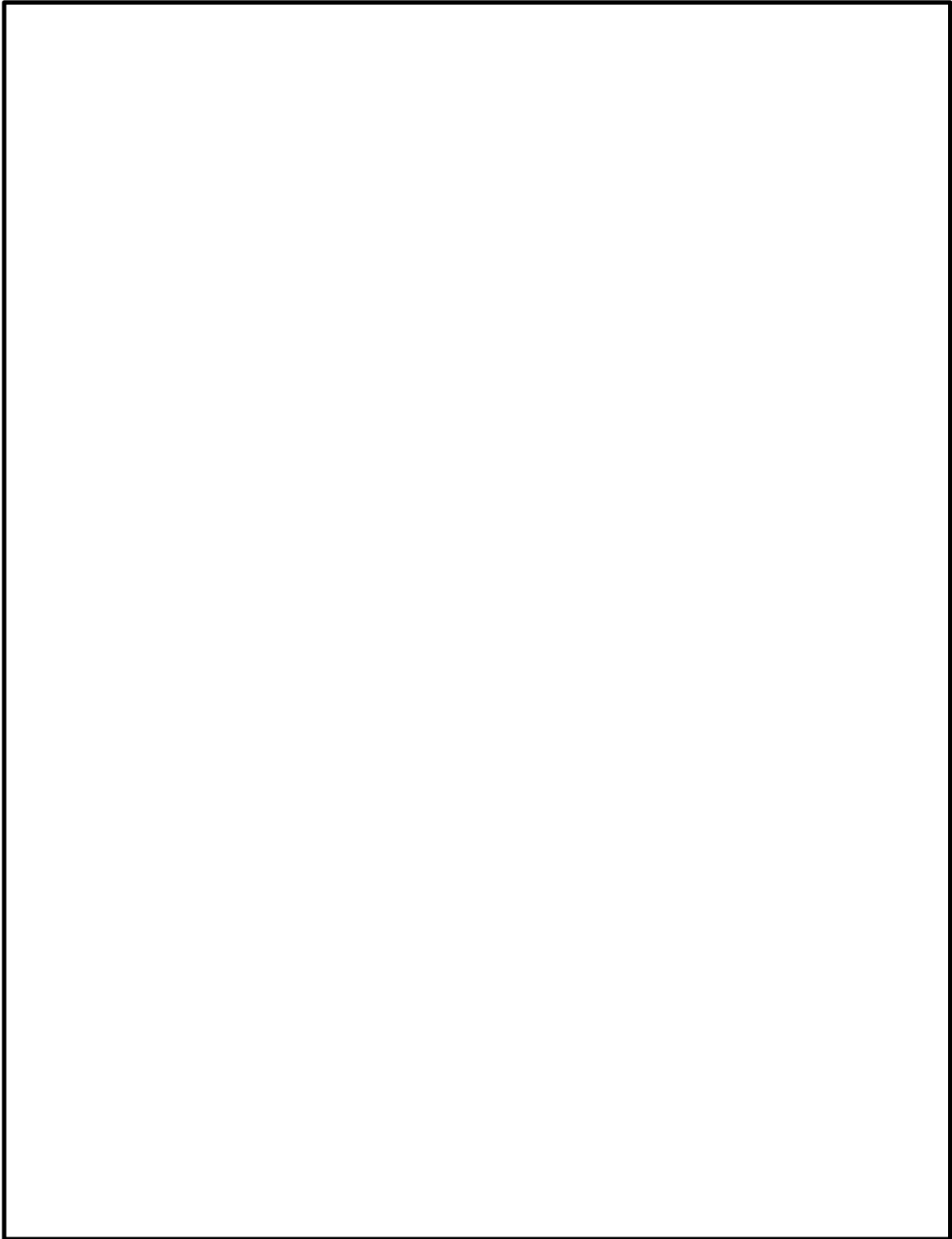
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(6/8)

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7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(7/8)

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7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(8/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 5. 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について

残留熱除去系の機能が長期回復できない場合、可搬型ポンプ及び可搬型熱交換器を用いた除熱手段である「5.1 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合は可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を実施する。

また、これに加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが、原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について」を構築する。

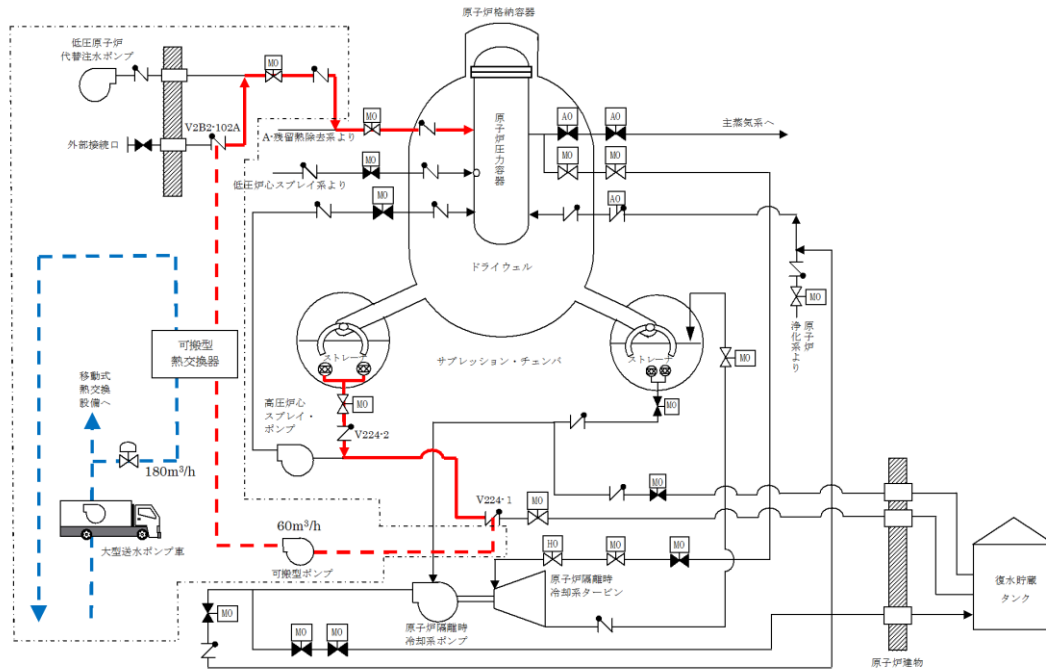
### 5.1 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱について

#### (1) 可搬型格納容器除熱系統の概要について

重大事故等が発生した後、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系を補修し、サブプレッション・プール水冷却モードを復旧する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬型設備等により構成される可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を構築する。第8図に可搬型格納容器除熱系統の系統概要図を示す。可搬型格納容器除熱系統は、高圧炉心スプレー系配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサブプレッション・チェンバのプール水を供給・除熱し残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成である。可搬型設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品を事前に準備しておくことにより、1ヶ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。

可搬型格納容器除熱系統について、可搬ポンプの吸込み箇所は、高圧炉心スプレー・ポンプの吸込み配管にある「HPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁」とし、耐熱ホースで接続する構成とする。

可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建物大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については低圧原子炉代替注水系の原子炉注水配管にある「FLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で可搬ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大型送水ポンプ車により海水を通水できる構成とする。



第8図 可搬型格納容器除熱系統 系統概略図

(2) 作業に伴う被ばく線量について

炉心損傷で発生した汚染水は、サブプレッション・プール水中にある。高圧炉心スプレイ系については、サブプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、系統内にサブプレッション・プール水が流入することが考えられる。

ただし、高圧炉心スプレイ系については、運転している場合には、炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサブプレッション・プール水が汚染する段階では、高圧炉心スプレイ系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサブプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。

また、F L S R可搬式設備 A-注水ライン逆止弁はF L S R注水隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。

第9図に示される高圧炉心スプレイ・ポンプ室内におけるH P C Sポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇及び線源配管からの直接線による線量率上昇により約12.8mSv/hとなる。

第10図に示される原子炉建物1階におけるF L S R可搬式設備 A-注水ライン逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約3.3mSv/hとなる。

原子炉建物大物搬入口における可搬型熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約

5. 2mSv/h となる。

これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、それぞれ約 10 時間程度（5 人 1 班で作業）と想定しており、必要に応じて遮へい等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。



第 9 図 原子炉建物地下 2 階 機器配置図



第 10 図 原子炉建物 1 階 機器配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応

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

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

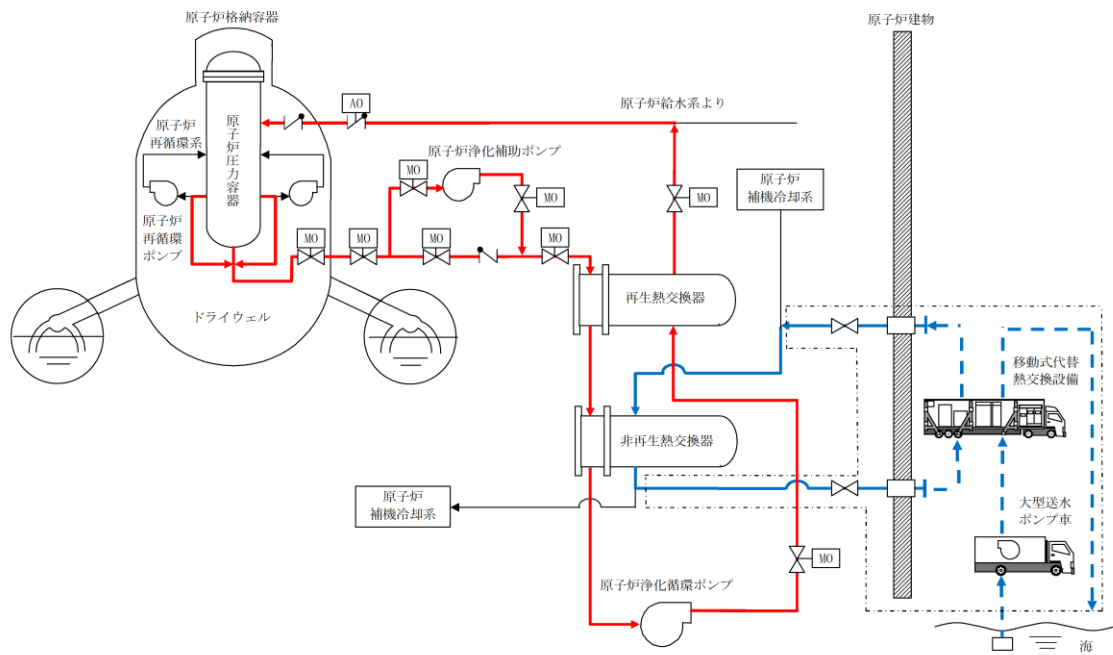
5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について

(1) 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱の概要について

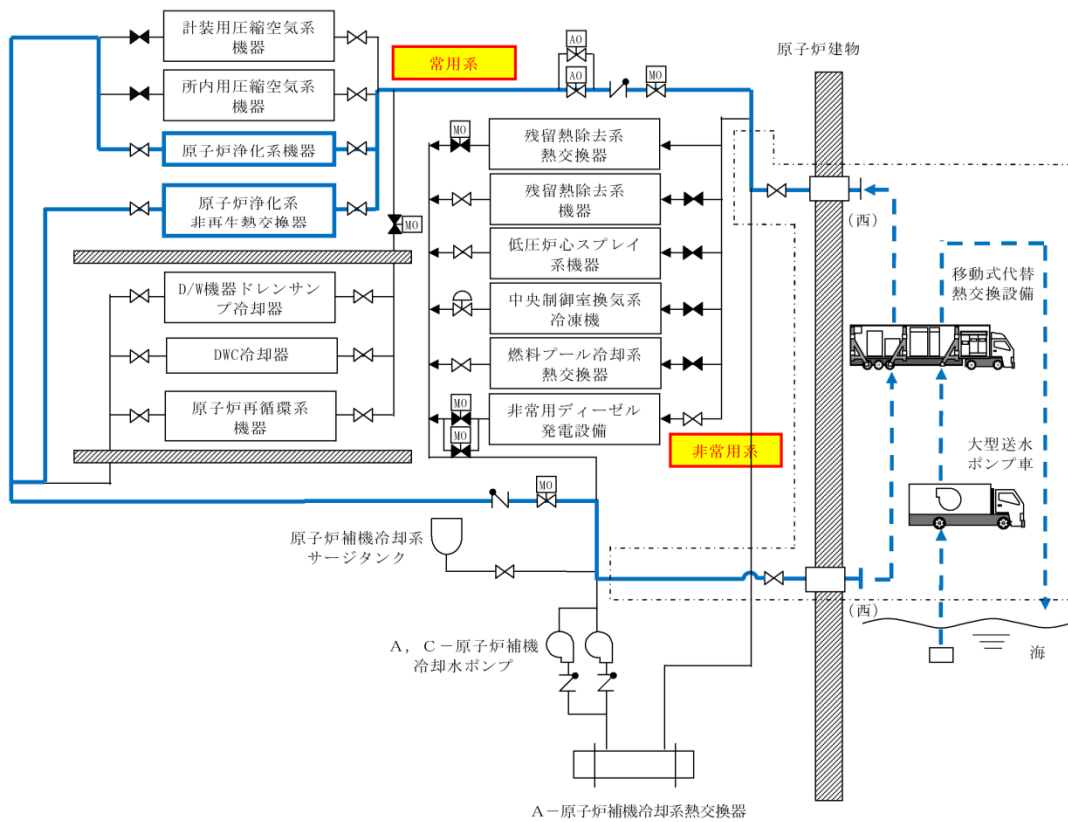
原子炉浄化系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下（レベル3）により隔離状態になる。また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では原子炉補機代替冷却系を用いることで冷却水を確保する。耐熱ホース等は原子炉浄化系では使用する必要がなく、弁による系統構成のみで運転可能である。第11図及び第12図に原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱の系統概要図を示す。

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





第 11 図 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱系統概要図



第 12 図 原子炉補機代替冷却系（原子炉浄化系除熱ライン）系統概要図

## 6. 外部からの支援について

重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカー（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び緊急時対策要員の派遣等について、協議・合意の上、支援計画を定め、「非常災害発生時における応急復旧の支援に関する覚書」を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

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

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

## 島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等時における  
停止号炉の影響について

## <目 次>

1.	1, 3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響	1.0.16-1
(1)	地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響	1.0.16-1
(2)	危険物タンク等の損傷に伴う火災による影響	1.0.16-2
(3)	屋外タンクの損傷に伴う溢水による影響	1.0.16-2
(4)	薬品タンクの損傷に伴う影響	1.0.16-2
2.	同時被災時に必要な要員及び資源の十分性	1.0.16-2
(1)	想定する重大事故等	1.0.16-2
(2)	必要となる対応操作及び必要な要員及び資源の整理	1.0.16-3
(3)	評価結果	1.0.16-3
a.	必要な要員の評価	1.0.16-3
b.	必要な資源の評価	1.0.16-3
(4)	2号炉の重大事故等時の対応への影響について	1.0.16-5
3.	1号炉における高線量場発生による2号炉対応への影響	1.0.16-5
(1)	想定する高線量場発生	1.0.16-5
(2)	2号炉対応への影響	1.0.16-6
4.	まとめ	1.0.16-7
第1表	想定する各号炉の状態	1.0.16-8
第2表	同時被災時の1, 2号炉の燃料プールの対応操作, 必要な要員及び資源	1.0.16-9
第3表	1, 2号炉の必要な水量	1.0.16-10
第4表	1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数	1.0.16-11
第1図	島根原子力発電所におけるアクセスルート	1.0.16-12
第2図	1号炉における各作業と所要時間	1.0.16-13
第3図	線量率の概略とアクセスルート	1.0.16-14
【参考】	燃料プール水瞬時全喪失時の使用済燃料の冷却性について	1.0.16-15

島根原子力発電所2号炉（以下「2号炉」という。）運転中に重大事故等が発生した場合、他号炉及び2号炉の燃料プールについても重大事故等が発生すると想定し、それらの対応を含めた同時被災時に必要な要員、資源について整理する。

なお、島根原子力発電所1号炉（以下「1号炉」という。）は、廃止措置中であり、保有する燃料からの崩壊熱の継続的な除去が必要となる。

また、島根原子力発電所3号炉（以下「3号炉」という。）は、初装荷燃料装荷前のため、燃料からの崩壊熱除去が不要であり、アクセスルート等への影響評価のみを実施する。

そのため、他号炉を含めた同時被災が発生すると、他号炉への対応が必要となり、2号炉への対応に必要な要員及び資源の充分性に影響を与えるおそれがある。また、必要な要員及び資源が十分であっても、同時被災による他号炉の状態により、2号炉への対応が阻害されるおそれもある。

また、1号炉及び3号炉周辺施設が、地震等の自然現象等により設備が損傷し2号炉の重大事故等対策へ与える影響を考慮する必要がある。

以上を踏まえ、他号炉を含めた同時被災時における、1号炉及び3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響、必要な要員及び資源の充分性を確認するとともに、他号炉における高線量場の発生を前提として2号炉重大事故等対応の成立性を確認する。

また、2号炉の燃料プールを含めた事故対応においても当該号炉の要員及び資源が十分であることを併せて確認する。

#### 1. 1, 3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響

第1図に示すとおり管理事務所又は宿泊場所から緊急時対策所へのアクセス性を確保する必要がある。

また、1, 3号炉周辺についても、第1図に示すとおり2号炉の重大事故等対策を行うためのアクセスルートを設定している。

当該アクセスルートへの影響については、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」において以下を考慮している。

- ・地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響
- ・危険物タンク等の損傷に伴う火災による影響
- ・屋外タンクの損傷に伴う溢水による影響
- ・薬品タンクの損傷による影響

##### (1) 地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響

1, 3号炉周辺施設とアクセスルートは、離隔を有しており直接的な影響はない。

緊急時対策所は、地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響はなく、2号炉の重大事故等対策に係る影響はない。

(2) 危険物タンク等の損傷に伴う火災による影響

2号炉施設に対しては、外部火災影響評価において、火災源として発電所敷地内の全ての屋外地上部に設置された危険物貯蔵施設（消防法で定められた指定数量以上を貯蔵）を考慮し影響がない設計とする。

1号炉周辺では、変圧器及び建物内からの火災の影響が想定されるが、アクセスルートと離隔距離を有しており2号炉の重大事故等対策に影響はない。

また、3号炉周辺では、変圧器火災の影響が想定されるが、アクセスルートと離隔距離を有しており直接的な影響はない。

なお、迂回が可能若しくは自衛消防隊による消火活動が可能であり、2号炉の重大事故等対策に影響はない。

(3) 屋外タンクの損傷に伴う溢水による影響

1～3号炉周辺におけるタンクからの溢水影響を評価しており、屋外タンクからの溢水を考慮した場合においても、EL8.5m エリアについては周辺の空地が平坦かつ広大であり、EL15m エリア以上では周辺の道路上及び排水設備を自然流下し拡散することからアクセスルートへの影響はない。

(4) 薬品タンクの損傷に伴う影響

1～3号炉周辺のアクセスルート近傍において、屋外に設置されている薬品タンクの漏えい影響を評価しており、タンク周辺の堰等によりアクセスルート側に漏えいすることはないが、万一漏えいした場合でも影響のないアクセスルートに迂回する又は防護具の着用により安全を確保できることから、影響はない。

2. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性

(1) 想定する重大事故等

東京電力福島第一原子力発電所の事故及び共通要因による複数炉の重大事故等の発生の可能性を考慮し、1、2号炉について、全交流動力電源喪失及び燃料プールでのスロッシングの発生を想定する。

なお、1号炉の燃料プールにおいて、全保有水喪失を想定した場合は自然対流による空気冷却での使用済燃料の冷却維持が可能と考えられるため、必要な要員及び資源を検討する本事象では、燃料プールへの注水実施が必要となるスロッシングの発生を想定した。

また、不測の事態を想定し、1号炉において事象発生直後に内部火災が発生していることを想定する。なお、水源評価に際しては1号炉における消火活動による水の消費を考慮する。

2号炉について、有効性評価の各シナリオのうち、必要な要員及び資源（水源、燃料及び電源）ごとに最も厳しいシナリオを想定する。

第1表に想定する各号炉の状態を示す。上記に対して、7日間の対応に必要な要員、必要な資源、2号炉の対応への影響を確認する。

(2) 必要となる対応操作、必要な要員及び資源の整理

「(1) 想定する重大事故等」にて必要となる対応操作、必要な要員及び7日間の対応に必要なとなる資源について、第2表及び第2図のとおり整理する。

(3) 評価結果

1号炉にて「(1) 想定する重大事故等」が発生した場合の必要な要員及び必要な資源についての評価結果を以下に示す。

a. 必要な要員の評価

重大事故等発生時に必要な1号炉の対応操作及び2号炉の燃料プールの対応操作については、緊急時対策要員及び8時間以降を目安に発電所外から参集する要員にて対応可能である。

b. 必要な資源の評価

(a) 水源

2号炉においては、水源の使用量が最も多い「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」及び「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」を想定すると、原子炉注水及び格納容器スプレイの実施のため、7日間で約3,600m<sup>3</sup>の水が必要となる。また、第3表に示すとおり、2号炉における燃料プールへの注水量（通常水位までの回復、水位維持）は、7日間の対応を考慮すると、約574m<sup>3</sup>の水が必要となる（合計約4,174m<sup>3</sup>）。

2号炉における水源として、低圧原子炉代替注水槽に約740m<sup>3</sup>及び輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）に約7,000m<sup>3</sup>の水を保有しているため、原子炉及び燃料プールの対応に必要な水源は確保可能である（合計約7,740m<sup>3</sup>）。

1号炉において、スロッシングによる水位低下を想定しても、遮へいに必要な水位を維持しており、燃料プール水温が100℃に到達するのは約11日後であり、7日間の対応として燃料プールへの注水は必要ない。なお、スロッシングによる水位低下を回復させるために必要な水量を考慮すると、約180m<sup>3</sup>となる。

1号炉における水源として、第3表に示す必要な水量を純水タンク、ろ過水タンク等にて確保する運用であることから、2号炉における水源を用いなくても1号炉の7日間の対応が可能である<sup>\*1</sup>。

内部火災に対する消火活動に必要な水源は約32m<sup>3</sup>であり、ろ過水タンクに必要な水量が確保されるため、2号炉における水源を用いなくても7日間の対応が可能である。

なお、1号炉においても、燃料プール水がサイフォン現象により流出する場合に備え、2号炉と同様のサイフォンブレイク配管を設け、サイフォン現象による燃料プール水の流出を停止することが可能な設計としている。

また、スロッシングによる水位低下に伴う原子炉建物5階（燃料取替階）の線量率の上昇はないが、線量率上昇により、原子炉建物5階（燃料取替階）での燃料プールへの注水操作が困難になる場合に備え、高圧発電機車により給電した消火系、復水輸送系、補給水系による当該現場作業を必要としない注水手段を確保している。

1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数と共用の関係は第4表に示すとおりである。高圧発電機車は1号炉用として、1台確保している。また、高圧発電機車を用いることで復水輸送系、補給水系、消火系等への給電も実施可能である。

※1 燃料プールの通常水位までの回復を想定した場合、1号炉においては、内部火災に対する消火活動に必要な水源と合わせ、合計約212m<sup>3</sup>の水が必要となる。（1、2号炉で合計約786m<sup>3</sup>）

したがって、燃料プールの通常水位までの回復及び運転中の原子炉での事故対応を想定すると、1、2号炉にて合計4,386m<sup>3</sup>の水が必要である。2号炉の低圧原子炉代替注水槽及び輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）における保有水は約7,740m<sup>3</sup>であり、ろ過水タンク、純水タンク等の確保される保有水量は約2,800m<sup>3</sup>以上である（合計約10,540m<sup>3</sup>以上）。これらの合計量は、2号炉の重大事故等対応及び1号炉の内部火災への対応を実施した上で、1号炉の燃料プールの水位を通常水位まで回復させ、その後7日間の水位維持を可能となる水量である。7日以降については十分時間余裕があるため、外部からの水源供給や支援等にも期待できることから、1号炉の燃料プールの水位維持は可能である。

#### (b) 燃料（軽油）

2号炉において、軽油の使用量が最も多い「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」、「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「2.6 L O C A時注水機能喪失」を想定すると、非常用ディーゼル発電機（2台）の7日間の運転継続に約544m<sup>3</sup>\*2、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の7日間の運転継続に約156m<sup>3</sup>\*2、ガスタービン発電機の7日間の運転継続に約352m<sup>3</sup>\*2、低圧原子炉代替注水槽への補給及び燃料プールスプレイ系に使用する大量送水車の約7日間の運転継続に約11m<sup>3</sup>\*2が必要となる。（合計約1,063m<sup>3</sup>）

ディーゼル燃料貯蔵タンク及びガスタービン発電機用軽油タンクにて合計約1,180m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、



2号炉の原子炉及び燃料プールの事故対応について、7日間の対応は可能である。

1号炉の燃料プールの注水設備への電源供給に使用する軽油の使用量として、保守的に最大負荷で高圧発電機車を起動した場合を想定しており、事象発生から7日間使用した場合に必要な燃料消費量は、約19m<sup>3</sup>である。

1号炉の燃料プールの注水設備に使用する軽油の使用量として、大量送水車を想定しており、7日間で必要な燃料消費量は、11m<sup>3</sup>となる。

なお、1号炉における内部火災が発生した場合の消火活動に対しても、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車の7日間の運転継続を仮定すると約10m<sup>3</sup>\*2が必要となる。(合計約40m<sup>3</sup>)

1号炉のディーゼル発電機燃料地下タンクにて約78m<sup>3</sup>の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、1号炉の燃料プールの事故対応及び内部火災の消火活動について、7日間の対応は可能である。

緊急時対策所用燃料地下タンクは全ての事故シナリオグループ等で使用を想定するが、同時被災の有無に関わらず緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に約8m<sup>3</sup>\*2の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m<sup>3</sup>の軽油を保有していることから、原子炉及び燃料プールの7日間の対応は可能である。

※2 保守的に事象発生直後から運転を想定し、燃費は最大負荷時を想定する。

### (c) 電源

高圧発電機車による電源供給により、重大事故等の対応に必要な負荷(計器類)に電源供給が可能である。なお、高圧発電機車による給電ができない場合に備え、可搬型計測器接続の手順を用意している。

### (4) 2号炉の重大事故等時の対応への影響について

「(3) 評価結果」に示すとおり、重大事故等時に必要となる対応操作は、緊急時対策要員及び8時間以降を目安に発電所外から参集する要員にて対応可能であることから、2号炉の重大事故等に対応する要員に影響を与えない。

2号炉の各資源にて原子炉及び燃料プールにおける7日間の対応が可能であり、また、1号炉の各資源にて1号炉の燃料プール及び内部火災における7日間の対応が可能である。

以上のことから、1号炉に重大事故等が発生した場合にも、2号炉の重大事故等時対応への影響はない。

### 3. 1号炉における高線量場発生による2号炉対応への影響

#### (1) 想定する高線量場発生

2号炉への対応に必要な緊急時対策所における活動、及び重大事故等対

策に係る作業、アクセスルートの移動による現場の線量率を評価する際において、1号炉の状態は放射線遮へいの観点で厳しい燃料プールの全保有水喪失を想定する。

1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の現場線量率の概略を第3図に示す。

(2) 2号炉対応への影響

a. 緊急時対策所における活動への影響

1号炉の燃料プールにおいて、高線量場が発生した場合の、緊急時対策所での線量率の評価結果は、以下の資料で示すとおり2号炉の重大事故等時対応に影響するものではない。

・61条 緊急時対策所（補足説明資料）

61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について  
添付資料12 「燃料プール等の燃料による影響について」

b. 屋外作業への影響

2号炉対応に関する屋外作業としては、緊急時対策所への参集等のアクセスや、2号炉の重大事故等への対応作業がある。第4図に、1号炉で高線量場が発生した場合の線量率の概略分布を示す。

(a) 緊急時対策所への参集及び保管場所への移動による影響

緊急時対策所への参集については、管理事務所又は宿泊場所からのアクセスルートにおける徒歩の総移動時間は約10分であり、各エリアでの移動時間及び第3図の現場線量率の関係より移動にかかる被ばく線量は約1.7mSvとなる。

また、緊急時対策所から各保管エリアへの移動等における被ばく線量の一例として、緊急時対策所から第4保管エリア（保守性を考慮し最も移動時間がかかるエリア）への移動を考える。徒歩での総移動時間は約40分であり、各エリアでの移動時間及び第3図の現場線量率の関係より移動にかかる被ばく線量は約0.45mSvとなる。

なお、線量率の高いエリアは限られることから、これらを極力避けることにより被ばく線量を抑えることができる。また、徒歩での移動に比べ車両で移動した場合は総移動時間及び被ばく線量はより小さくなる。

よって、高線量場の発生を含め、1号炉に重大事故等が発生した場合であっても、2号炉の重大事故等への対応作業のためのアクセスは可能であり、重大事故等時における活動が可能である。

(b) 2号炉重大事故等の対応作業の影響

2号炉の重大事故等への対応作業のうち、比較的時間を要する操作として原子炉補機代替冷却系の準備操作（資機材配置及びホース敷設、起動及

び系統水張り)を想定しているが、1号炉の燃料プールに近い2号炉での当該操作場所での線量率は、第3図に示す線量率を内挿すると約5 mSv/hとなる。

当該操作の想定操作時間は約7時間20分であること、及びこの想定操作時間には当該操作場所への移動時間が含まれていること、あるいは参集要員による操作要員の交代も可能であることから、重大事故等時における活動が可能である。

#### 4. まとめ

「1. 1, 3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響」, 「2. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性」及び「3. 1号炉における高線量場発生による2号炉対応への影響」に示すとおり、高線量場の発生を含め1号炉に重大事故等が発生した場合にも、2号炉の重大事故時等の対応は可能である。

第1表 想定する各号炉の状態

項目	2号炉	1号炉
要員	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用しない場合」</li> <li>「4.2 想定事故2」※1</li> </ul>	
水源	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」</li> <li>「4.2 想定事故2」※1</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失※2</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>内部火災※3</li> </ul>
燃料	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」, 「2.6 LOCA時注水機能喪失」</li> <li>「4.2 想定事故2」※1</li> </ul>	
電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失</li> <li>燃料プールでのスロッシング発生</li> <li>「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」</li> <li>「4.2 想定事故2」※1</li> </ul>	

※1 サイフォン現象による漏えいは、サイフォンブレイク配管により停止される。

したがって、この漏えいによる影響はスロッシングによる溢水に包絡されるため、燃料プールからの漏えいは、スロッシングによる漏えいを想定する。

※2 燃料については高圧発電機車の運転継続を想定する。

※3 2号炉は火災防護措置が強化されることから、1号炉での内部火災を想定する。

第2表 同時被災時の1, 2号炉の燃料プールの対応操作, 必要な要員及び資源

必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
<p>内部火災に対する消火活動</p>	<p>建物内の火災を想定し, 当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する。</p>	<p>消防チーム (運転員を含む)</p>	<p>○水源 32m<sup>3</sup> ○燃料 化学消防自動車: 約5m<sup>3</sup> (0.0275 m<sup>3</sup>/h×24h×7日×1台) 小型動力ポンプ付水槽車: 約5m<sup>3</sup> (0.025 m<sup>3</sup>/h×24h×7日×1台)</p>
<p>各注水系による燃料プールへの注水 (復水輸送系, 燃料プール補給水系, 消火系, 大量送水車による燃料プールへの給水, 2号炉は有効性評価のシナリオを想定)</p>	<p>各注水系による燃料プール及び格納容器への給水を行い, 燃料プールからの崩壊熱の継続的な除去を行う。</p>	<p>運転員, 緊急時対策要員, 8時間以降を目安に発電所外から参集する要員</p>	<p>○水源 (詳細は第3表参照) ・1号炉: 180m<sup>3</sup> ・2号炉: 4,174m<sup>3</sup>** ※2号炉については有効性評価「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)」で想定している水源 (3,600m<sup>3</sup>) も含む ○燃料 ・1号炉 大量送水車: 11m<sup>3</sup> (0.0652m<sup>3</sup>/h×24h×7日×1台) ・2号炉 大量送水車: 11m<sup>3</sup> (0.0652m<sup>3</sup>/h×24h×7日×1台)</p>
<p>高圧発電機車による給電, 受電</p>	<p>高圧発電機車による給電, 受電操作を実施する。</p>	<p>運転員, 緊急時対策要員, 8時間以降を目安に発電所外から参集する要員</p>	<p>○燃料 高圧発電機車: 19m<sup>3</sup> (0.11m<sup>3</sup>/h×24h×7日×1台)</p>
<p>燃料給油作業</p>	<p>大量送水車及び高圧発電機車に給油を行う</p>	<p>緊急時対策要員</p>	<p>—</p>

第3表 1, 2号炉の必要な水量

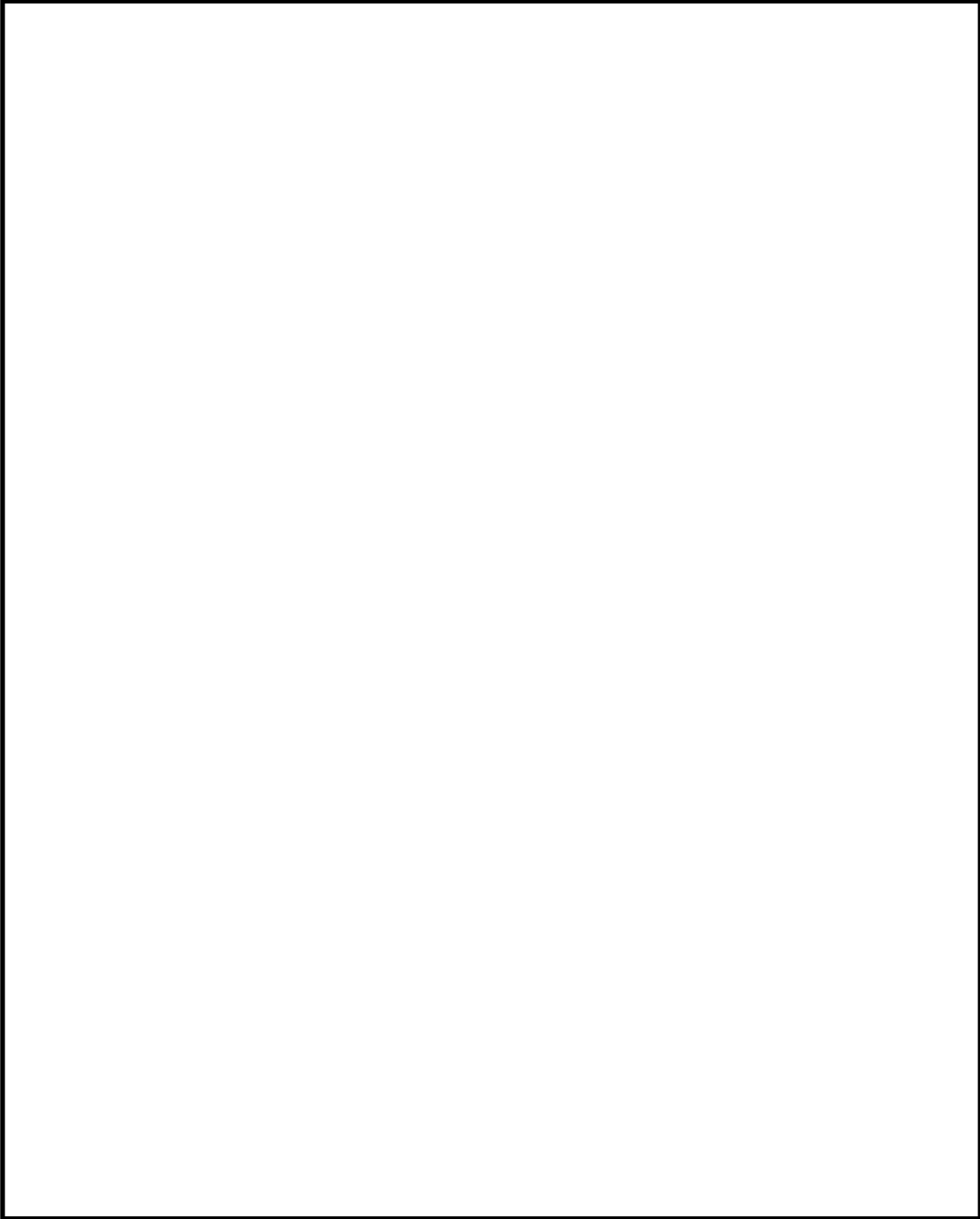
	1号炉		2号炉	
	廃止措置中 <sup>※1</sup>		運転中 <sup>※1</sup>	
	炉	燃料プール	炉	燃料プール
炉心燃料	全燃料取り出し		装荷済	
原子炉開放状態	開放（プールゲート閉）		未開放（プールゲート閉）	
水位	—	NWL	重要事故シーケンス（2.1 高圧・低圧注水機能喪失, 2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））による	NWL
想定するプラントの状態		スロッシングによる漏えい ＋全交流電源喪失		スロッシングによる漏えい ＋全交流電源喪失
スロッシング 溢水量 <sup>※2</sup> (m <sup>3</sup> )		180		180
65℃到達までの 時間 (hr)		111		17.94
100℃到達までの 時間 (hr)		266.40		43.07
必要な水量① <sup>※3</sup> (m <sup>3</sup> )		—		394
事象発生からTAF到達までの 時間 (hr)		1,579		306.03
通常水位（オーバーフロー 水位）から必要な遮へい水 位 <sup>※4</sup> までの水位差 (m)		5.6		2.6
必要な注水量② <sup>※3</sup> (m <sup>3</sup> )		180		574

- ※1 廃止措置中の1号炉は平成27年4月時点での崩壊熱により算出。2号炉はプラント停止50日後の崩壊熱により算出。
- ※2 1号炉の溢水量は、2号炉の評価結果に基づきスロッシングによる溢水量を設定（1号炉の燃料プールは2号炉に比べて保有水量や表面積が小さいため溢水量は少なくなると考えられる）。
- ※3 「必要な注水量①」：蒸発による水位低下防止に必要な注水量。「必要な注水量②」：通常水位までの回復及びその後7日間通常水位を維持するために必要な注水量。
- ※4 2号炉原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）での現場の線量率が10mSv/h以下となる水位（遮へい水位の計算に用いた1号炉の線源の強度は保守的に設定（実際の保管体数798体に対して1539体保管している前提で評価））

第4表 1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数

記載は設置台数であり、()内はその系統のみで注水するのに必要な台数

		1号炉	備考
注水設備	復水輸送系	3(1)	全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施することで使用可能
	補給水系	3(1)	全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施することで使用可能
	消火系	2(1)	全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施することで使用可能
給電設備	大量送水車	1(1)	十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能
	高圧発電機車	1(1)	十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次給電を実施していくことが可能



第1図 島根原子力発電所におけるアクセスルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



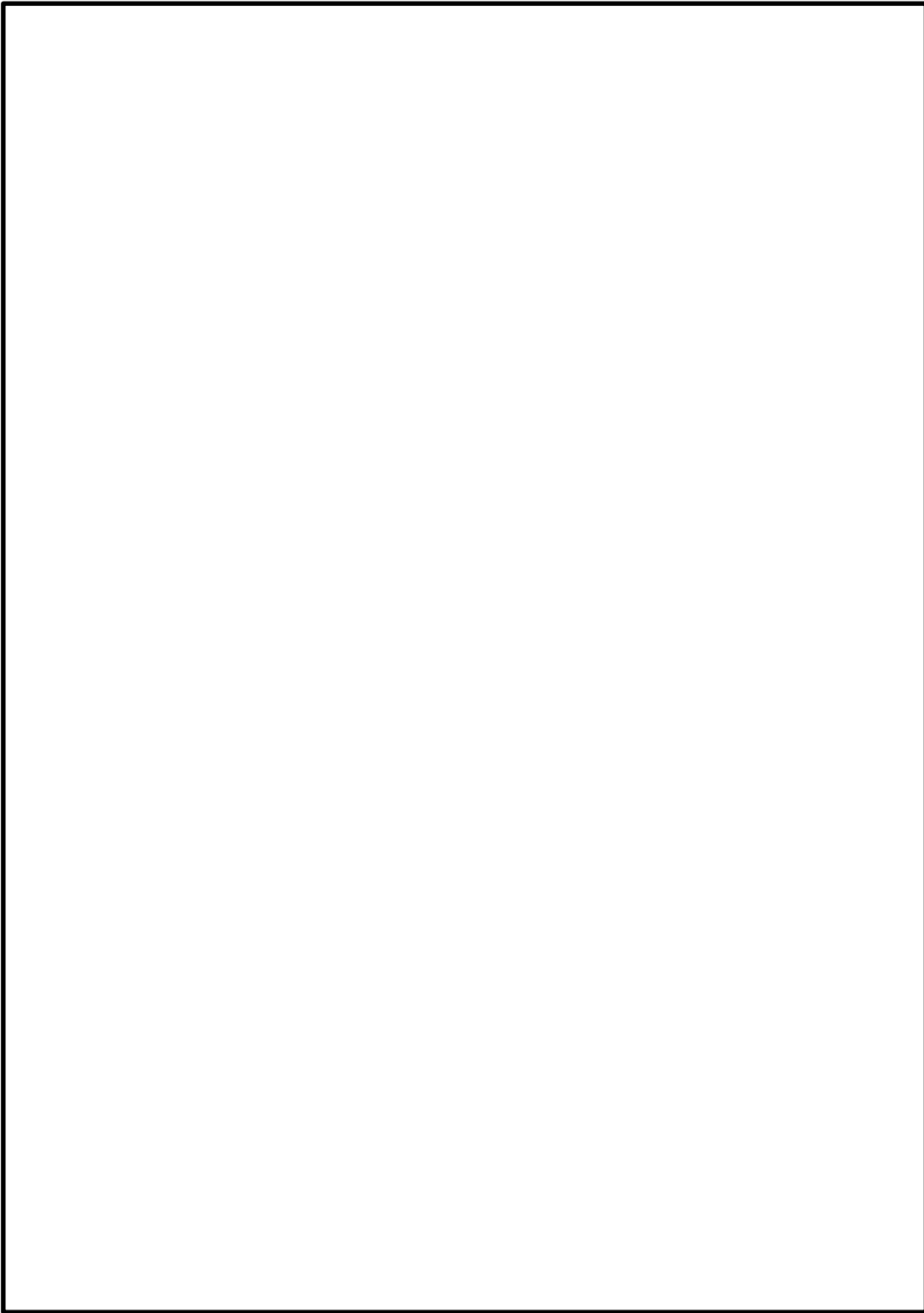
号炉	実施箇所・必要人員数			経過時間 (時間)														備考		
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	後回班要員	消防チーム	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13		14	
1号炉 「全交流動方電源喪失及び燃料プールのスロッシング並びに火災発生」を想定	1人 A	—	—	—	10分	▽ 事象発生														
	(1人) A	—	—	—	プラント状況判断	▽ 参集要員による作業開始														
	(1人) A	—	—	—	プラント監視 (給電不可能な場合は、可搬型計測器接続による計器監視)	通直実施														
	(1人) A	—	—	—	火災状況確認	10分														
	—	1人	—	消防チームにて対応	火災現場確認・消火活動	消火活動継続実施														
	—	—	—	—	非常用ディーゼル発電機 機能回復 (解析上考慮せず)	対応可能な要員により、対応する。														
	(1人) A	—	参集要員にて対応	—	復水輸送系、補給水系、消火系による燃料プール注水	2号炉の作業を優先に通直実施														
	(1人) A	—	参集要員にて対応	—	大流量水車による燃料プール注水 (復水輸送系等による注水が不可能な場合)	2号炉の作業を優先に通直実施														
	—	—	参集要員にて対応	—	ポンプ発電機機軸による給電・受電	2号炉の作業を優先に通直実施														
	共通	—	—	参集要員にて対応	燃料補給作業	通直実施														

( ) 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数

※：当直長含む人数

なお、2号炉において原子炉運転中を想定した場合、原子炉側と燃料プール側との重大事故等対応の重畳も考えられるが、運転中に燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから（第3表参照）、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となり、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。また、プラント状態の監視においても、原子炉側で期待している運転員が併せて燃料プール側を監視できるため、現在の要員での対応が可能である。

第2図 1号炉における各作業と所要時間



第3図 線量率の概略とアクセスルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 【参考】燃料プール水瞬時全喪失時の使用済燃料の冷却性について

(平成29年 2月14日 島根原子力発電所 1号炉廃止措置計画認可申請書 本文及び添付書類の一部補正について 「添付書類六の 1. (維持管理に関する内容)」の追補 抜粋)

燃料プール (以下「SFP」という。) の冷却水が全て喪失した場合における使用済燃料の健全性について評価した結果を、以下に示す。

### (1) 主な計算条件

- SFP の冷却水は全て喪失していると仮定する。
- 原子炉建物は健全だが換気は考慮しない (密閉状態)。
- 使用済燃料からの発熱は、原子炉建物内の空気及び原子炉建物の天井を通して外気に放熱されることにより除熱される。

### (2) 評価手順

SFP の冷却水が全て喪失し、原子炉建物は健全であるが換気系は停止している状態を仮定すると、使用済燃料は室内空気の自然対流により冷却される。

下記の順序で、使用済燃料からの発熱量により燃料被覆管表面温度を求める。

- ① 原子炉建物からの放熱計算
- ② 自然対流熱伝達の計算
- ③ 燃料被覆管表面温度計算

#### ① 原子炉建物からの放熱計算について

SFP の冷却水が全て喪失し、使用済燃料の発熱による原子炉建物内の室内温度が定常状態となる場合において、外気温度を境界条件として、原子炉建物内空気の最高温度を求める。

原子炉建物からの放熱モデルを図 1 に示す。

#### ② 自然対流熱伝達の計算について

燃料集合体は格子ピッチが確保された状態で貯蔵されている。しかし、ここでは保守的に燃料ラックセル間の領域は無視し、ラックセル内のチャンネルボックスの正方形断面を実効的な流路と考えて、自然対流による燃料ラック出口温度を求める。

#### ③ 燃料被覆管表面温度計算について

自然対流による燃料被覆管表面の熱伝達係数を求め、燃料集合体の最大発熱量 (360W) から、燃料被覆管表面温度を求める。

### (3) 評価結果

島根1号炉の使用済燃料は、原子炉停止以降、5年以上冷却されており、自然対流による冷却によって、燃料被覆管表面温度は最高でも360℃以下に保たれる。

360℃以下では、ジルコニウム合金である燃料被覆管の酸化反応速度は小さく、燃料被覆管の酸化反応による表面温度への影響はほとんどない [1]。

また、上記の燃料被覆管表面温度（360℃以下）における燃料被覆管の酸化減肉を考慮した燃料被覆管周方向応力は101MPaであり、未照射の燃料被覆管の降伏応力（約140MPa）を十分に下回っている。

以上のことから、SFPの冷却水が全て喪失しても燃料被覆管表面温度は360℃以下に保たれ、酸化反応が促進されることはなく、燃料被覆管表面温度の上昇が燃料の健全性に影響を与えることはない。

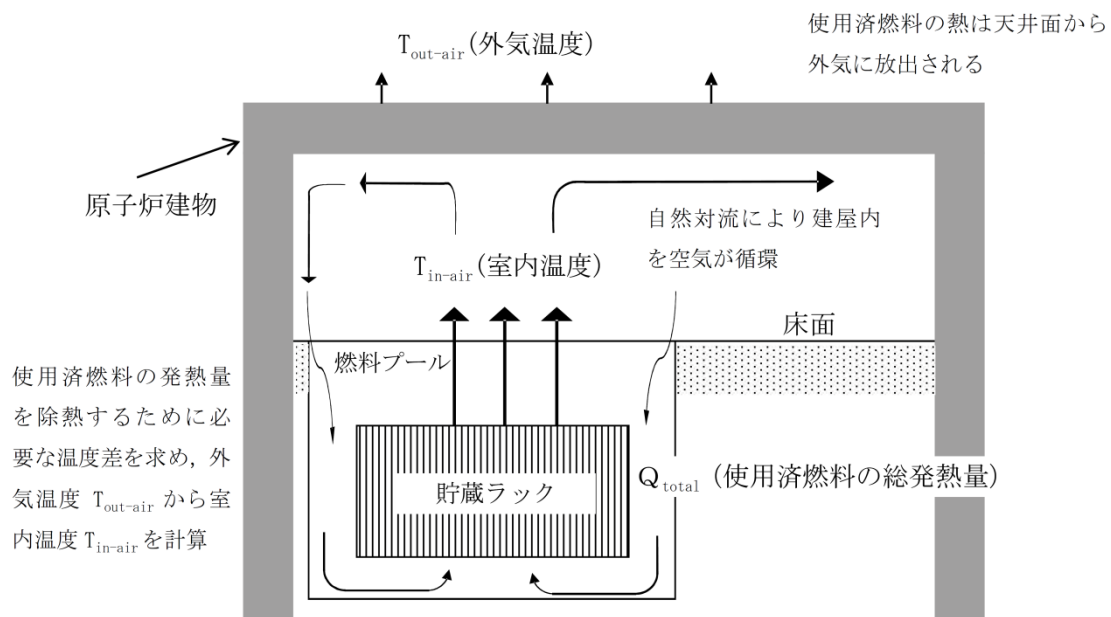


図1 原子炉建物からの放熱

[1] “Air Oxidation Kinetics for Zr-Based Alloys”, Argonne National Laboratory, NUREG/CR-6846 ANL-03/32

## 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

### <目次>

#### 1.1.1 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) 原子炉緊急停止
    - (b) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
    - (c) 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
    - (d) ほう酸水注入
    - (e) 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
    - (f) 制御棒挿入
    - (g) 重大事故等対処設備と自主対策設備
  - b. 手順等

#### 1.1.2 重大事故等時の手順

##### 1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) EOP「スクラム」(原子炉出力)
- (2) EOP「反応度制御」
- (3) 重大事故等時の対応手段の選択

##### 1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料 1.1.1 審査基準, 基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.1.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料 1.1.3 原子炉自動スクラム設定値リスト

添付資料 1.1.4 ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)説明図

添付資料 1.1.5 ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)説明図

添付資料 1.1.6 重大事故対策の成立性

1. EOP「スクラム」(原子炉出力)
2. EOP「反応度制御」

添付資料 1.1.7 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設定根拠の考え方について

添付資料 1.1.8 原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて

添付資料 1.1.9 EOP「反応度制御」における優先順位の考え方について

添付資料 1.1.10 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 1.1.11 手順のリンク先について

## 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

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉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とともに、発電用原子炉を未臨界に移行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 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。
- 2 「発電用原子炉を未臨界に移行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) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR) 共通
    - a) 上記1の「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のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。
  - (2) BWR
    - a) 上記1の「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のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。
    - b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。
    - c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。
  - (3) PWR
    - a) 上記1の「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のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。
    - b) 上記1の「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のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉保護系である。

この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、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とともに、発電用原子炉を未臨界に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。

### 1.1.1 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

運転時の異常な過渡変化により発電用原子炉の緊急停止が必要な状況における設計基準事故対応設備として、原子炉保護系を設置している。

この設計基準事故対応設備が故障した場合は、その機能を代替するために、設計基準事故対応設備が有する機能、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応設備を選定する（第 1.1-1 図）。

重大事故等対応設備のほかに、設計基準事故対応設備による対応手段並び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応設備により、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四十四条及び技術基準規則第五十九条（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、設計基準事故対応設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、運転時の異常な過渡変化時にフロントライン系故障として原子炉保護系の故障を想定する。

サポート系故障（電源喪失又は制御用空気喪失）は、原子炉保護系の電源又はスクラム弁の制御用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

設計基準事故対応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応設備、設計基準事故対応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応設備、対応に使用する重大事故等対応設備、設計基準事故対応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 1.1-1 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) 原子炉緊急停止

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が発生した場合に、原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒の緊急挿入により、発電用原子炉を緊急停止する手段がある。



i 原子炉手動スクラム

中央制御室からの原子炉手動スクラム操作により発電用原子炉を緊急停止する。

原子炉手動スクラム操作により発電用原子炉を緊急停止する設備は以下のとおり。

- ・原子炉手動スクラムPB
- ・原子炉モード・スイッチ「停止」
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット
- ・非常用交流電源設備

(添付資料 1.1.8)

ii 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入

代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により作動し、自動で制御棒を緊急挿入する。

また、上記「i 原子炉手動スクラム」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御棒挿入機能を作動させて制御棒を緊急挿入する。

代替制御棒挿入機能により制御棒を緊急挿入する設備は以下のとおり。

- ・ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット
- ・非常用交流電源設備

(b) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

ATWSが発生した場合に、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能又は原子炉再循環ポンプの手動停止操作により、原子炉出力を抑制する手段がある。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により原子炉再循環ポンプを自動で停止させて原子炉出力を抑制する。

原子炉再循環ポンプが自動で停止しない場合は、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。

原子炉再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。

- ・ A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）
- ・ 非常用交流電源設備

(c) 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

A T W S が発生した場合に、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、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手段がある。

自動減圧系等の起動阻止スイッチにより原子炉出力の急上昇を防止する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 非常用交流電源設備

(d) ほう酸水注入

A T W S が発生した場合に、ほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界にする手段がある。

上記「(b) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」の対応手段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十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を起動し、ほう酸水を注入することで発電用原子炉を未臨界にする。

ほう酸水注入系を起動させる判断基準は、A T W S 発生直後に行う原子炉再循環ポンプの停止操作並びに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る原子炉出力急上昇防止操作の実施後とする。これにより、A T W S 発生時は、不安定な出力振動の発生の有無にかかわらずほう酸水注入系を起動させることとしている。

ほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界に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（原子炉圧力容器内部）
- ・ 原子炉圧力容器
- ・ 非常用交流電源設備

(e) 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

A T W S が発生した場合に、原子炉圧力容器内の水位を低下させることにより原子炉出力を抑制する手段がある。

発電用原子炉が隔離状態である場合は、中央制御室からの手動操作にて

原子炉圧力容器内の水位（原子炉冷却材の自然循環に必要な水頭圧）を低下させることにより，原子炉冷却材の自然循環量を減少させ，発電用原子炉内のボイド率を上昇させて原子炉出力を抑制する。

原子炉圧力容器内の水位低下操作により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。

- ・原子炉水位制御系
- ・復水・給水系，タービン駆動給水ポンプ，電動機駆動給水ポンプ
- ・原子炉隔離時冷却系
- ・高圧炉心スプレイ系
- ・非常用交流電源設備

(f) 制御棒挿入

A TWSが発生した場合に，上記「(a) 原子炉緊急停止」の対応手段を実施しても全制御棒全挿入が確認できない場合は，手動操作により制御棒を挿入する手段がある。

i 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

A TWSが発生した場合に，選択制御棒挿入機構により選択された制御棒を挿入し原子炉出力を抑制する手段がある。

選択制御棒挿入機構により原子炉出力を抑制する設備は以下のとおり。

- ・選択制御棒挿入機構
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット
- ・非常用交流電源設備

ii 制御棒手動挿入

補助盤室でのスクラムテストスイッチ及び原子炉保護系電源スイッチの操作並びに中央制御室からの手動操作による制御棒挿入，現場でのスクラムパイロット弁制御用空気の排出操作により制御棒を挿入する。

制御棒を手動で挿入する設備は以下のとおり。

- ・スクラムテストスイッチ
- ・原子炉保護系電源スイッチ
- ・スクラムパイロット弁計装用配管・弁
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動水圧系 配管・弁
- ・制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット
- ・制御棒手動操作・監視系

・非常用交流電源設備

(g) 重大事故等対処設備と自主対策設備

原子炉緊急停止で使用する設備のうち、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動水圧系配管・弁及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット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。

原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制で使用する設備のうち、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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。

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（原子炉圧力容器内部）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、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。

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で使用する設備のうち、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 1.1.1）

以上の重大事故等対処設備により、発電用原子炉を緊急に停止できない場合においても、原子炉出力を抑制し、発電用原子炉を未臨界にすることができる。

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。

- ・原子炉手動スクラム P B，原子炉モード・スイッチ「停止」

運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラム P B の操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、主スクラム回路を共有しているため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

- ・原子炉圧力容器内の水位低下操作で使用する設備

耐震性がないものの、常用電源が健全であれば復水・給水系、タービン駆動給水ポンプ、電動機駆動給水ポンプによる原子炉圧力容器への給水量の調整により原子炉圧力容器内の水位を低下できることか

ら、原子炉出力を抑制する手段として有効である。なお、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水が行われている場合は、これらによる原子炉圧力容器内の水位制御を優先する。

- 選択制御棒挿入機構

あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能であり、ATWS発生時の状況によっては発電用原子炉の未臨界の達成又は維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効である。

- スクラムテストスイッチ

全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、補助盤室に設置してある当該スイッチを操作することで制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

- 制御棒手動操作・監視系

全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、スクラムテストスイッチ若しくは原子炉保護系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間、又はこれらの操作が実施できない場合に、手動で制御棒を挿入する手段として有効である。

- 原子炉保護系電源スイッチ

原子炉保護系の監視及び操作はできなくなるものの、当該電源スイッチを操作し、スクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、制御棒の緊急挿入が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

- スクラムパイロット弁計装用配管・弁

全制御棒全挿入が完了するまでに時間を要するものの、現場に設置してある計装用配管内の制御用空気を排出することで制御棒のスクラム動作が可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

## b. 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」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、ATWS時における運転員による一連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。）に定める（第1.1-1表）。

また、重大事故等時に監視が必要となる計器についても整理する（第1.1-2表）。

## 1.1.2 重大事故等時の手順

### 1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

#### (1) EOP「スクラム」(原子炉出力)

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作を実施した場合は、原子炉スクラムの成否を確認するとともに、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることにより原子炉スクラムを確実にする。

##### a. 手順着手の判断基準

原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作をした場合。

##### b. 操作手順

EOP「スクラム」(原子炉出力)における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第1.1-2図に、タイムチャートを第1.1-3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スクラム状況の確認を指示する。原子炉スクラムが成功していない場合は、原子炉手動スクラム操作及び手動による代替制御棒挿入操作を指示する。
- ②中央制御室運転員Aは、スクラム警報の発報の有無、制御棒の挿入状態及び原子炉出力の低下の状況を状態表示にて確認する。
- ③中央制御室運転員Aは、原子炉スクラムが成功していない場合は、原子炉手動スクラム操作及び手動による代替制御棒挿入操作を実施する。
- ④中央制御室運転員Aは、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える。
- ⑤当直副長は、上記④の操作を実施しても全制御棒が全挿入とならず、未挿入の制御棒が1本よりも多い場合は、ATWSと判断し、中央制御室運転員にEOP「反応度制御」へ移行を指示する。

##### 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EOP「反応度制御」への移行まで2分以内で可能である。

(添付資料1.1.6)

#### (2) EOP「反応度制御」

ATWS発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。

##### a. 手順着手の判断基準

EOP「スクラム」(原子炉出力)の操作を実施しても、制御棒1本より

も多くの制御棒が未挿入の場合。

なお、制御棒手動操作・監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合も A T W S と判断する。

## b. 操作手順

E O P 「反応度制御」における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、全制御棒全挿入ランプの点灯及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第 1.1-4 図及び第 1.1-5 図に、概要図を第 1.1-6 図に、タイムチャートを第 1.1-7 図に示す。

- ①当直副長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室運転員に原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作を指示する。
- ②中央制御室運転員 A は、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉再循環ポンプの自動停止状況を状態表示にて確認する。代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動していない場合は、手動操作により原子炉再循環ポンプを停止する。
- ③中央制御室運転員 A は、自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作を実施する。
- ④当直副長は、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作が完了したことを確認し、中央制御室運転員にほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作及び制御棒の挿入操作を同時に行うことを指示する。同時に行うことが不可能な場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。
- ⑤中央制御室運転員 A は、ほう酸水注入ポンプ (A) 又は (B) の起動操作 (S L C 起動操作スイッチを「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) - S L C 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、併せて、ほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下、平均出力領域計装指示値又は中性子源領域計装指示値の低下を確認する。
- ⑥中央制御室運転員 B は、発電用原子炉が隔離状態の場合は、復水・給水系、タービン駆動給水ポンプ、電動機駆動給水ポンプ、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量を減少させ、原子炉圧力容器内の水位を低下させることで原子炉出力を 3 % 未満に維持する。原子炉出力を 3 % 未満に維持できない場合は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低 (レベル 1 H) 以上に維持するように原子炉圧力容器内の水位の低下操作を実施する。

⑦中央制御室運転員A及びB又は現場運転員C及びDは、以下の操作により制御棒を挿入する。

- ・原子炉手動スクラム操作
- ・手動操作による代替制御棒挿入機能の作動
- ・手動操作による選択制御棒挿入機構の作動
- ・制御棒手動挿入操作
- ・スクラムテストスイッチの操作
- ・原子炉保護系電源スイッチの操作
- ・スクラムパイロット弁制御用空気の排出操作
- ・原子炉スクラムリセット後の手動スクラムPBによる原子炉手動スクラム操作
- ・原子炉スクラムリセット後の手動操作による代替制御棒挿入機能の作動
- ・原子炉スクラムリセット後のスクラムテストスイッチの操作

⑧当直副長は、上記⑦の操作を実施中に全制御棒全挿入又は1本のみ制御棒未挿入の状態まで挿入完了した場合は、中央制御室運転員にほう酸水注入系の停止を指示する。

制御棒を挿入できなかった場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認し、中央制御室運転員にほう酸水注入系の停止を指示する。

⑨当直副長は、中央制御室運転員に逃がし安全弁からの蒸気流入によるサブプレッション・プール水温度の上昇を抑制するため、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）の起動を指示する。

⑩中央制御室運転員Bは、残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）を起動する。

⑪当直副長は、サブプレッション・プール水温度指示値が規定値に到達した場合は、中央制御室運転員にサブプレッション・チェンバを水源として運転している原子炉隔離時冷却系の停止操作を指示する。

⑫中央制御室運転員Bは、手動操作により原子炉隔離時冷却系の停止操作を実施する。

### c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の想定時間は以下のとおり。

- ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動確認完了：1分30秒以内
- ・自動減圧系及び代替自動減圧機能の起動阻止操作完了：2分30秒以内
- ・ほう酸水注入系の起動操作完了：5分30秒以内
- ・残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）操作完了：46分30秒以内
- ・原子炉圧力容器内の水位低下操作開始：5分30秒以内



- ・制御棒手動挿入操作開始：6分30秒以内
- ・原子炉手動スクラム操作及び代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作完了：6分以内
- ・選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制操作完了：6分30秒以内
- ・原子炉スクラムリセット後の原子炉手動スクラム操作完了：16分以内
- ・原子炉スクラムリセット後の代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作完了：26分30秒以内

現場運転員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の想定時間は以下のとおり。

- ・スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作完了：15分30秒以内
- ・原子炉保護系電源スイッチ操作完了：21分30秒以内
- ・スクラムパイロット弁制御用空気の排出操作完了：36分30秒以内
- ・原子炉スクラムリセット後のスクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作完了：46分30秒以内

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 1.1.4, 添付資料 1.1.5, 添付資料 1.1.6, 添付資料 1.1.7, 添付資料 1.1.9)

### (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1.1-8図に示す。

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べき状況にもかかわらず、全制御棒が発電用原子炉へ全挿入されない場合、EOP「スクラム」(原子炉出力)に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である原子炉手動スクラムPBの操作、手動による代替制御棒挿入操作及び原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作により、発電用原子炉を緊急停止させる。

原子炉手動スクラムPBの操作、手動による代替制御棒挿入操作及び原子炉モード・スイッチの「停止」位置への切替え操作を実施しても発電用原子炉の緊急停止ができない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。EOP「反応度制御」に従い、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系及び代替自動減圧機能の自動起動阻止操作を行うとともに、発電用原子炉を未臨界にするため、ほう酸水注入系を速やかに起動させる。

また、原子炉出力を抑制するため、原子炉圧力容器内の水位低下操作を行う。

さらに、制御棒挿入により発電用原子炉を未臨界にするため、スクラム弁の開閉状態に合わせた操作により全制御棒全挿入操作を行う。

#### 1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

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・プール水の除熱手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

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。

第 1.1-1 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)  
(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	原子炉保護系	原子炉手動スクラム	原子炉手動スクラムPB <sup>※1</sup> 原子炉モード・スイッチ「停止」 <sup>※1</sup> 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管・弁 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「スクラム」(原子炉出力)
			代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入	ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能) <sup>※2</sup> 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管・弁 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	重大事故等対処設備
		非常用交流電源設備		重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	
		原子炉再循環ポンプ停止による 原子炉出力抑制	ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) <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) 「反応度制御」
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	

※1：発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムPBの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

対応手段，対応設備，手順書一覧(2 / 3)  
(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	原子炉保護系	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	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	重大事故等 対応設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」
			非常用交流電源設備	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	
		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	重大事故等 対応設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」
			非常用交流電源設備	重大事故等対応設備 (設計基準拡張)	
		選択制御棒挿入機構による 原子炉出力抑制	選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管・弁 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	自主対策設備	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」

※1：発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に，原子炉手動スクラムP Bの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対応設備であり，重大事故等対応設備とは位置付けない。

※2：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

対応手段，対応設備，手順書一覧(3 / 3)  
 (フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	手順書	
フロントライン系故障時	原子炉保護系	制御棒手動挿入	スクラムテストスイッチ 原子炉保護系電源スイッチ スクラムパイロット弁計装用配管・弁 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 配管・弁 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 制御棒手動操作・監視系 非常用交流電源設備	自主対策設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」
		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	原子炉水位制御系 復水・給水系，タービン駆動給水ポンプ，電動機 駆動給水ポンプ 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレー系 非常用交流電源設備	自主対策設備	事故時操作要領書 (微候ベース) 「反応度制御」

※1：発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に，原子炉手動スクラムPBの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対応設備であり，重大事故等対応設備とは位置付けない。

※2：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

第 1.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧(1 / 3)

対应手順	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)
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対应手順 (1) EOP 「スクラム」 (原子炉出力)		
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「スクラム」 (原子炉出力)  原子炉手動スクラム	判断 基準	スクラム発生の有無 スクラム警報
		スクラム要素 原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化 <sup>※1</sup>
		プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系
		原子炉出力 平均出力領域計装
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「スクラム」 (原子炉出力) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	操作	プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系
		原子炉出力 平均出力領域計装 中性子源領域計装

※1 : 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照

# 監視計器一覧(2 / 3)

対応手順	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)	
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」  原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	判断基準	プラント停止状態  全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系	
	操作	原子炉再循環ポンプ しゃ断器開放状態	原子炉再循環ポンプしゃ断器表示灯
		原子炉再循環 ポンプ運転状態	原子炉再循環ポンプ表示灯
		原子炉出力	平均出力領域計装 中性子源領域計装
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」  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	判断基準	プラント停止状態  全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系	
	操作	自動減圧起動阻止, 代替自動減圧起動阻止状態	「ADS / AM-ADS 起動阻止」警報
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」  ほう酸水注入	操作	未臨界の維持又は監視	平均出力領域計装 中性子源領域計装 ほう酸水注入ポンプ出口圧力 ほう酸水貯蔵タンク液位
		原子炉浄化系運転状態	原子炉浄化系隔離弁表示灯
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」  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	操作	原子炉出力	平均出力領域計装 中性子源領域計装
		原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯
		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	原子炉給水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量
		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 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力

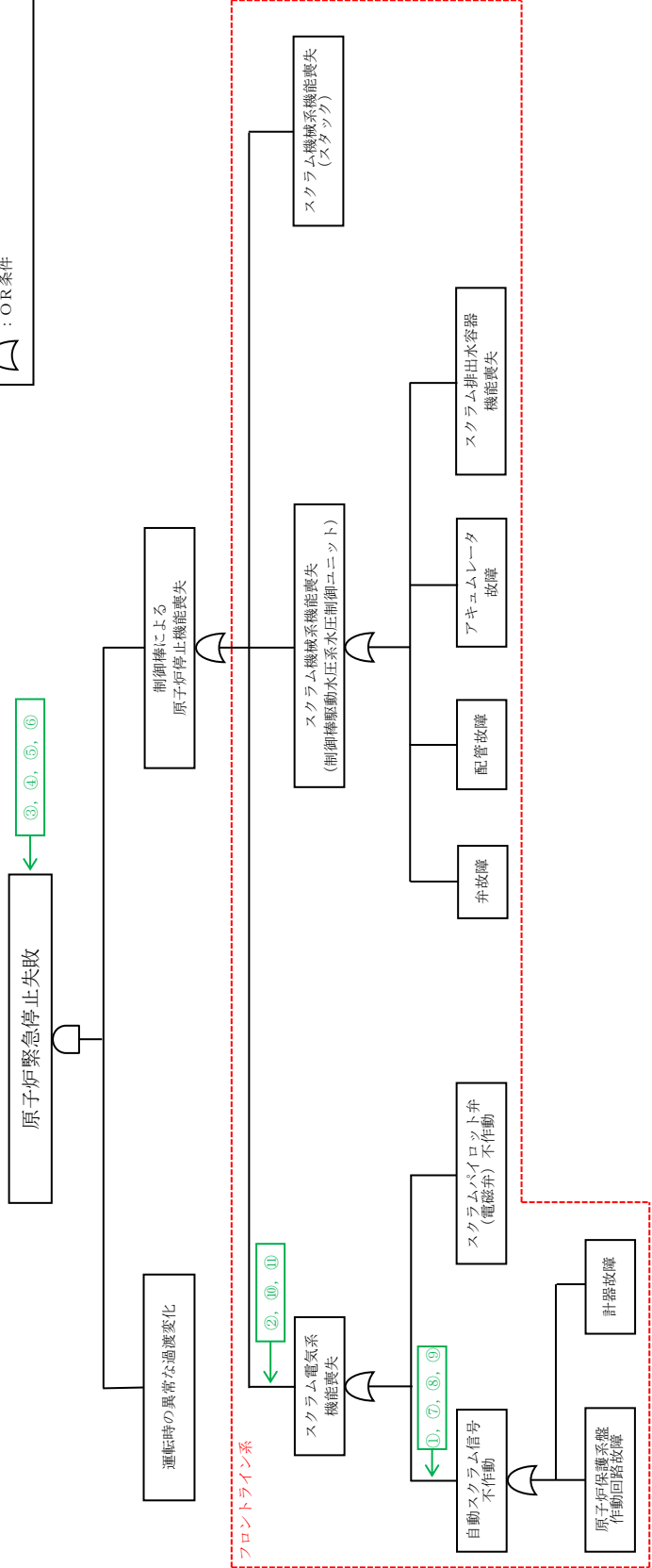
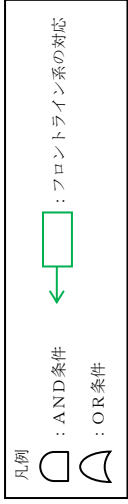
※1 : 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照

## 監視計器一覧(3/3)

対応手順	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)	
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) EOP「反応度制御」			
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」  原子炉手動スクラム	判断基準	スクラム発生の有無	スクラム警報
		スクラム要素	原子炉自動スクラムに至るパラメータの変化※1
		プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系
		原子炉出力	平均出力領域計装
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」  代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入 (手動)	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系
		原子炉出力	平均出力領域計装 中性子源領域計装
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」  選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	操作	プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系
		原子炉出力	平均出力領域計装 中性子源領域計装
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「反応度制御」  制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態	スクラム弁開閉表示 全制御棒全挿入ランプ 制御棒手動操作・監視系
		原子炉出力	平均出力領域計装 中性子源領域計装
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)
		補助監視機能	制御棒駆動水圧系駆動水差圧

※1 : 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照





- フロントライン系故障時の対応手段
- 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
  - 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
  - 制御棒手動挿入 (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 (スクラムデスタイスイッチ)
  - 制御棒手動挿入 (原子炉保護系電源スイッチ)
  - 制御棒手動挿入 (制御棒手動操作・監視系)
  - 制御棒手動挿入 (スクラムパイロット弁制御用空気排出によるスクラム)

注：サポート系故障（電源喪失又は制御用空気喪失）は、原子炉保護系の電源又はスクラム弁の制御用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

第 1.1-1 図 機能喪失原因対策分析

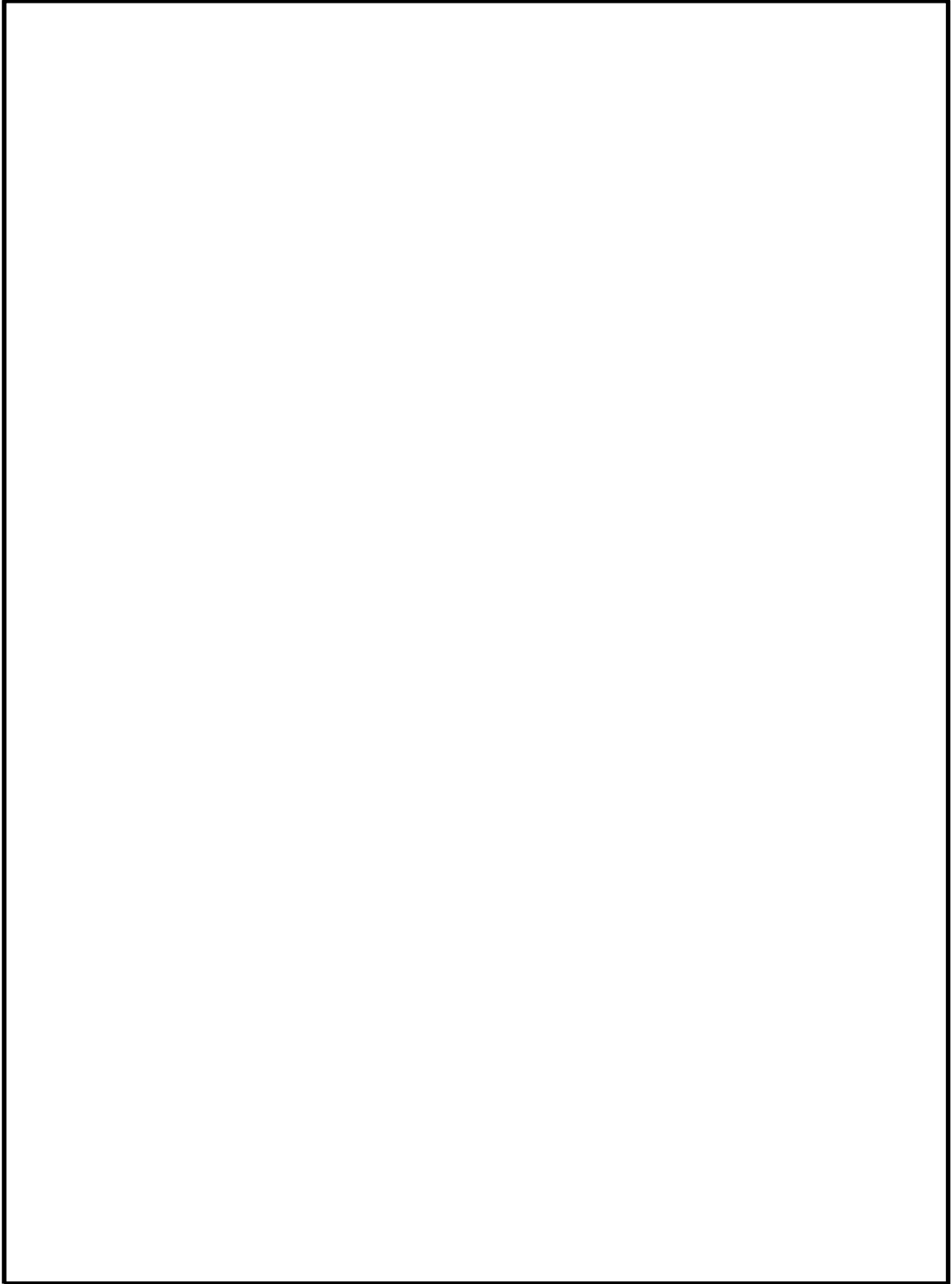
凡例: フロントライン系      サポート系      故障を想定      対応手段あり

フロントライン系, サポート系の整理, 故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	
原子炉緊急停止 失敗	運転時の異常な 過渡変化				
	制御棒による 原子炉停止 機能喪失	スクラム機械系機能喪失 (スタック)			
		スクラム機械系機能喪失 (制御棒駆動水圧系 水圧制御ユニット)	配管故障		
			弁故障		
			アキュムレータ 故障		
			スクラム排水容器 機能喪失		
		スクラム電気系機能喪失	スクラムパイロット弁 (電磁弁) 不動作		
			自動スクラム信号 不動作		原子炉保護系盤 作動回路故障 計器故障

※ 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 1.1-1 図 機能喪失原因対策分析 (補足)

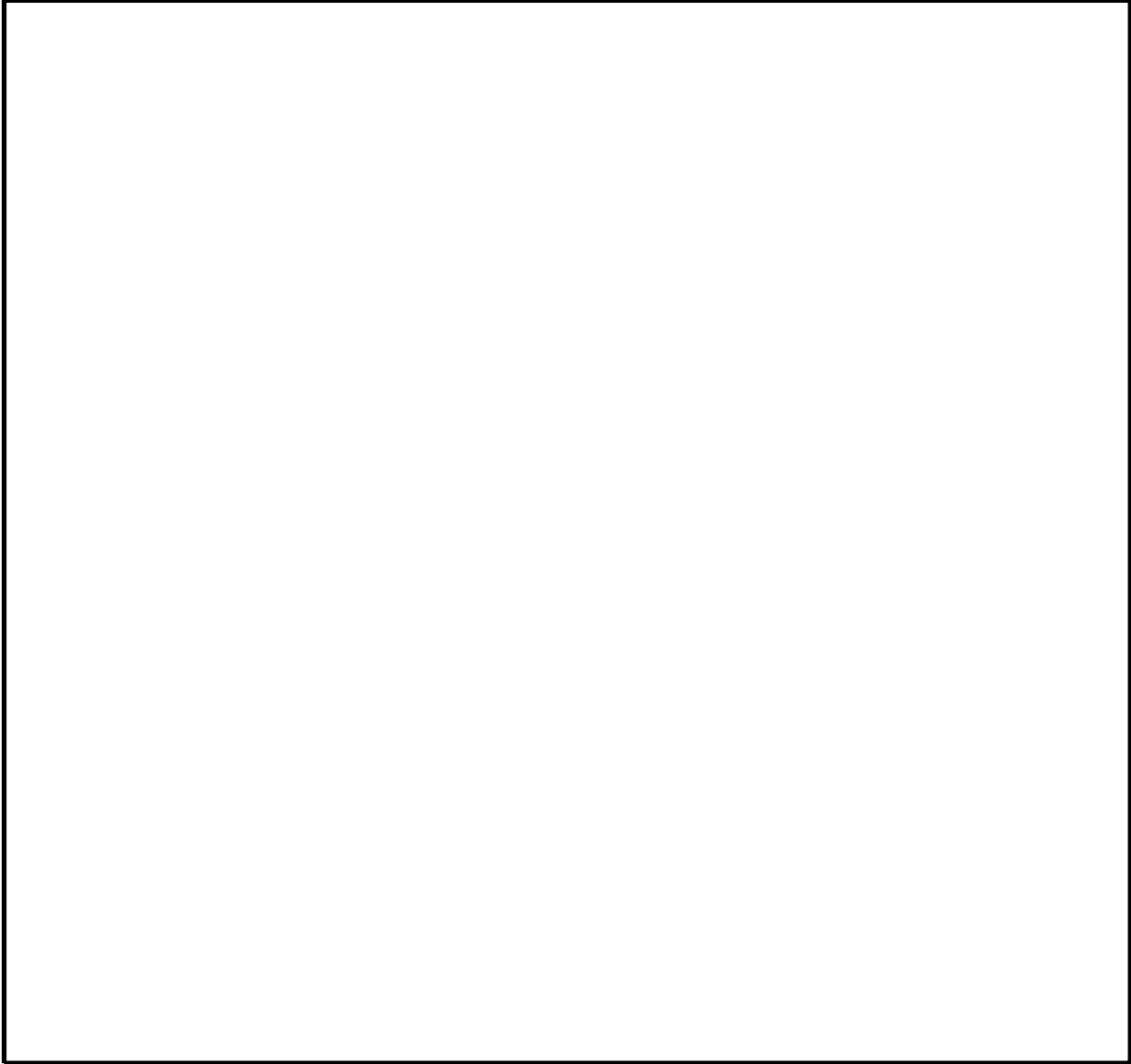


第1.1-2図 EOP「スクラム」における発電用原子炉の  
緊急停止対応フロー

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)			備考	
	1	2	3		
手順の項目	2分 EOP「反応度制御」へ移行				
	▽ 事象発生				
EOP「スクラム」	要員(数)  中央制御室運転員A 1	スクラム成否の確認			
		原子炉手動スクラム操作及び代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作			
		原子炉モード・スイッチ「停止」位置切替え			
		全制御棒全挿入状況確認			
		制御棒挿入状況確認(制御棒1本よりも多くの制御棒が未挿入)			
		EOP「反応度制御」へ移行			

第1.1-3図 EOP「スクラム」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート



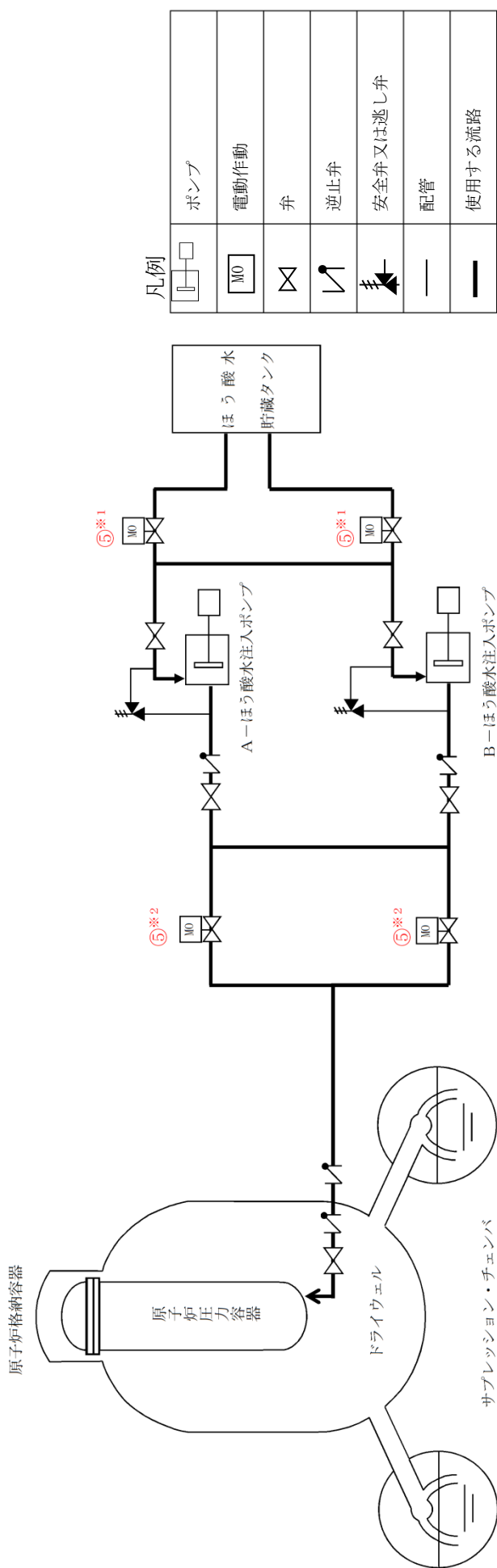
第1.1-4図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の  
緊急停止対応フロー

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1.1-5図 EOP「S/C温度制御」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。



操作手順	弁名称
⑤**1	A (B) - S L C タンク 出口 弁
⑤**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。

凡例	
	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	安全弁又は逃し弁
	配管
	使用する流路

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	13	14	15						
手順の項目	▽ EOP「スクラム」より搬入																				
EOP「反応制御」	要員(数)																				
	中央制御室運転員A	1																			
	中央制御室運転員B	1																			

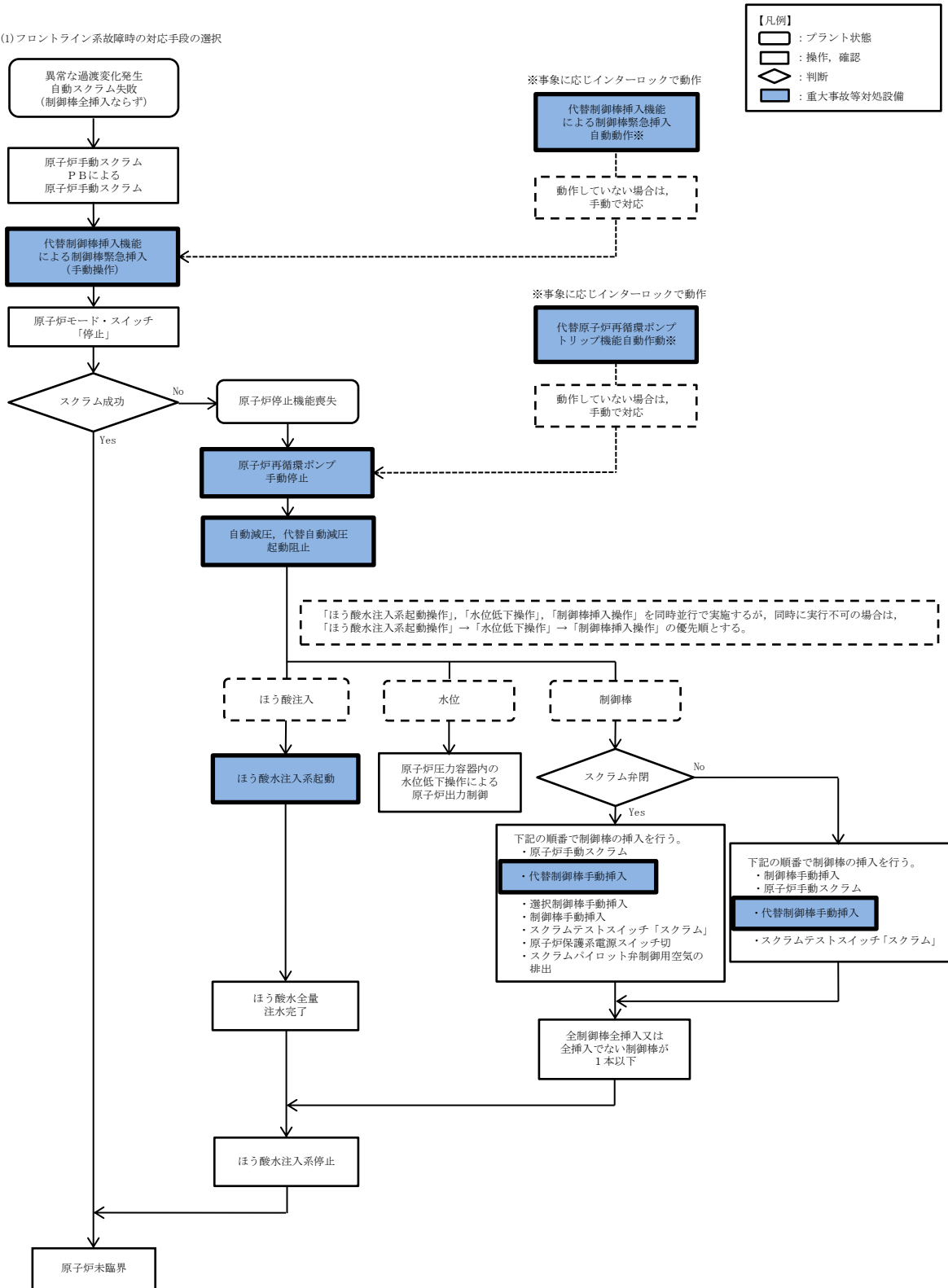
必要な要員と作業項目	経過時間 (分)															備考						
	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19							
手順の項目																						
EOP「反応制御」 (スクラムが閉の場合)	要員(数)																					
	中央制御室運転員A	1																				
	中央制御室運転員B	原子炉自動スクラム操作																				
		原子炉自動スクラム操作																				
		原子炉スクラムリセット操作																				
代替制御室運転員による制御室急停止操作																						
現場運転員C、D	2																					

必要な要員と作業項目	経過時間 (分)															備考					
	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19						
手順の項目																					
EOP「反応制御」 (スクラムが閉の場合)	要員(数)																				
	中央制御室運転員A	1																			
	中央制御室運転員B	1																			
現場運転員C、D	原子炉自動スクラム操作及び代替制御室急停止操作																				
	現場運転員C、D	2																			

第1.1-7図 EOP「反応度制御」における発電用原子炉の緊急停止対応 タイムチャート



(1) フロントライン系故障時の対応手段の選択



第 1.1-8 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 / 6)

技術的能力審査基準 (1.1)	番号	設置許可基準規則 (44 条)	技術基準規則 (59 条)	番号
<p><b>【本文】</b>                      発電用原子炉設置者において、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が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉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とともに、発電用原子炉を未臨界に移行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、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が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉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とともに、発電用原子炉を未臨界に移行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、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が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉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とともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑥
<p><b>【解釈】</b>                      1 「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のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。                      2 「発電用原子炉を未臨界に移行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44条に規定する「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が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。                      2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行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59条に規定する「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が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。                      2 第59条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行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) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通                      a) 上記1の「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のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p>	②	<p>(1) BWR                      a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路(ARI)を整備すること。</p>	<p>(1) BWR                      a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路(ARI)を整備すること。</p>	⑦
<p>(2) BWR                      a) 上記1の「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のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p>	③	<p>b) 上記1の「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が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p>	<p>b) 上記1の「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が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p>	⑧
<p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。</p>	④	<p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を整備すること。</p>	<p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を整備すること。</p>	⑨
<p>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を起動させること。</p>	⑤	<p>(2) PWR                      a) 上記1の「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が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p>	<p>(2) PWR                      a) 上記1の「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が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p>	—
<p>(3) PWR                      a) 上記1の「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のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p>	—	<p>b) 上記1の「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が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p>	<p>b) 上記1の「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が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p>	—
<p>b) 上記1の「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のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。</p>	—			—

※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムPBの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2 自動で動作させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。

## 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		
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) ※2	既設	① ② ⑥ ⑦	原子炉手動スクラム	原子炉手動スクラム P B ※1	常設	2分	1人	自主対策とする理由は本文参照		
	制御棒	既設			原子炉モード・スイッチ「停止」※1	常設					
	制御棒駆動機構	既設			制御棒	常設					
	制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	既設			制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	常設					
	制御棒駆動水圧系 配管・弁	既設			制御棒駆動水圧系 配管・弁	常設					
	非常用交流電源設備	既設			制御棒駆動機構	常設					
					非常用交流電源設備	常設					
					選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	選択制御棒挿入機構	常設	6分30秒	1人	自主対策とする理由は本文参照	
					制御棒	常設					
					制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	常設					
					制御棒駆動水圧系 配管・弁	常設					
					制御棒駆動機構	常設					
						非常用交流電源設備	常設				
						スクラムテストスイッチ	常設	15分30秒	2人	自主対策とする理由は本文参照	
						制御棒	常設				
						制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	常設				
						制御棒駆動水圧系 配管・弁	常設				
						制御棒駆動機構	常設				
							原子炉保護系電源スイッチ	常設	21分30秒	2人	自主対策とする理由は本文参照
						制御棒	常設				
						制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	常設				
						制御棒駆動水圧系 配管・弁	常設				
						制御棒駆動機構	常設				
							制御棒手動操作・監視系	常設	6分30秒以内に開始し，継続	1人	自主対策とする理由は本文参照
				制御棒	常設						
				制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	常設						
				制御棒駆動水圧系 配管・弁	常設						
				制御棒駆動機構	常設						
					非常用交流電源設備	常設					
					スクラムパイロット弁計装用配管・弁	常設	36分30秒	2人	自主対策とする理由は本文参照		
				制御棒	常設						
				制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	常設						
				制御棒駆動水圧系 配管・弁	常設						
				制御棒駆動機構	常設						

※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に，原子炉手動スクラム P B の操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。

## 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
原子炉再循環ポンプ停止 による原子炉出力抑制	ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) ※2	既設	① ③ ⑥ ⑧	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	原子炉水位制御系	常設	5分30秒以内に開始し，継続	1人	自主対策とする理由は本文参照
					復水・給水系，タービン駆動給水ポンプ，電動機駆動給水ポンプ	常設			
					原子炉隔離時冷却系	常設			
					高圧炉心スプレイ系	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
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	自動減圧系起動阻止スイッチ	新設	① ⑥	—	—	—	—	—	—
	代替自動減圧起動阻止スイッチ	新設		—	—	—	—	—	—
	非常用交流電源設備	既設		—	—	—	—	—	—
ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	—	—	—	—	—	—
	ほう酸水貯蔵タンク	既設		—	—	—	—	—	—
	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)	既設		—	—	—	—	—	—
	原子炉圧力容器	既設		—	—	—	—	—	—
	非常用交流電源設備	既設		—	—	—	—	—	—

※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に，原子炉手動スクラムPBの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。

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 (1.1)	適合方針
<p><b>【要求事項】</b>            発電用原子炉設置者において、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が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉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とともに、発電用原子炉を未臨界に移行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>運転時の異常な過渡変化時において、A T W Sが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉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とともに、発電用原子炉を未臨界に移行させる手段として、A T W S緩和設備(代替制御棒挿入機能)、A T W S緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)、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及びほう酸水注入系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とともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等を整備する。</p>
<p><b>【解釈】</b>            1 「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のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p>	<p>—</p>
<p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行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>

※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムP Bの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2 自動で動作させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。

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 (1.1)	適合方針
<p>(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通                      a) 上記1の「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のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)により発電用原子炉を緊急停止するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>(2) BWR                      a) 上記1の「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のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合の手段として、原子炉再循環ポンプを手動で停止させるために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ほう酸水注入系を起動する判断基準を明確に定める。</p>
<p>c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時、ATWSが発生した場合において、中性子束振動の有無にかかわらずほう酸水注入系を動作させるために必要な手順等を整備する。</p>

※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムPBの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。

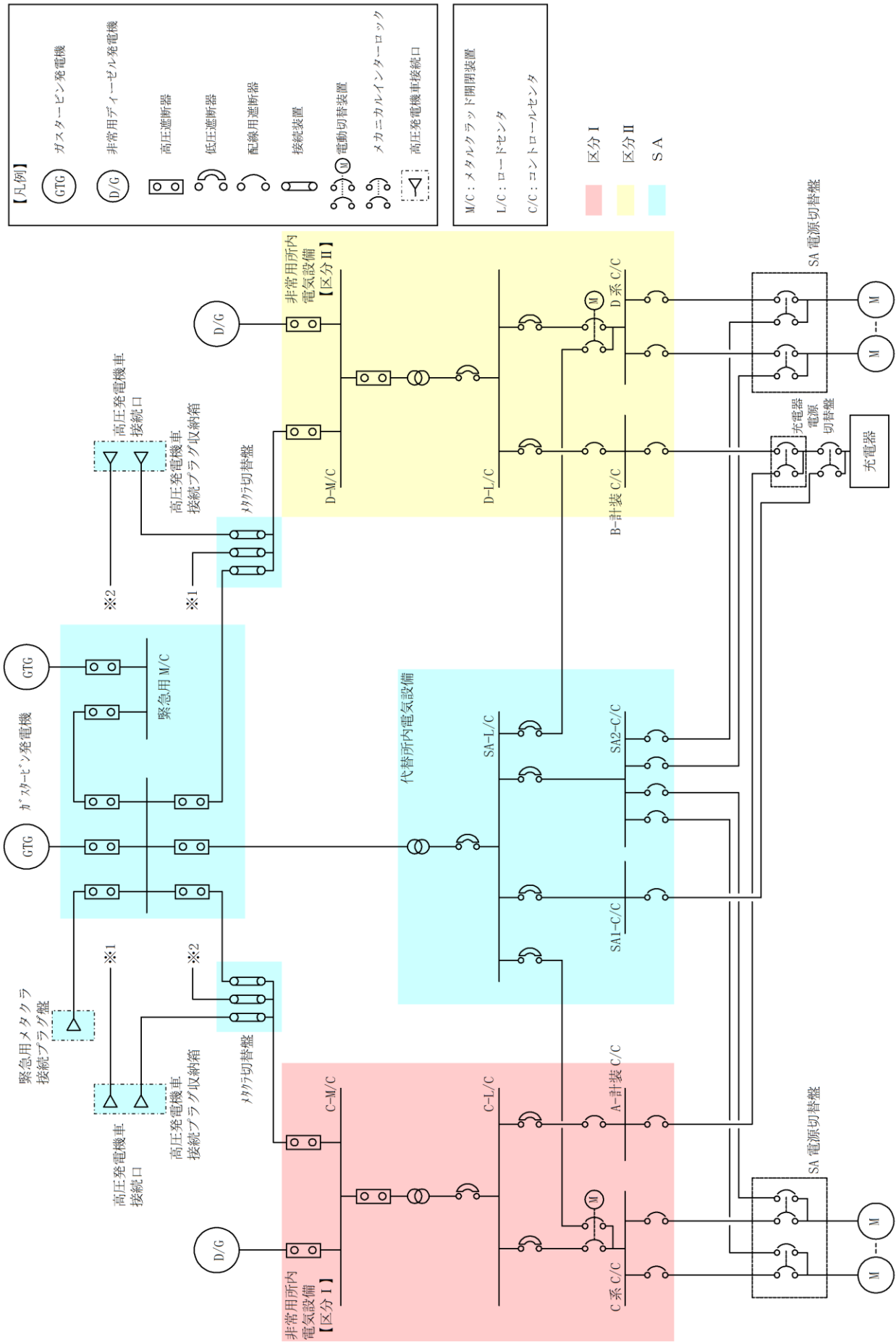
※2 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。

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 (1.1)	適合方針
<p>(3) PWR                      a) 上記1の「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のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p>	<p>対象外</p>
<p>b) 上記1の「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のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。</p>	<p>対象外</p>

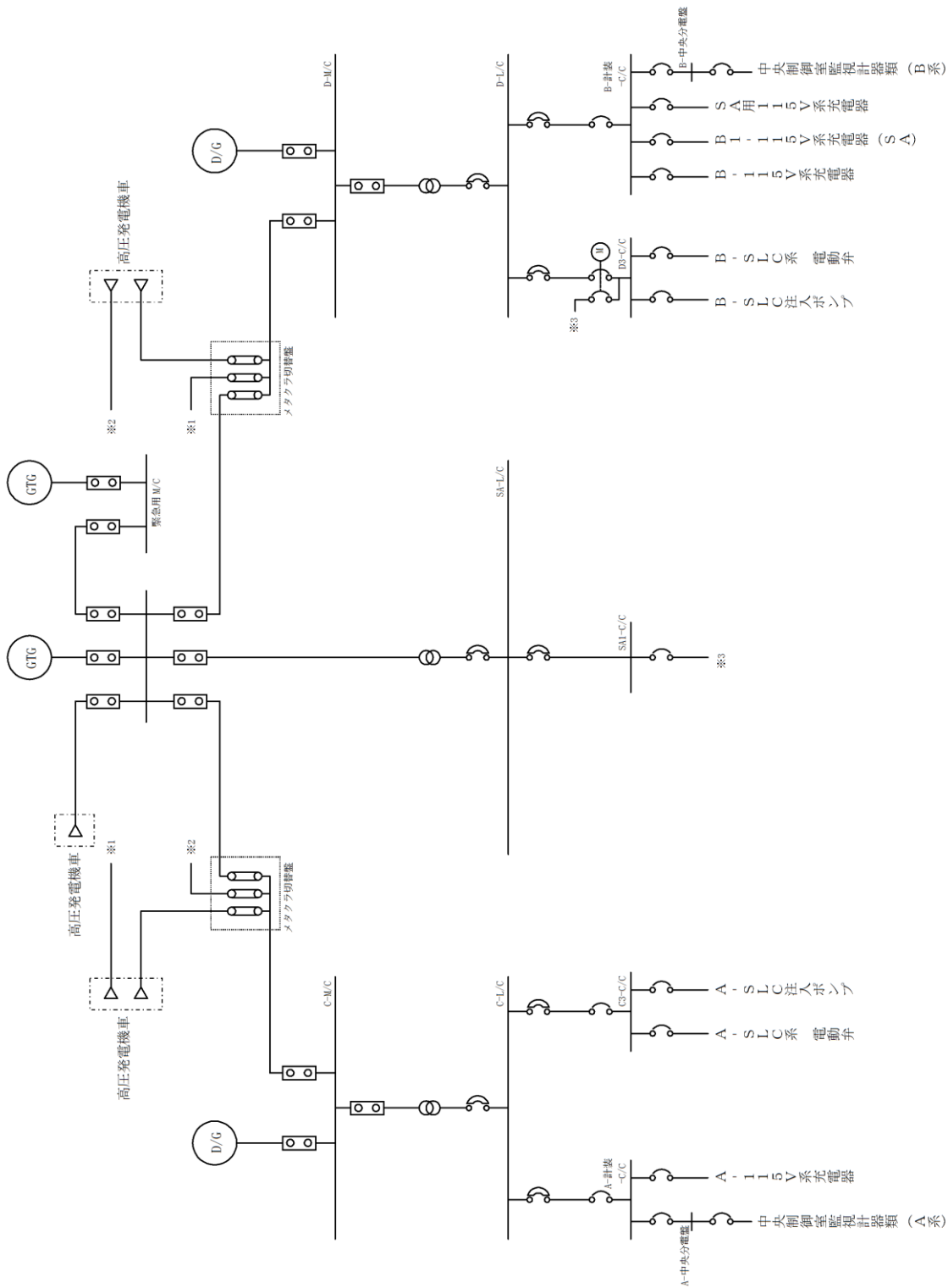
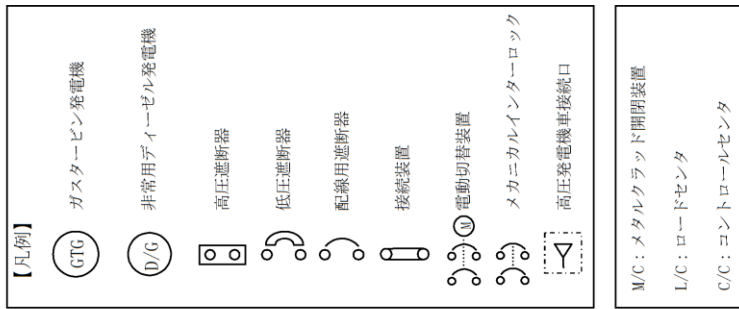
※1 発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に、原子炉手動スクラムPBの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で動作させる機能がある。

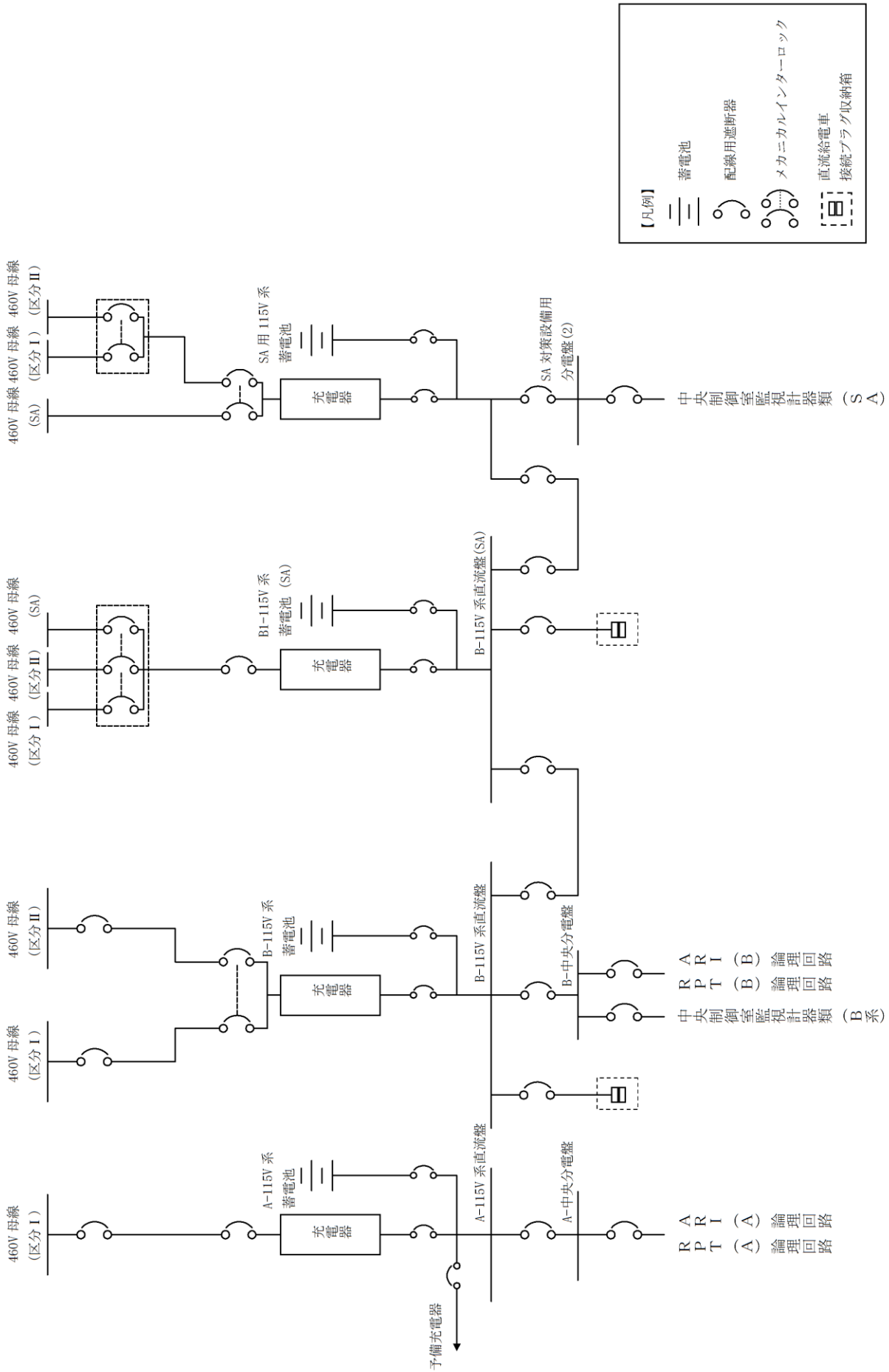


第 1 図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)





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)

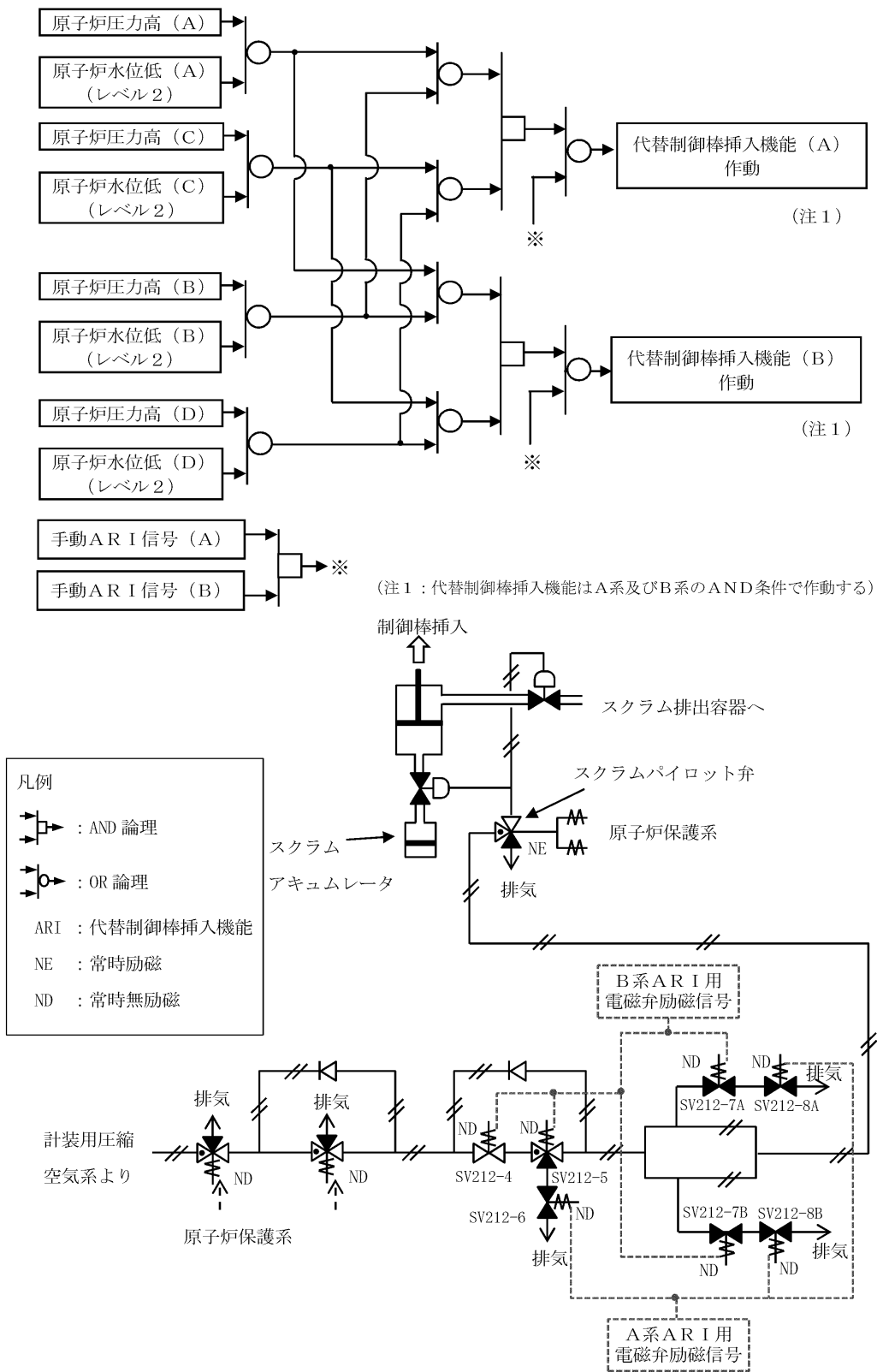


第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (直流電源)

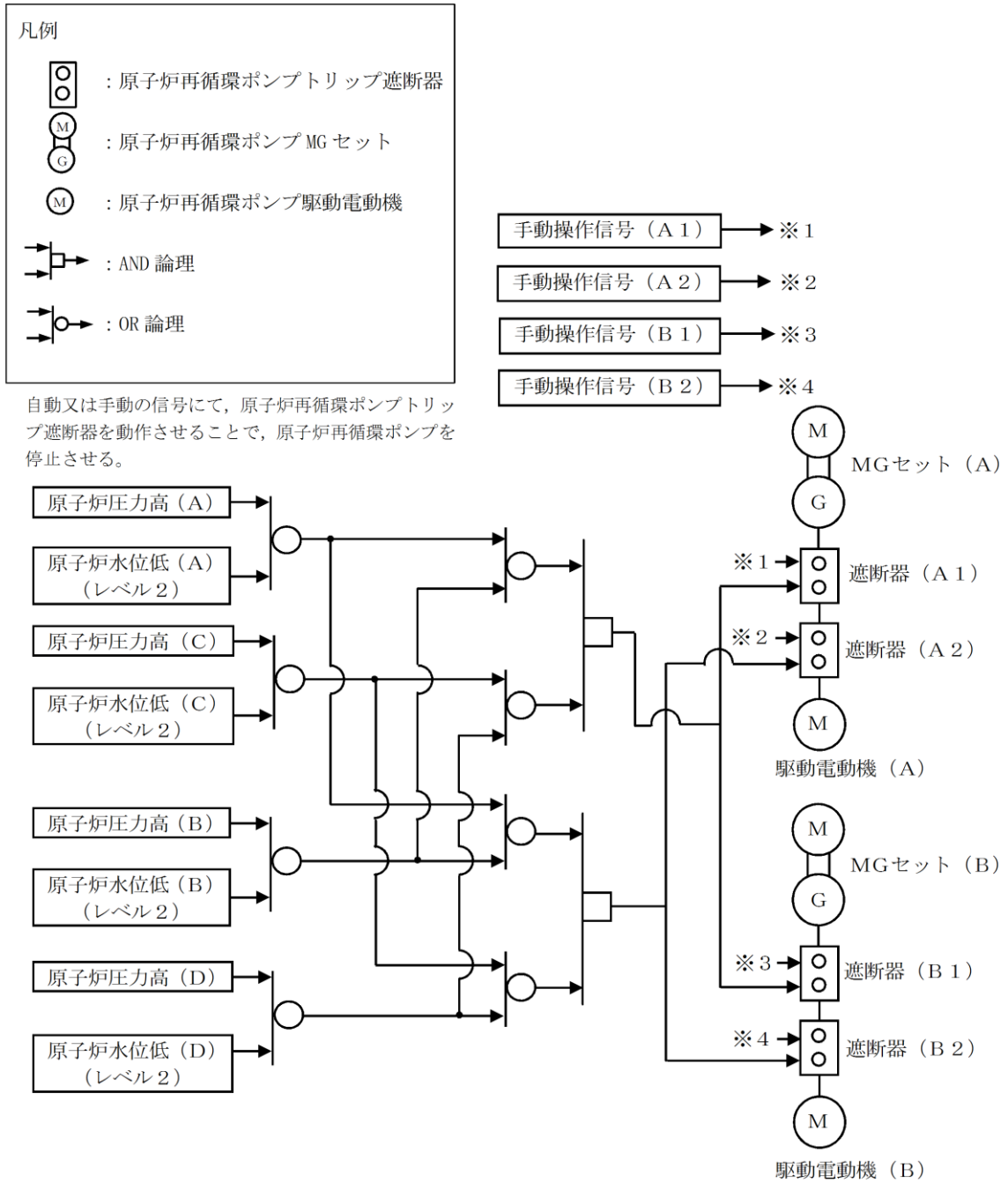
原子炉自動スクラム設定値リスト

--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1図 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）説明図



第 1 図 ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) 説明図

## 重大事故対策の成立性

## 1. EOP「スクラム」(原子炉出力)

## a. 操作概要

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉自動スクラム信号が発信した場合又は原子炉手動スクラム操作を実施した場合は、原子炉スクラムの成否を確認するとともに、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることにより原子炉スクラムを確実にする。

## b. 作業場所

制御室建物 4 階 (非管理区域) (中央制御室)

## c. 必要要員数及び想定時間

EOP「スクラム」(原子炉出力)に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数 : 1 名 (中央制御室運転員 1 名)

想定時間 : 2 分以内 (所要時間目安<sup>\*1</sup> : 1 分 40 秒)

※1 : 所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

## 想定時間内訳

## 【中央制御室運転員】

●スクラム成否の確認 : 想定時間 20 秒, 所要時間目安 20 秒

・確認 : 所要時間目安 20 秒 (中央制御室)

●原子炉手動スクラム操作及び代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作 : 想定時間 30 秒, 所要時間目安 20 秒

・操作 : 所要時間目安 20 秒 (中央制御室)

●原子炉モード・スイッチ「停止」位置切替え : 想定時間 20 秒, 所要時間目安 10 秒

・操作 : 所要時間目安 10 秒 (中央制御室)

●全制御棒全挿入状況確認 : 想定時間 20 秒, 所要時間目安 20 秒

・確認 : 所要時間目安 20 秒 (中央制御室)

●制御棒挿入状況確認 (制御棒 1 本よりも多くの制御棒が未挿入) : 想定時間 20 秒, 所要時間目安 20 秒

・確認 : 所要時間目安 20 秒 (中央制御室)

- EOP「反応度制御」への移行：想定時間 10 秒，所要時間目安 10 秒
  - ・ 移行：所要時間目安 10 秒（中央制御室）

d. 操作の成立性について

(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，容易に操作可能である。

2. EOP「反応度制御」

a. 操作概要

A T W S 発生時に，発電用原子炉を安全に停止させる。

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）

原子炉建物原子炉棟 2 階（管理区域）

c. 必要要員数及び想定時間

EOP「反応度制御」に必要な要員数，想定時間は以下のとおり。

必要要員数：4 名（中央制御室運転員 2 名，現場運転員 2 名）

想定時間：「スクラム弁が閉の場合」

36 分 30 秒以内（所要時間目安<sup>※1</sup>：17 分）

「スクラム弁が開の場合」

46 分 30 秒以内（所要時間目安<sup>※1</sup>：31 分 20 秒）

※1：所要時間目安は，実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

「共通対応」

【中央制御室運転員】

- 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動確認：想定時間 1 分 30 秒，所要時間目安 20 秒

- ・ 確認：所要時間目安 20 秒（中央制御室）

- 自動減圧系及び代替自動減圧機能の起動阻止操作：想定時間：1 分，所要時間目安 40 秒

- ・ 操作：所要時間目安 40 秒（中央制御室）

- ほう酸水注入系の起動操作：想定時間 3 分，所要時間目安 2 分
  - ・操作：所要時間目安 2 分（中央制御室）

- 原子炉圧力容器内の水位低下操作：想定時間「適宜実施」
  - ・操作：「適宜実施」（中央制御室）

「スクラム弁が閉の場合」

【中央制御室運転員】

- 原子炉手動スクラム操作及び代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作：想定時間 30 秒，所要時間目安 20 秒
  - ・操作：所要時間目安 20 秒（中央制御室）

- 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制操作：想定時間 30 秒，所要時間目安 10 秒
  - ・操作：所要時間目安 10 秒（中央制御室）

- 制御棒手動挿入操作：想定時間「全制御棒全挿入まで連続実施」
  - ・手動挿入準備：所要時間目安 1 分（中央制御室）
  - ・手動挿入操作：「全制御棒全挿入まで連続実施」（中央制御室）

- 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）操作：想定時間 10 分，所要時間目安 3 分
  - ・操作：所要時間目安 3 分（中央制御室）

【現場運転員】

- スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作：想定時間 10 分，所要時間目安 5 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）
  - ・操作：所要時間目安 3 分（操作対象 137 個：補助盤室）

- 原子炉保護系電源スイッチ操作：想定時間 6 分，所要時間目安 2 分
  - ・操作：所要時間目安 2 分（補助盤室）

- スクラムパイロット弁制御用空気の排出操作：想定時間 15 分，所要時間目安 8 分
  - ・移動：所要時間目安 6 分（移動経路：中央制御室から原子炉建物原子炉棟 2 階）
  - ・操作：所要時間目安 2 分（操作対象 2 弁：原子炉建物原子炉棟 2 階）



「スクラム弁が開の場合」

【中央制御室運転員】

- 制御棒手動挿入操作：想定時間「全制御棒全挿入まで連続実施」
  - ・手動挿入準備：所要時間目安 1 分（中央制御室）
  - ・手動挿入操作：「全制御棒全挿入まで連続実施」（中央制御室）
  
- 原子炉スクラムリセット操作：想定時間 10 分，所要時間目安 8 分
  - ・操作：所要時間目安 8 分（中央制御室）
  
- 原子炉手動スクラム操作：想定時間 30 秒，所要時間目安 10 秒
  - ・操作：所要時間目安 10 秒（中央制御室）
  
- 原子炉スクラムリセット操作：想定時間 10 分，所要時間目安 8 分
  - ・操作：所要時間目安 8 分（中央制御室）
  
- 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作：想定時間 30 秒，所要時間目安 10 秒
  - ・操作：所要時間目安 10 秒（中央制御室）
  
- 原子炉スクラムリセット操作：想定時間 10 分，所要時間目安 8 分
  - ・操作：所要時間目安 8 分（中央制御室）
  
- 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）操作：想定時間 10 分，所要時間目安 3 分
  - ・操作：所要時間目安 3 分（中央制御室）

【現場運転員】

- スクラムテストスイッチによる制御棒挿入操作：想定時間 10 分，所要時間目安 5 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）
  - ・操作：所要時間目安 3 分（操作対象 137 個：補助盤室）

d. 操作の成立性について

(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，容易に操作可能である。

(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、ヘッドライト又は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、ヘッドライト又は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：通常のスィッチ操作であり、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。

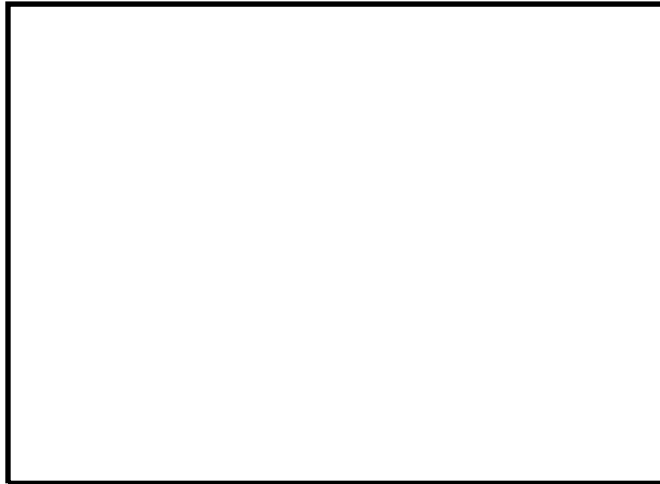
(c) 現場操作

作業環境：電源内蔵型照明を作業エリアに配備しており、建物内照明消灯における操作性を確保している。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服)を着用又は携行して作業を行う。

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、ヘッドライト又は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：通常運転時等に行う弁操作と同等であり、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。

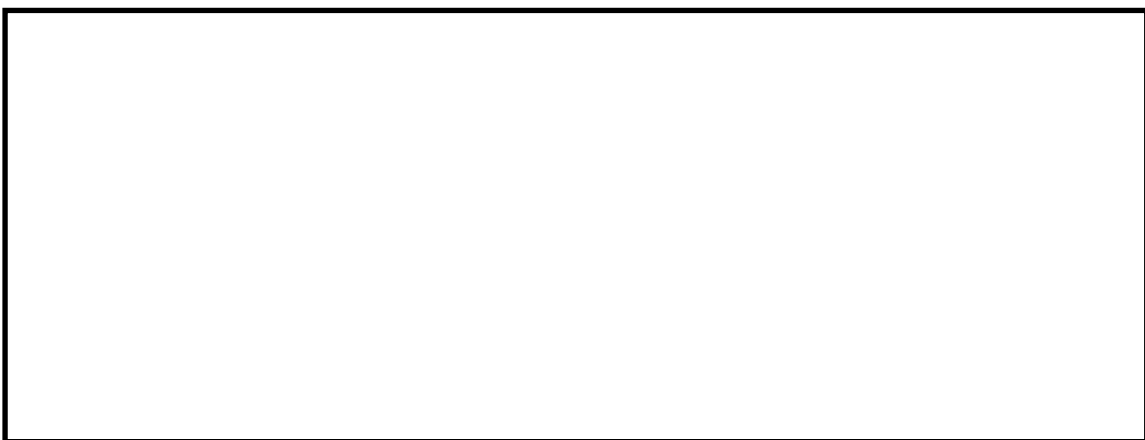
連絡手段：有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。



スクラムテストスイッチによる個別スクラム操作



原子炉保護系電源スイッチの操作



スクラムパイロット弁制御用空気の排出操作

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。

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  
設定根拠の考え方について

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設定根拠の考え方を以下に示す。

1. サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について

サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方を第1表に示す。

第1表

操作項目	判断基準	考え方
原子炉隔離時冷却系の停止	サプレッション・プール水温度：100℃	原子炉隔離時冷却系の高温耐性（110℃）に余裕を考慮して設定

2. 原子炉出力における設定根拠の考え方について

原子炉出力における設定根拠の考え方を第2表に示す。

第2表

操作項目	判断基準	考え方
原子炉圧力容器内の水位の水位低下操作	発電用原子炉の状態：隔離	逃がし安全弁によるサプレッション・プール水温度上昇抑制のため、発電用原子炉の隔離状態を設定

## 原子炉手動スクラムにおける設備の位置付けについて

現在、原子炉自動スクラムに失敗した場合、原子炉手動スクラムPB及び原子炉モード・スイッチを使用して、手動で発電用原子炉を停止する手順としている。これら手動で発電用原子炉を停止するために使用する設備は、技術的能力審査基準「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」において、自主対策設備として位置付けている。

以下、これらの設備を自主対策設備として位置付けている理由とその妥当性について整理する。

## 1. 原子炉手動スクラムに係る設備を自主対策設備とする理由について

運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉保護系である。このため、技術的能力審査基準「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」での機能喪失原因対策分析では、原子炉保護系を故障想定対象として抽出している。

原子炉保護系で原子炉手動スクラムと共用している箇所は、スクラム回路であり、これらの故障を想定した場合、手動による発電用原子炉の緊急停止に失敗するおそれがある。

一方、共用している箇所以外の故障によって原子炉スクラムに失敗した場合には、原子炉手動スクラムPB又は原子炉モード・スイッチの手動操作によって、原子炉停止できることがある。

このため、故障の状況によっては有効となる対策であることから、自主対策設備として整理している。

## 2. 原子炉手動スクラムに係る設備を自主対策設備とした場合の基準適合性について

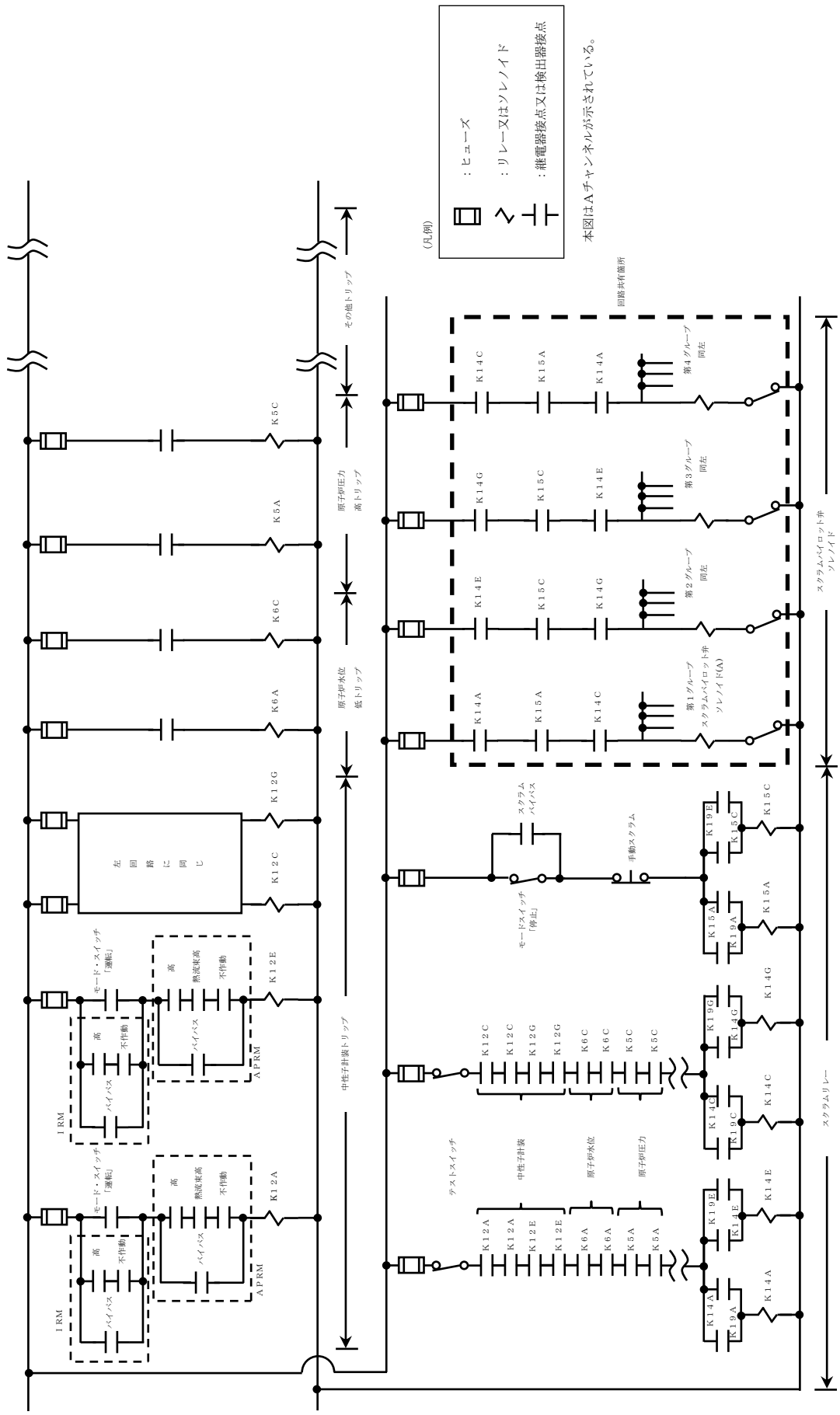
設置許可基準規則（第44条）において重大事故等対処設備に位置付ける設備は、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の自動信号による発電用原子炉を緊急停止する機能である。

一方、技術的能力審査基準（1.1）では、解釈の第2項(1)a)を満足する手順として、自動で作動するATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）を手動にて操作する手順を整備し、その際に使用する設備を重大事故等対処設備としている。

ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し共通要因によって機能喪失することがない設計としているため、基準適合に係る重大事故等対処設備として整理できる。このため、原子炉手動スクラムPB及び原子炉モード・スイッチを自主対策設備としても、基準適合性の観点から問題となることはないと考えられる。

第1表

設置許可基準規則（第44条）		技術的能力審査基準（1.1）	
【解釈】	対処設備	【解釈】	対処設備
センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	「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のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）
			原子炉手動スクラムPB
			原子炉モード・スイッチ「停止」



第1図 原子炉保護系 概要図

## EOP「反応度制御」における優先順位の考え方について

A T W S が発生した場合、発電用原子炉は臨界状態が継続し、原子炉出力が高い状態で維持され、発電用原子炉で発生する熱によって原子炉格納容器内の圧力が上昇することで、炉心損傷より先に原子炉格納容器破損に至るため、発電用原子炉を未臨界状態に移行させ発電用原子炉での発生熱量を低下させるとともに、原子炉格納容器からの除熱を行う必要がある。

この場合の対応として、発電用原子炉を未臨界に移行させるための「ほう酸水注入系の起動操作」、原子炉出力及びサプレッション・プール水温度の上昇を抑制する「原子炉压力容器内の水位低下操作」がある。また、操作完了までには時間を要するが発電用原子炉を未臨界にすることが可能である「制御棒挿入操作」がある。以下に各々の操作における優先順位の考え方について示す。

## 1. ほう酸水注入系の起動操作における優先順位の考え方

制御棒に代わり、発電用原子炉の未臨界を維持するための手段として、ほう酸水注入系によるほう酸注入手段がある。ほう酸水による発電用原子炉の未臨界移行には時間を要するため、速やかに実施する必要がある。

## 2. 原子炉压力容器内の水位低下操作における対応手段の考え方

ほう酸水注入による発電用原子炉の未臨界移行までの間の、原子炉格納容器への熱負荷を低減させるために、注水量抑制によって、原子炉压力容器内の水位低下措置を講じる。

## (1) 原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧炉心スプレイ・ポンプが自動起動していない場合

復水・給水系、タービン駆動給水ポンプ、電動機駆動給水ポンプは注水量が多いため、復水・給水系、タービン駆動給水ポンプ、電動機駆動給水ポンプが作動している場合は、原子炉压力容器内の水位が高めに維持され、原子炉出力が増加するため、原子炉压力容器への注水量を減少させる。なお、タービン駆動給水ポンプは原子炉発生蒸気を使用することから、原子炉压力容器内の水位低下操作により原子炉出力が低下した場合は、電動機駆動給水ポンプに切り替え、原子炉压力容器内の水位低下操作を継続する。

## (2) 原子炉隔離時冷却ポンプ及び高圧炉心スプレイ・ポンプが自動起動した場合

原子炉水位低（レベル2）に到達すると原子炉隔離時冷却ポンプが、原子炉水位低（レベル1H）に到達すると高圧炉心スプレイ・ポンプが自動起動し、これらのポンプにより原子炉注水が開始される。復水・給水系、タービン駆動給水ポンプ、電動機駆動給水ポンプが作動している場合は、(1)の状況よりも原子炉压力容器への注水量が多く、より原子炉出力が増加するため、復水・給水系、タービン駆動給水ポンプ、電動機駆動給水ポンプを待機状態にする。



部分制御棒挿入失敗時, 又はほう酸水が注入されて原子炉発生蒸気量を高圧炉心スプレイ・ポンプ及び原子炉隔離時冷却ポンプの注水量が上回った場合は, 復水・給水系, タービン駆動給水ポンプ, 電動機駆動給水ポンプを待機状態にする。

### 3. 制御棒挿入操作

制御棒挿入操作は, スクラム弁の開・閉状態により, その後の操作が選択されることから, 最初に実施すべきことは, スクラム弁の状態を確認することである。以下にスクラム弁の状態による制御棒挿入操作の優先順位の考え方を示す。

#### (1) スクラム弁が閉の場合

スクラム弁が閉の場合は, スクラム弁を開とする手段及び中央制御室から容易に操作が可能な手段を優先する。そのため, 主制御盤から容易にスクラム弁を開とすることが可能な原子炉手動スクラムPBによる原子炉手動スクラム, ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)及び選択制御棒手動挿入操作並びに補助盤室にて操作可能なスクラムテストスイッチ操作及び原子炉保護系電源スイッチ切操作を実施する。

また, 主制御盤において速やかに制御棒挿入操作開始が可能な制御棒手動挿入操作を実施する。

#### (2) スクラム弁が開の場合

スクラム弁が開の場合は, 原子炉スクラムをリセットし, 制御棒を挿入するための方法を試みる準備の実施及び中央制御室から容易に操作が可能な手段を実施する。そのため, 原子炉スクラムのリセットが成功した場合は, 中央制御室から容易に操作が可能な原子炉手動スクラムPBによる原子炉手動スクラムを実施する。

また, 制御棒の挿入が確認されない場合は, 原子炉スクラムをリセットし, 手動による代替制御棒挿入操作を実施する。

さらに, 制御棒の挿入が確認されない場合は, 原子炉スクラムをリセットし, スクラムテストスイッチの操作を実施する。

並行して, 主制御盤において速やかに制御棒挿入操作開始が可能な制御棒手動挿入操作を実施する。

解積一覧  
操作手順の解積一覧

手順		操作手順記載内容	解積
1.1.2.1 フロントライ ン系故障の対応手順	(2) E O P 「反応度制 御」	ほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下	ほう酸水貯蔵タンク液位指示値が容量換算で <input type="text"/> m <sup>3</sup> 以下
		サブレーション・プール水温度指示値が 規定値に到達	サブレーション・プール水温度指示値が <input type="text"/> °C
		ほう酸水の全量注入完了	ほう酸水貯蔵タンク液位指示値が容量換算で <input type="text"/> m <sup>3</sup>

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。

弁番号及び弁名称一覧

弁番号	弁名称	操作場所
MV225-1A(B)	A(B) - SLCタンク出口弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室 (管理区域)
MV225-2A(B)	A(B) - SLC注入弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室 (管理区域)

### 手順のリンク先について

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ついて、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

#### 1. 1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

- ・残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱手順

<リンク先> 1.6.2.3 (2) 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱

- ・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

## 1.2 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

## 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ポンプ等)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
- ・ 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，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
- ・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
- ・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

代替交流電源設備による給電時に高圧発電機車を配備することから、可搬型直流電源設備としての給電は可能である。直流給電車は追加で配備することにより、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。

高圧原子炉代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器

- ・原子炉水位（狭帯域，広帯域，燃料域，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
  - ・サプレッション・プール水位（S A）
- 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（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
- 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），高圧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圧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

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压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。

#### 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压力容器への注水により原子炉压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压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压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压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
- ・原子炉压力容器
- ・原子炉補機冷却系
- ・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（原子炉圧力容器内部）
- ・復水輸送系
- ・消火系
- ・補給水系
- ・原子炉圧力容器
- ・常設代替交流電源設備
- ・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（原子炉圧力容器内部）、原子炉圧力容器、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（原子炉圧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圧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のハンドルにて全開操作するとともに、原子炉隔離時冷却系タービングラウ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電流にて確認する。

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、B 1-115V 系充電器 (S A) 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(サブプレッション・プール水冷却モード)が機能喪失し、サブプレッション・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、B 1-115V 系蓄電池 (S A) 及び 230V 系蓄電池 (R C I C) が枯渇により機能が喪失すると予測される場合、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、サブプレッション・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压力容器へ注水する。

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、原子炉压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压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压力容器へ注水する。

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压力容器へ注水する。

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压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压力容器へ注水する。

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又は高圧発電機車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、復水輸送系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又は高圧発電機車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、復水輸送系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閉操作完了後、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、H P C S 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压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）による原子炉压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 S A 用 115V 系蓄電池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（S A）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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※1</sup>	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 <sup>※1</sup>	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> 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 (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」
			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 (徴候ベース) 「水位確保」等
				サブプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 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>	
			可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系(蒸気系) 配管・弁 主蒸気系 配管 原子炉隔離時冷却系(注水系) 配管・弁・ストレナ 原子炉浄化系 配管 給水系 配管・弁・スパーージャ	
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	

※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 直流給電車による 隔離時冷却系への給電	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 ・ストレナー 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>	事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等  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(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 常設代替交流電源設備*1 代替所内電気設備*1	自主対策設備  事故時操作要領書 (徴候ベース) 「水位確保」等  AM設備別操作要領書 「CRDによる原子炉注水」
		ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入)	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉压力容器内部) 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」
		ほう酸水注入系による進展抑制(注水)	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系 テストタンク ほう酸水注入系 配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉压力容器内部) 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压力容器への注水 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)
		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
	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 (SA)
		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 (SA)
		原子炉压力容器内の圧力  原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)
		原子炉压力容器内への注水量  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)

対応手順	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)	
1.2.2.3 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 復水輸送系出口ヘッダ圧力

## 監視計器一覧(6 / 7)

対応手順	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	サブプレッション・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	サブプレッション・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	サブプレッション・プール水位 (S A)



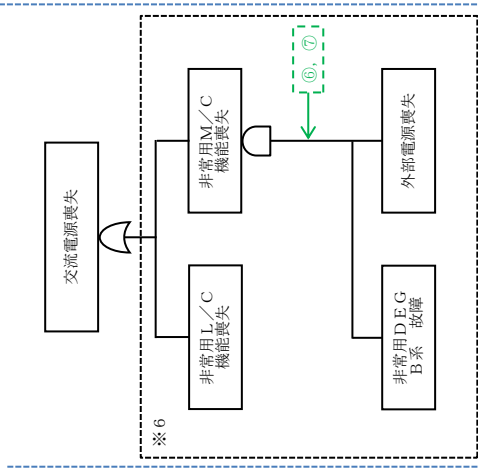
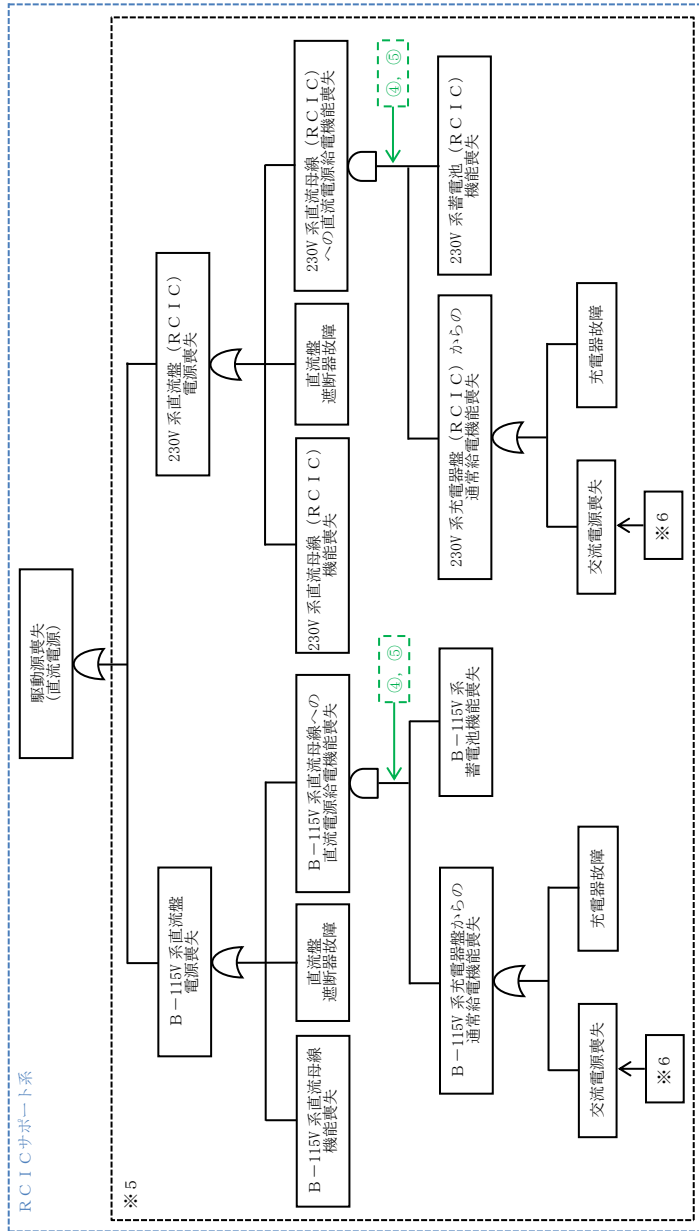
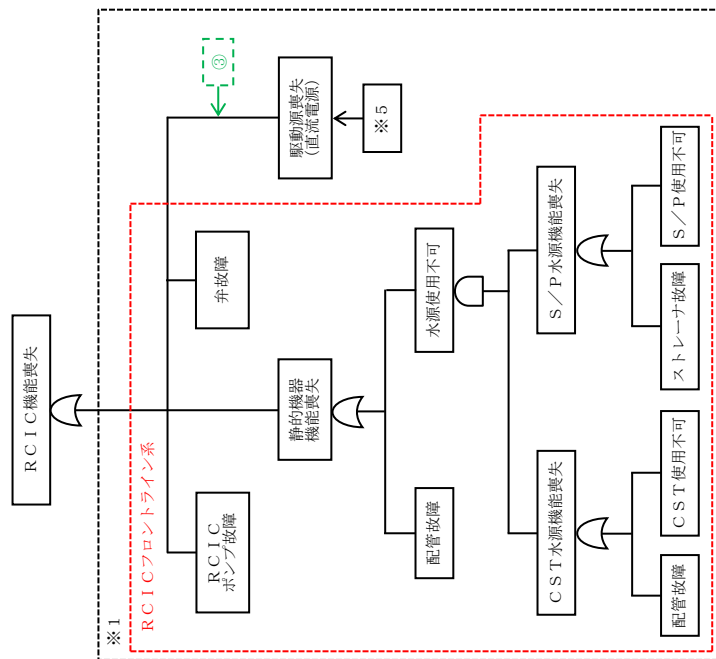
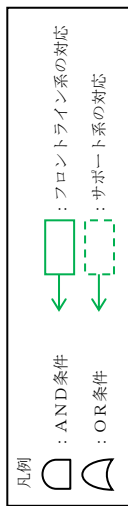
## 監視計器一覧(7/7)

対応手順	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 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





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

第 1.2-1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 2)

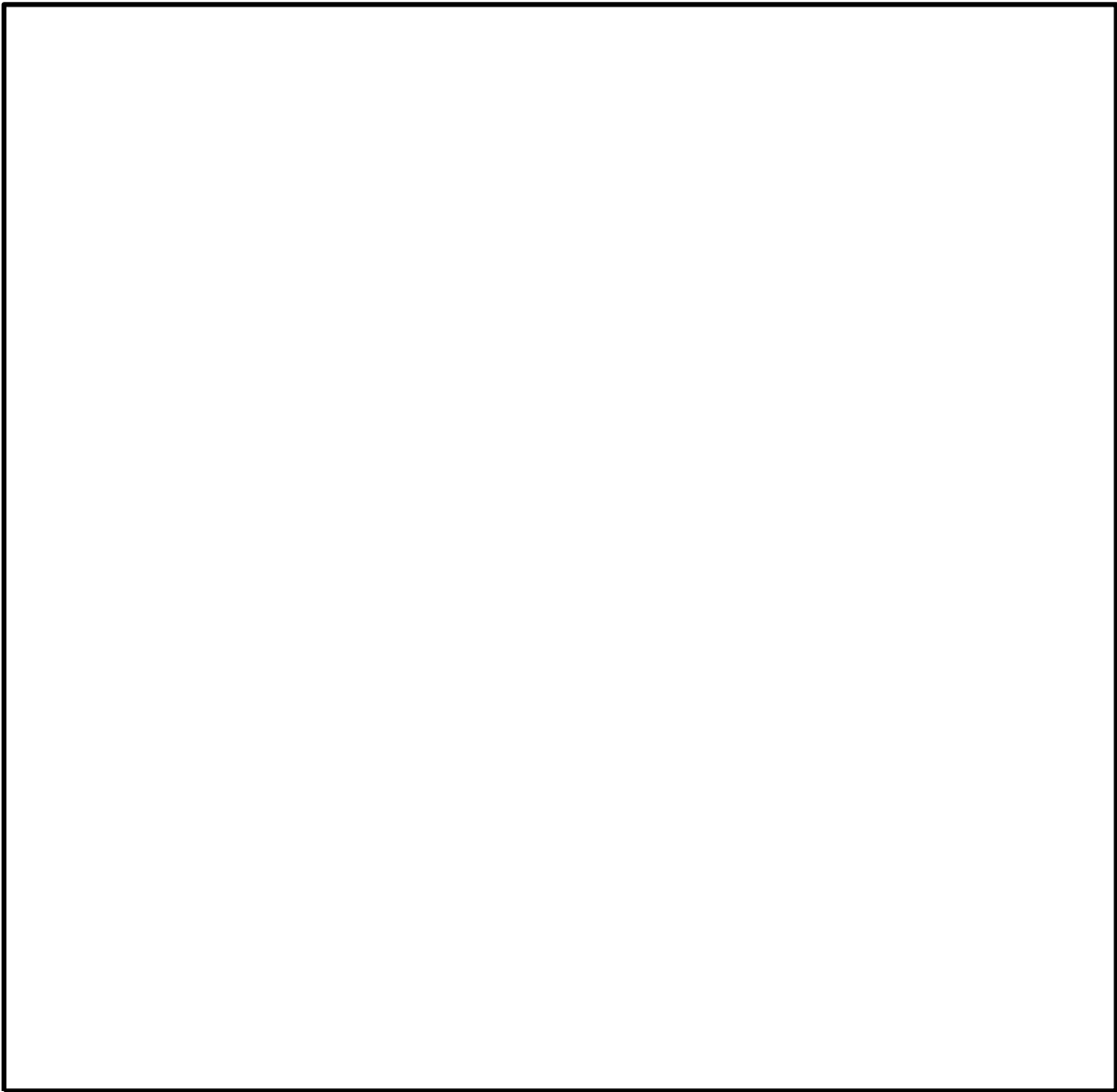
凡例: フロントライン系 サポート系 故障を想定 対応手段あり

フロントライン系、サポート系の整理、故障の想定・対応手段

故障想定機器	故障要因1	故障要因2	故障要因3	故障要因4	故障要因5	故障要因6	故障要因7	故障要因8	
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	配管故障						
				水源使用不可	CST水源機能喪失	配管故障			
					S/P水源機能喪失	CST使用不可			
		補機冷却系機能喪失	HPCW機能喪失	HPCWポンプ故障					
				弁故障					
			HPSW機能喪失	静的機器機能喪失	HPSWポンプ故障				
					弁故障				
			駆動源喪失(交流電源)	HPCS系機能喪失	非常用C/C HPCS系機能喪失				
					非常用M/C HPCS系機能喪失				
			駆動源喪失(直流電源)	HPCS系直流母線機能喪失	HPCS系直流母線機能喪失				
	直流盤遮断器故障								
	HPCS系直流母線への直流電源給電機能喪失			HPCS系蓄電池機能喪失					
				HPCS系蓄電池機能喪失					
	駆動源喪失(交流電源)	HPCS系機能喪失	非常用C/C HPCS系機能喪失						
			非常用M/C HPCS系機能喪失						
	駆動源喪失(直流電源)	HPCS系直流母線機能喪失	HPCS系直流母線機能喪失						
			直流盤遮断器故障						
	RCIC機能喪失	RCICポンプ故障							
			弁故障						
		静的機器機能喪失	配管故障						
				水源使用不可	CST水源機能喪失	配管故障			
					S/P水源機能喪失	CST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						
			直流盤遮断器故障						
		B-115V系直流母線への直流電源給電機能喪失	B-115V系蓄電池機能喪失						
			B-115V系蓄電池機能喪失						
		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					
230V系直流母線(RCIC)への直流電源給電機能喪失		230V系蓄電池(RCIC)機能喪失							
	230V系蓄電池(RCIC)機能喪失								

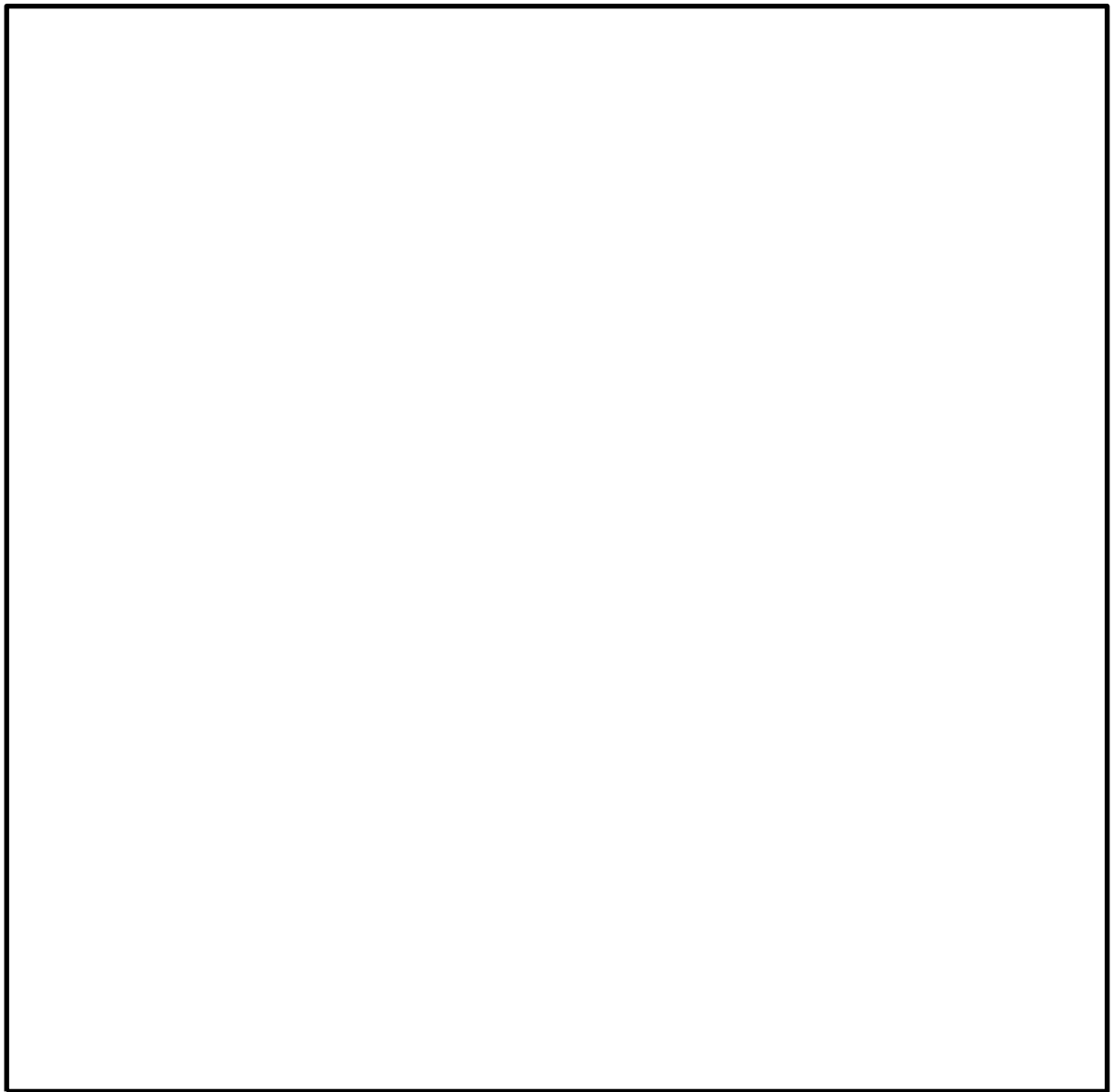
※ 本資料は、「機能喪失原因対策分析」を基に、設計基準事故対処設備の機能が喪失に至る原因を順次右側へ展開している。すなわち、機器の機能が喪失することにより、当該機器の左側に記載される機能が喪失する関係にあることを示している。ただし、AND条件、OR条件については表現していないため、必要に応じて「機能喪失原因対策分析」を確認することとする。

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。



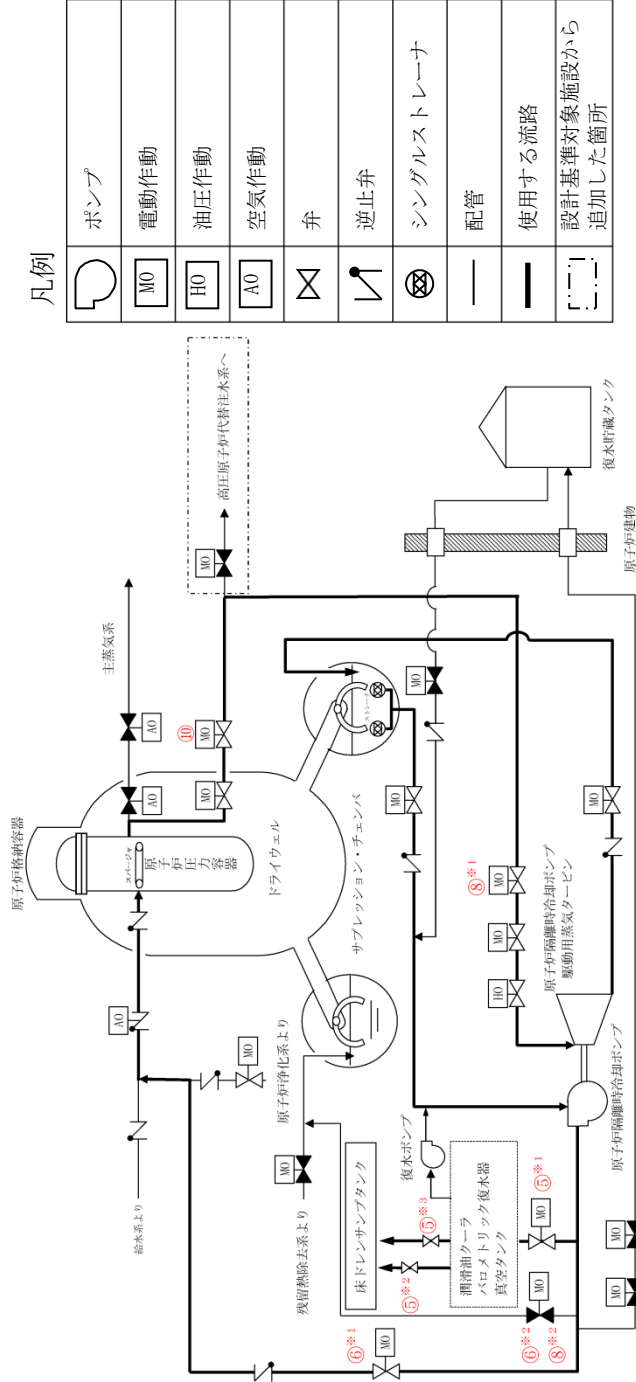


必要な要員と作業項目	要員(敬)	経過時間(分)												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目		中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動 10分												
中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動	1	電源確認、高圧原子炉代替注水系起動												

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	要員(敬)	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												
現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動	2	可搬型計測器接続(原子炉圧力)												
	2	可搬型計測器接続(原子炉水位)												
	2	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

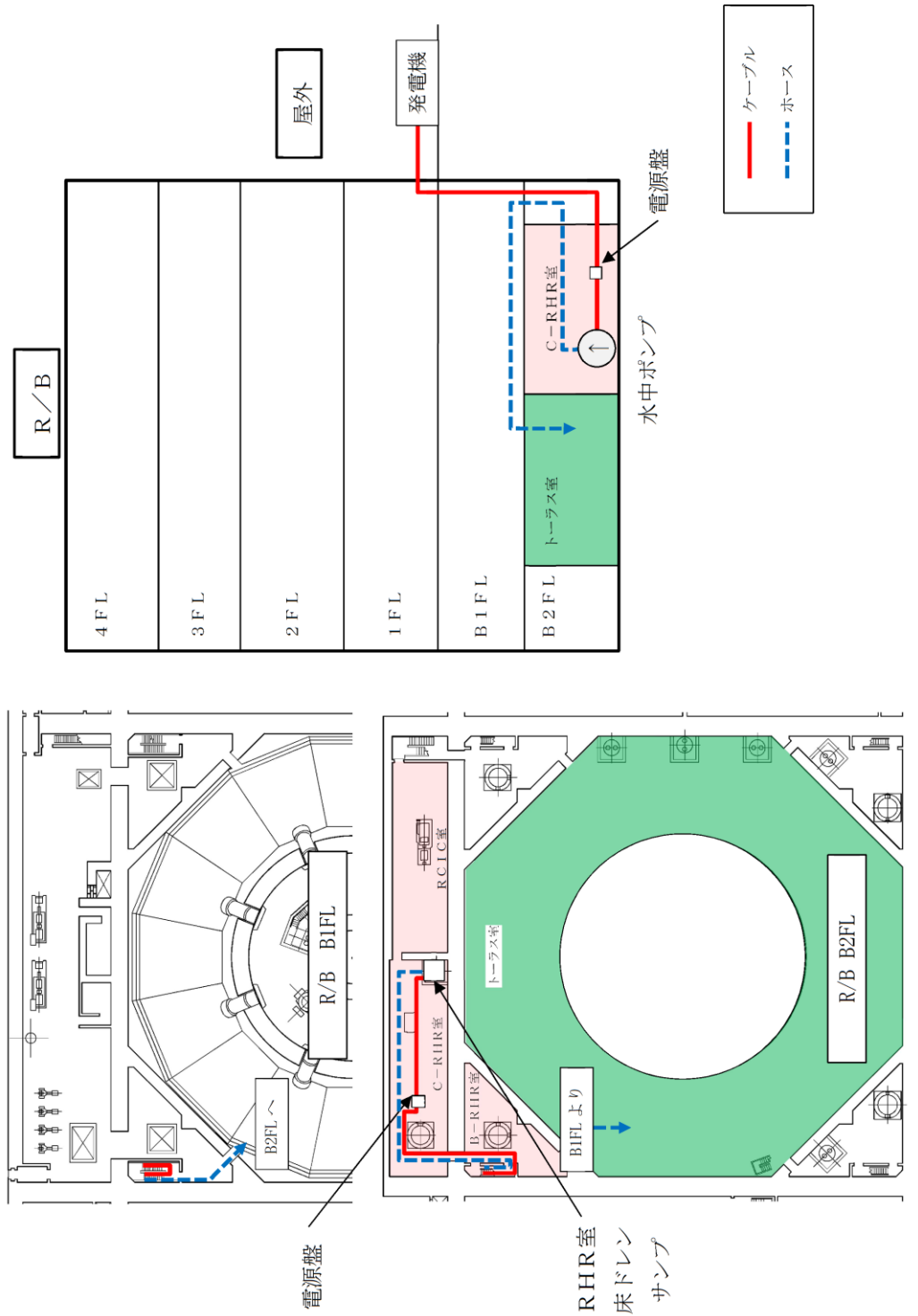
	ポンプ
	電動作動
	油圧作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

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※2 ⑧※2	ミニмумフロー弁
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。

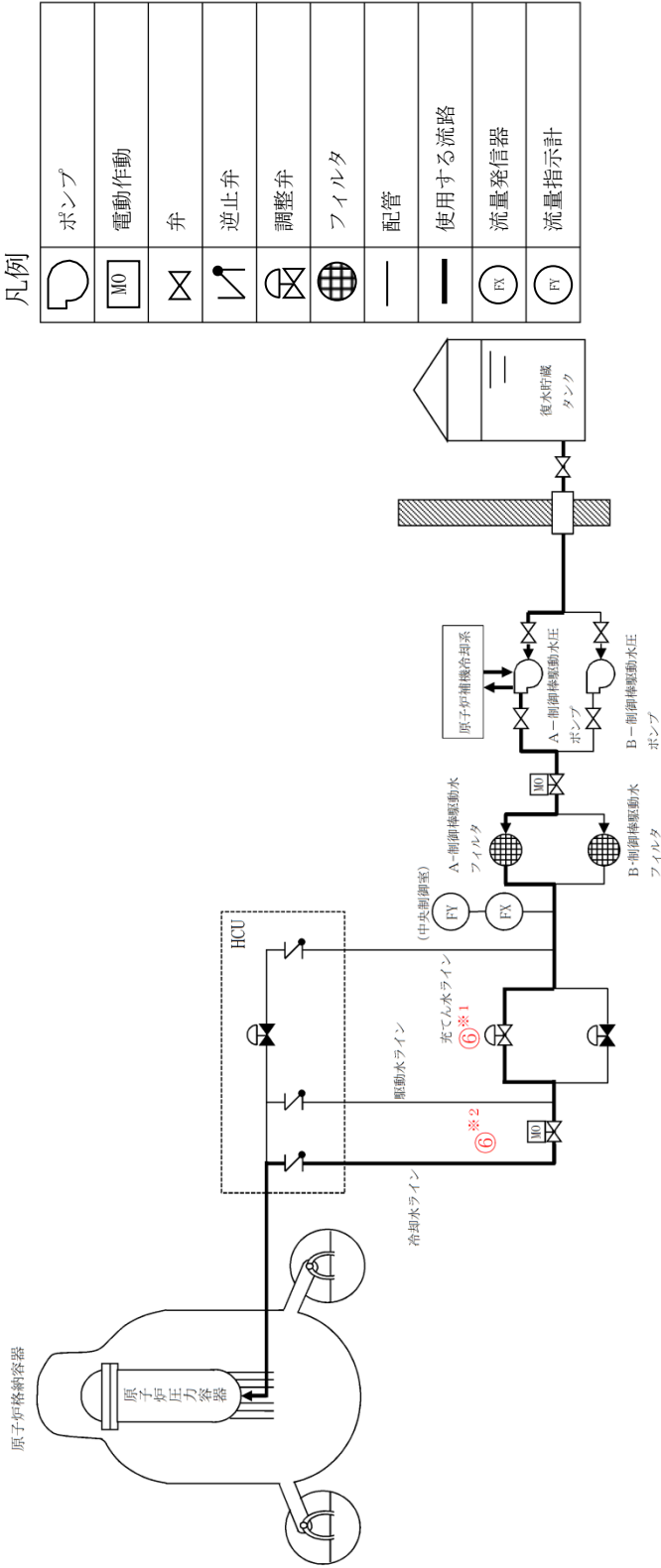
第 1.2-7 図 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図



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	
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)  現場運転員A, B	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											
		現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 1時間											
	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)												
	移動, 系統構成												
	保護員着用												
	起動操作												
	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												
	ホース敷設												
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

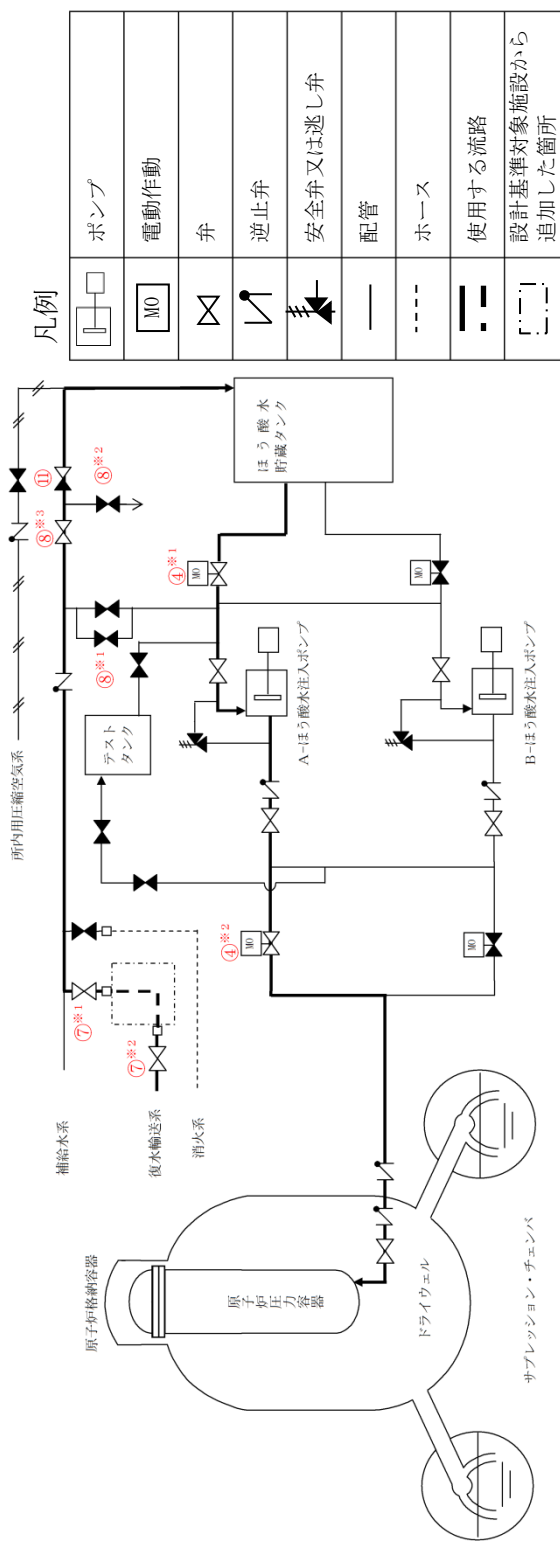
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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															
	電源、冷却水確保確認														
	制御棒駆動水圧ポンプ起動、系統構成														
	1														

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

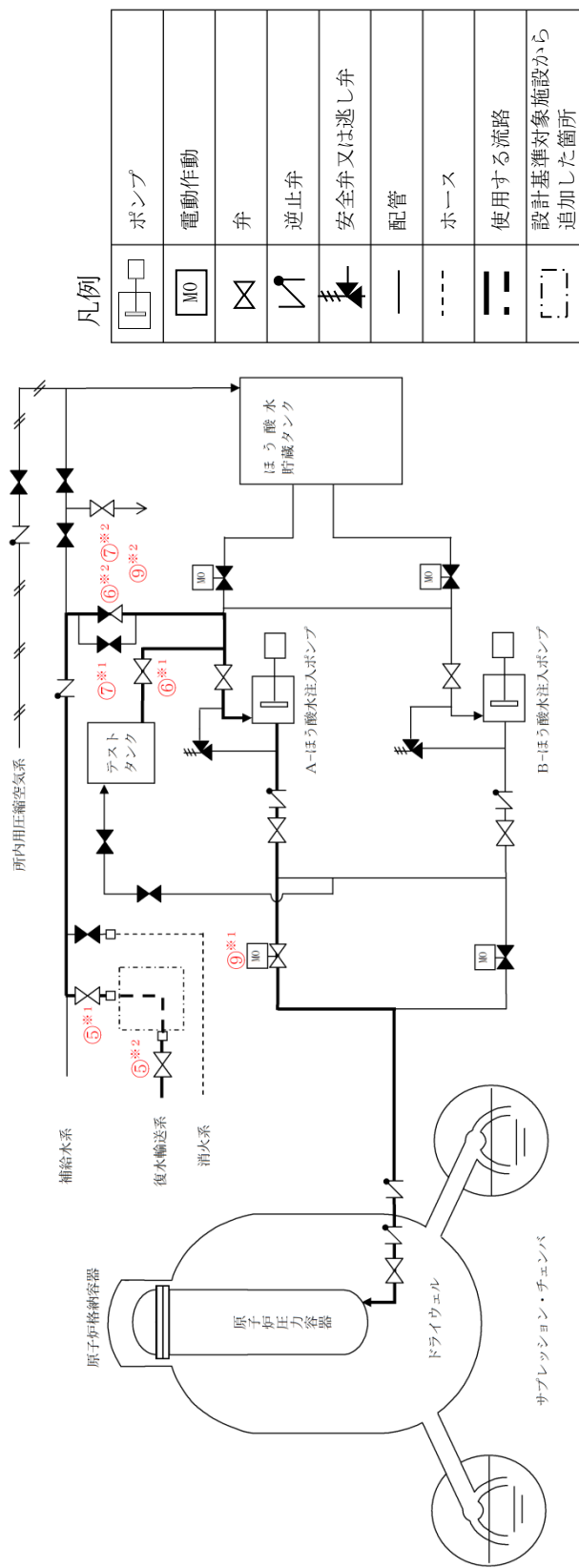


操作手順	弁名称
④※1	A-SLCタンク出口弁
④※2	A-SLC注入弁
⑦※1	MUW工具類除染シンク供給弁 (除染用)
⑦※2	CWT工具類除染シンク除染弁
⑧※1	SLC封水止め弁
⑧※2	SLCドレン弁
⑧※3	SLCタンク補給水入口元弁
⑪	SLCタンク補給水入口弁

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

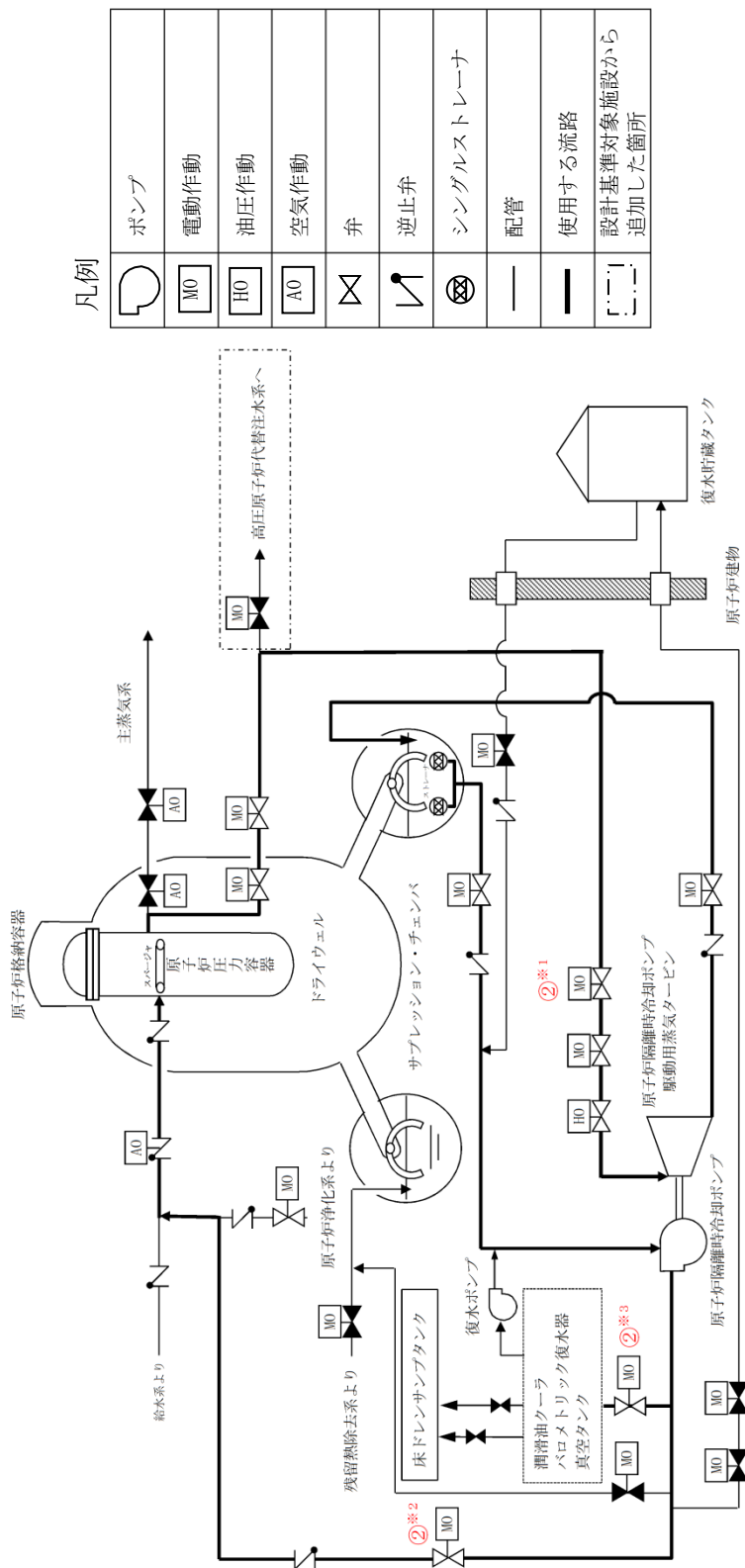
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○\*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)







凡例

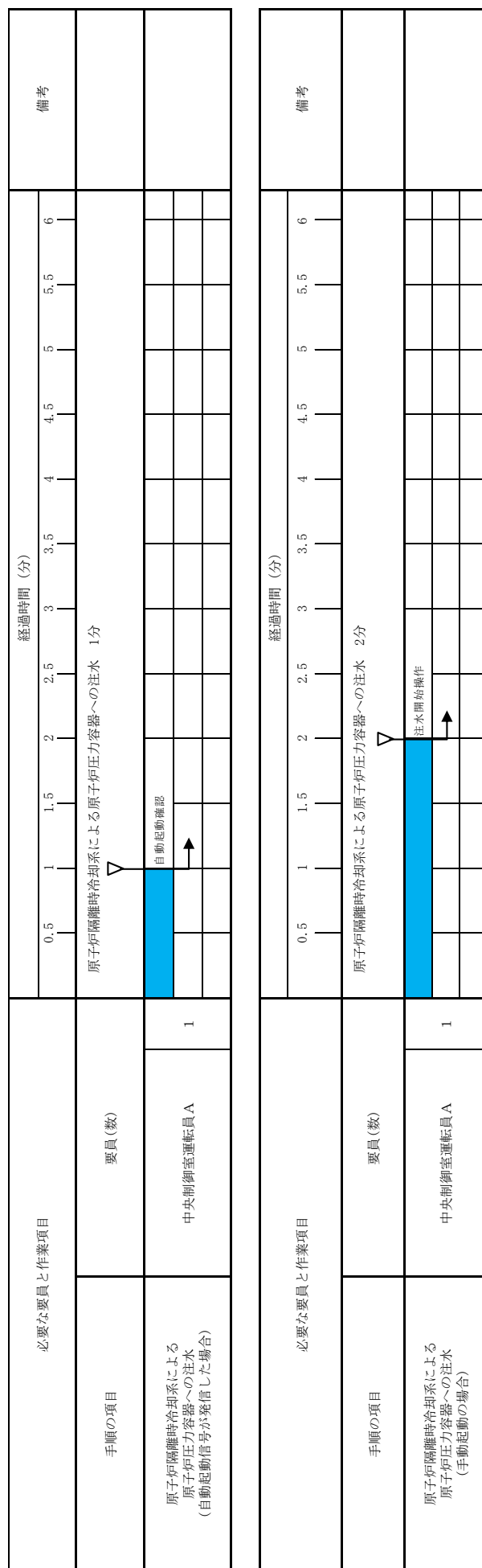
	ポンプ
	電動作動
	油圧作動
	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

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

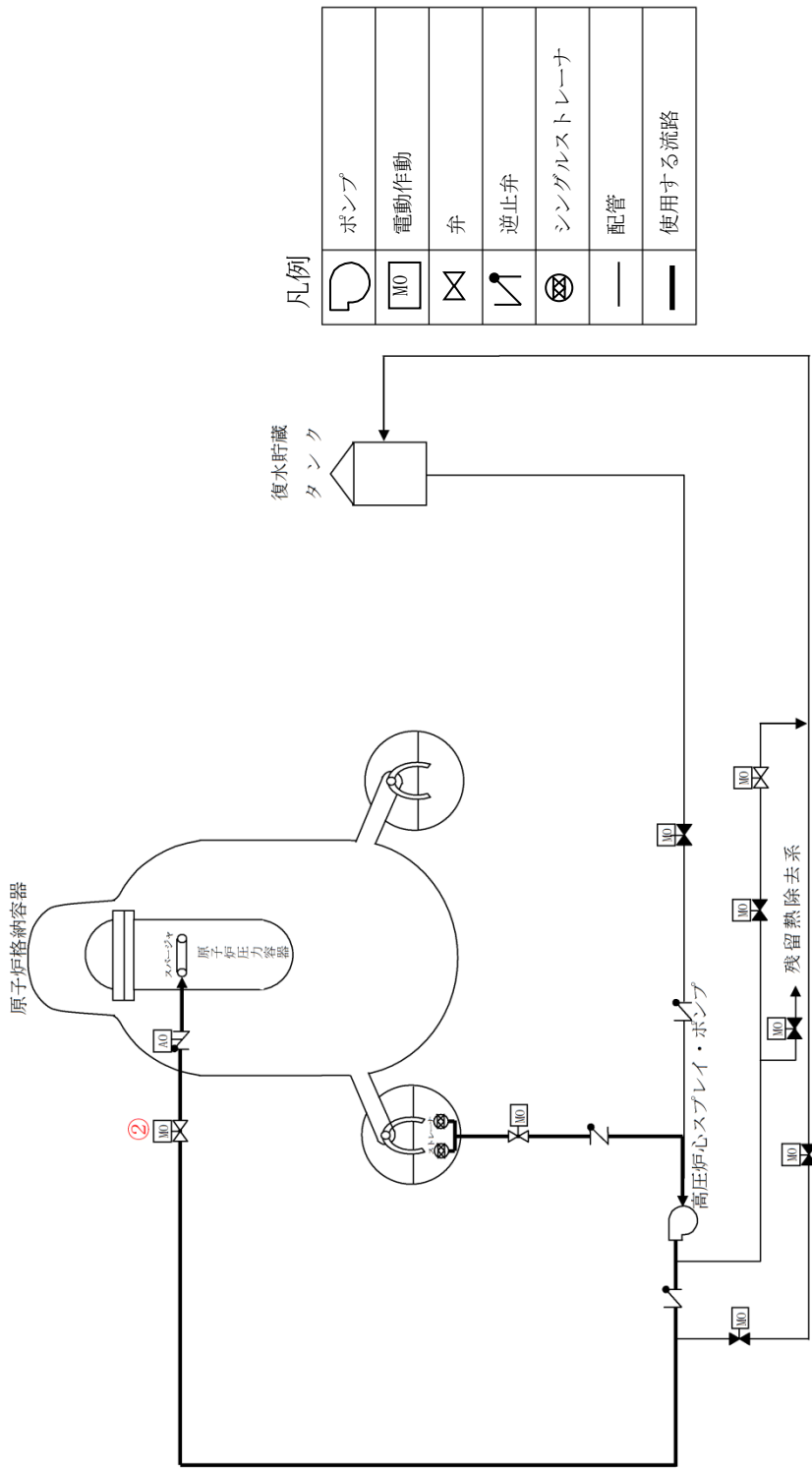
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

○※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



凡例

	ポンプ
	電動作動
	弁
	逆止弁
	シンダグルストレーナ
	配管
	使用する流路

操作手順	弁名称
②	HPCS注水弁

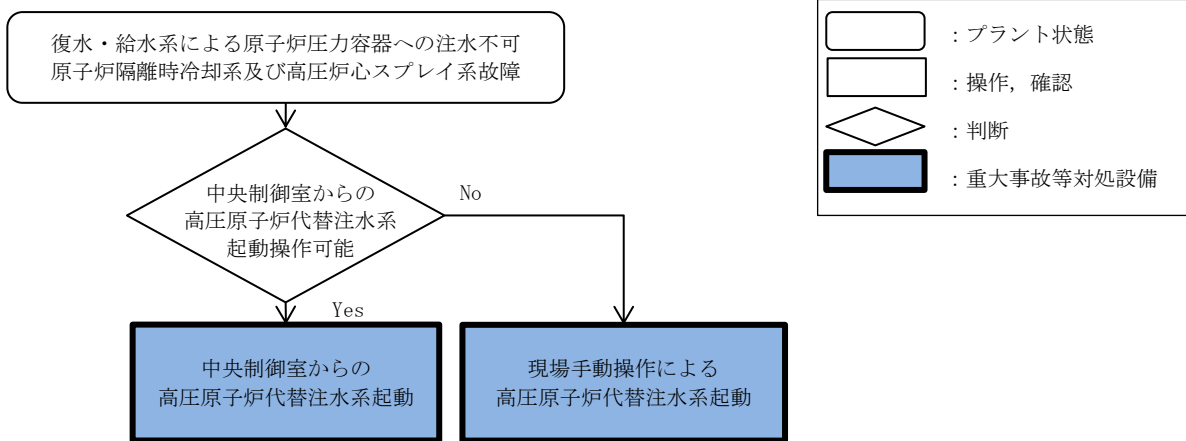
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

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

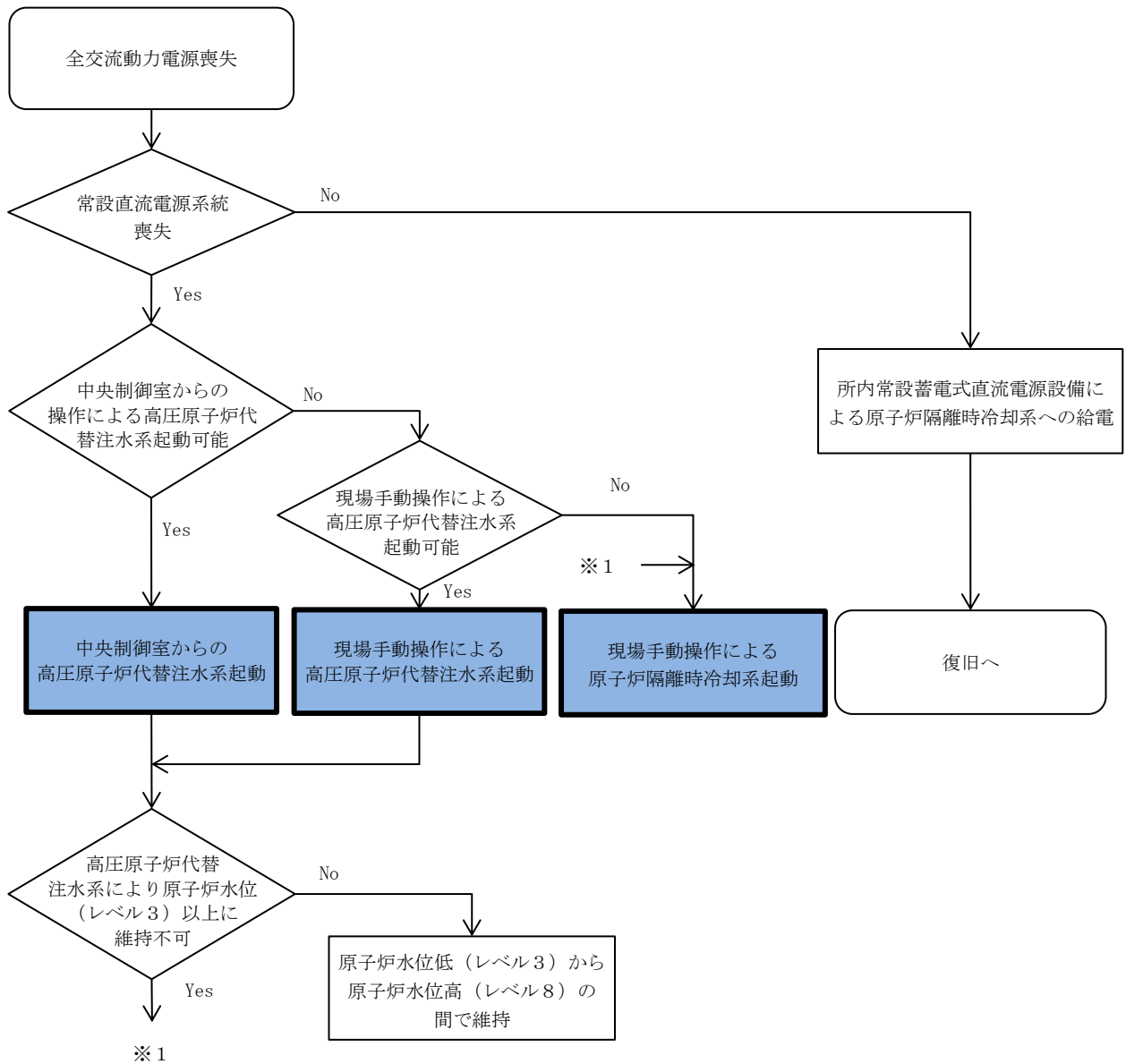
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)											備考	
手順の項目	要員(数)	0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5	6	
高圧炉心スプレイ系による 原子炉圧力容器への注水 (自動起動信号が発信した場合)	中央制御室運転員A 1	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 1分												
高圧炉心スプレイ系による 原子炉圧力容器への注水 (自動起動の場合)	中央制御室運転員A 1	高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水 2分												

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

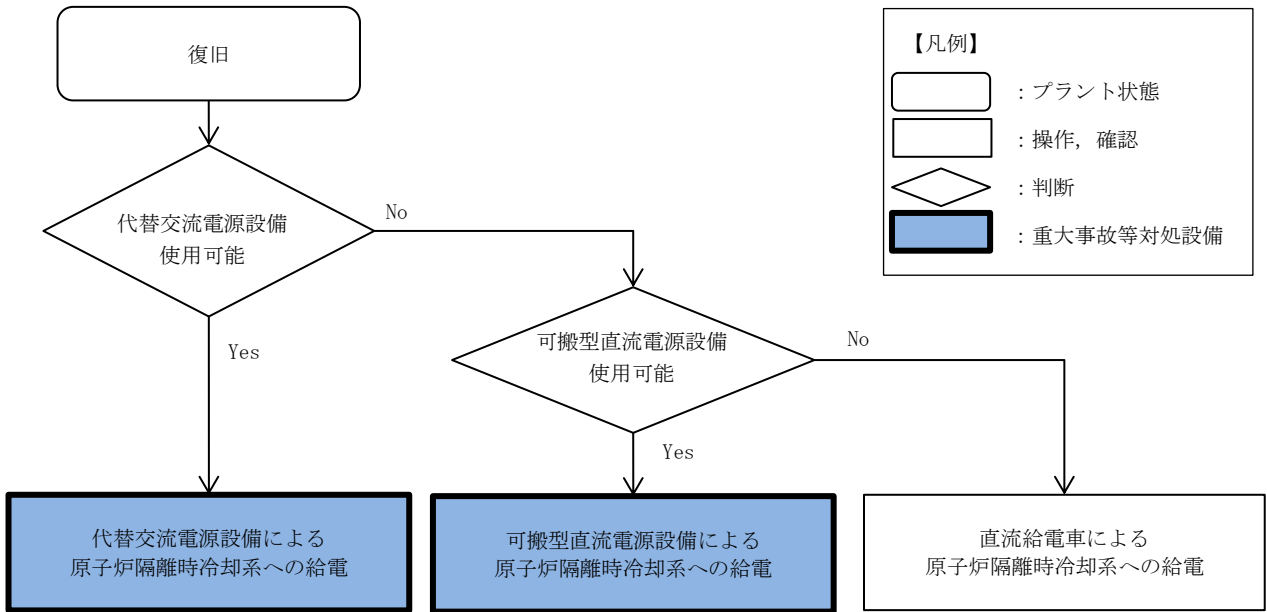
(1) フロントライン系故障時の対応手順の選択



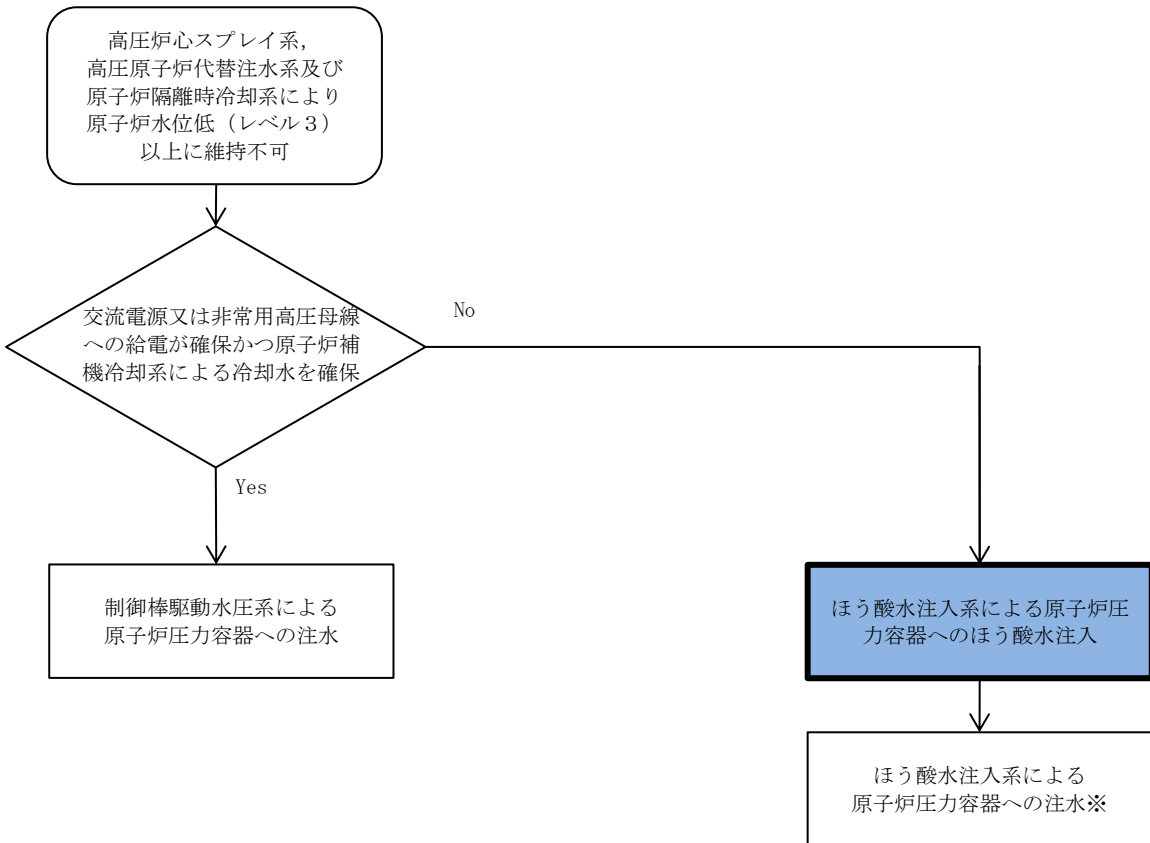
(2) サポート系故障時の対応手順の選択



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 (45 条)	技術基準規則 (60 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							
	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								
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)	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)	原子炉水位 (広帯域)	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 (S A)	新設							
	原子炉圧力	既設							
	原子炉圧力 (S A)	新設							
	高圧原子炉代替注水流量	新設							
	サプレッション・プール水位 (S A)	既設 新設							
高圧原子炉代替注水系 (現場起動時)	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)	原子炉水位 (広帯域)	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			高圧原子炉代替注水ポンプ出口 圧力	-			
	原子炉水位 (S A)	新設			高圧原子炉代替注水系タービン 入口圧力	-			
	原子炉水位 (可搬型計測器)	新設			高圧原子炉代替注水系タービン 排気圧力	-			
	原子炉圧力	既設			高圧原子炉代替注水ポンプ入口 圧力	-			
	原子炉圧力 (S A)	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)	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)	原子炉水位 (広帯域)	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			原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧 力	既設			
	原子炉水位 (S A)	新設			可搬型回転計	既設			
	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 (S A)	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（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>

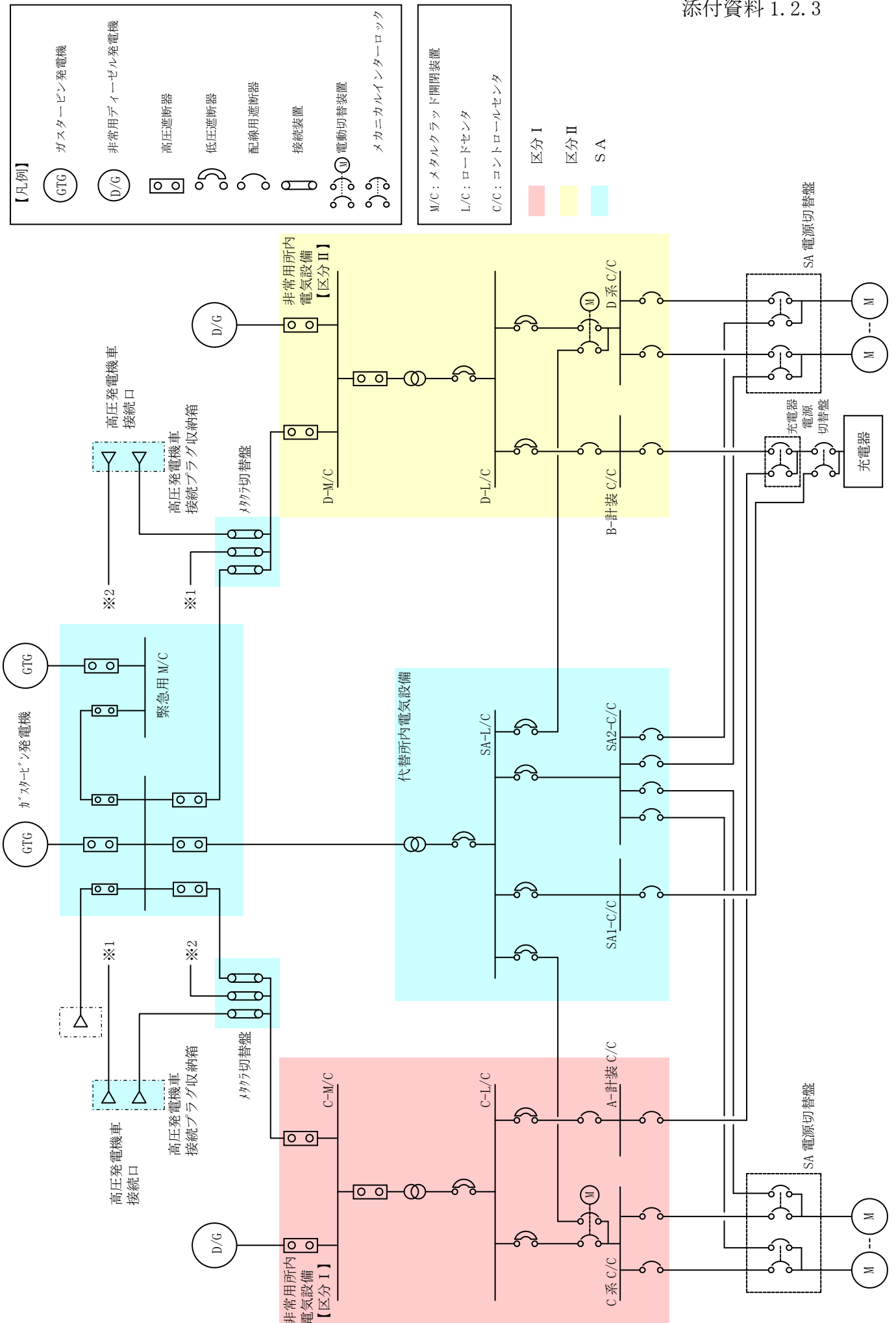
審査基準，基準規則と対処設備との対応表(9 / 9)

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>



## 自主対策設備仕様

機器名称	常設 ／可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数
復水貯蔵タンク	常設	Bクラス	2000m <sup>3</sup>	—	1基
制御棒駆動水圧ポンプ	常設	Bクラス	31m <sup>3</sup> /h (1台当たり)	1266m	2台
ほう酸水注入系 テストタンク	常設	Cクラス	0.8m <sup>3</sup>	—	1基



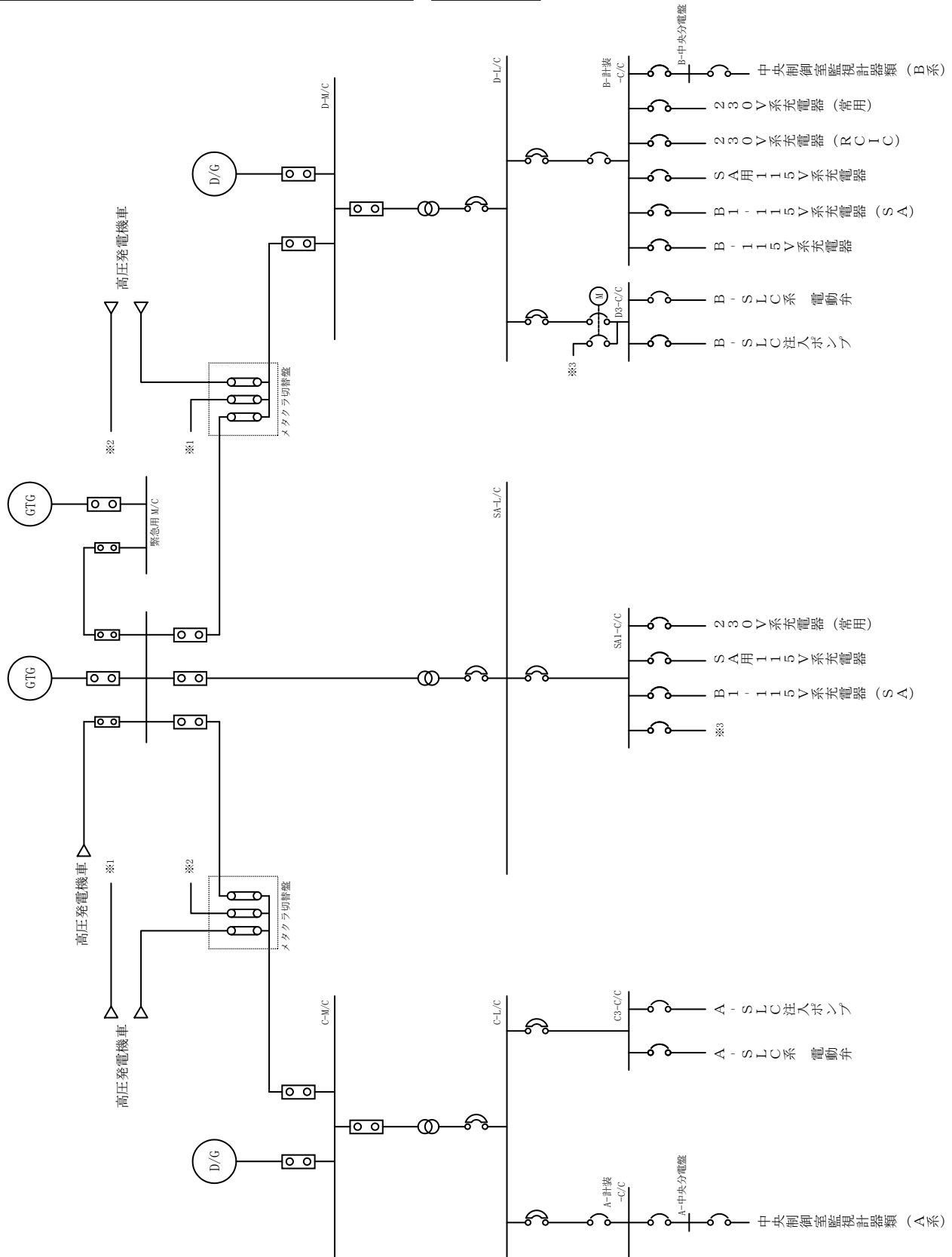
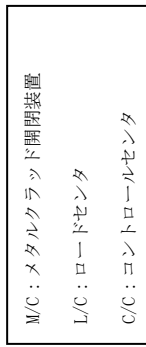
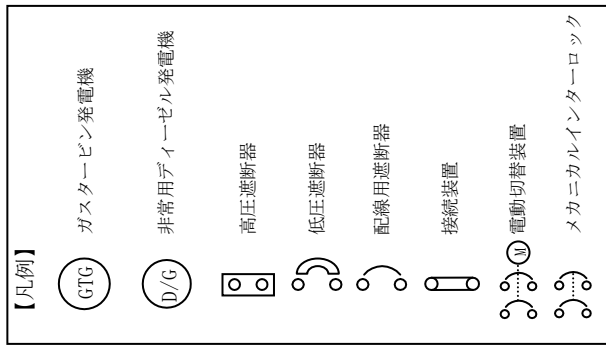
【凡例】

- GTG ガスタービン発電機
- D/G 非常用ディーゼル発電機
- 高圧遮断器
- 低圧遮断器
- 配線用遮断器
- 接続装置
- 電動切替装置
- 機械カルインタロック

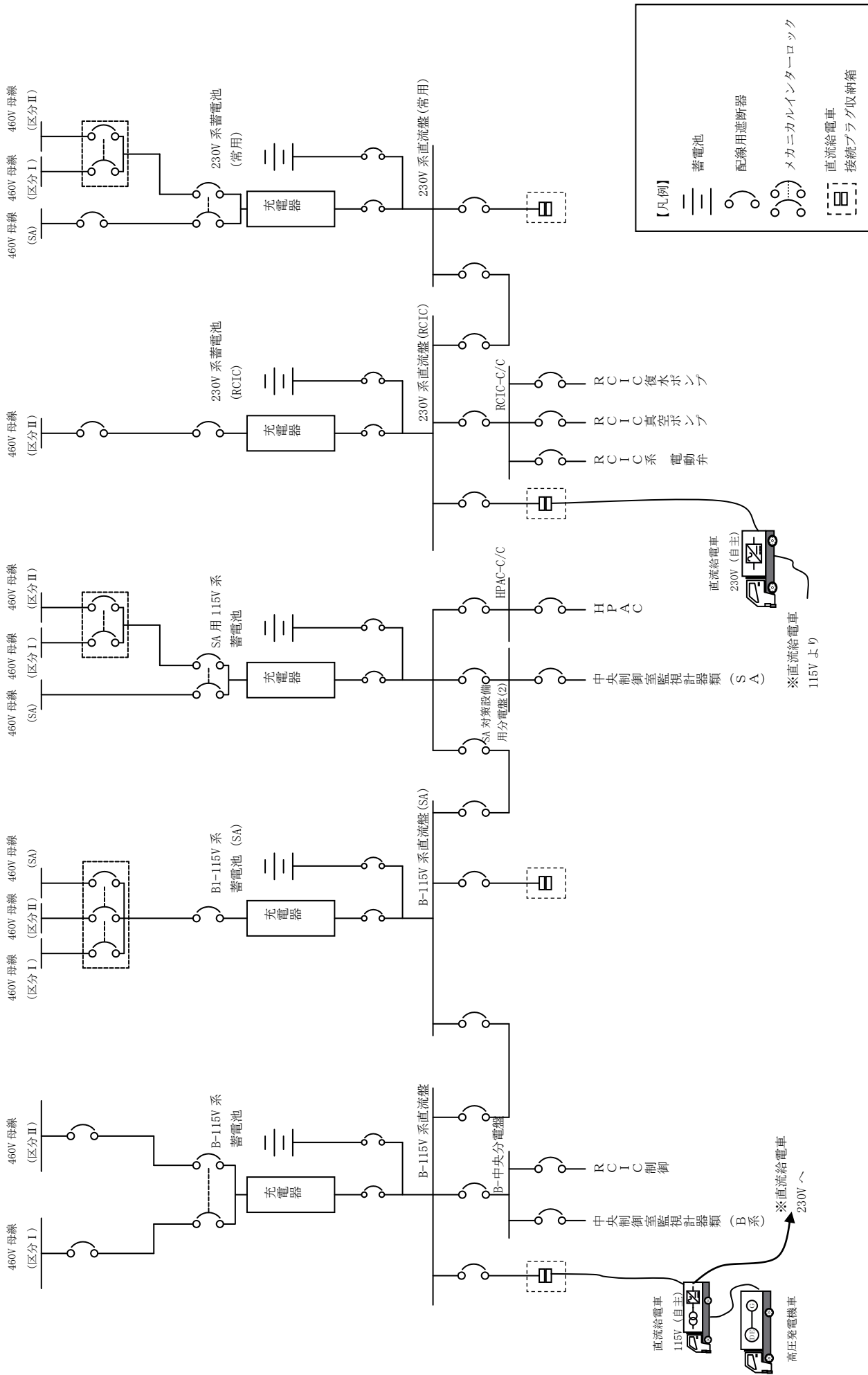
- M/C: メタルクラッド開閉装置
- L/C: ロードセクタ
- C/C: コントローラセクタ

- 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)

## 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

## (1) 中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動

## a. 操作概要

中央操作からの高圧原子炉代替注水系起動が必要な状況において、中央制御室操作により系統構成を実施し、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実施する。

## b. 作業場所

制御室建物 4階（非管理区域）（中央制御室）

## c. 必要要員数及び想定時間

中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：1名（中央制御室運転員1名）

想定時間：10分以内（所要時間目安<sup>※1</sup>：5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】

●電源確認、高圧原子炉代替注水系起動：想定時間 10分、所要時間目安 5分

- ・電源確保確認（電動弁、監視計器）：所要時間目安 2分（中央制御室）
- ・系統構成：所要時間目安 2分（中央制御室）
- ・ポンプ起動：所要時間目安 1分（中央制御室）

## d. 操作の成立性について

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

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

## 2. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動

## (1) 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動

## a. 操作概要

現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動が必要な状況において、現場操作により系統構成を実施し、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実施する。

## b. 作業場所

原子炉建物原子炉棟 地下1階（管理区域）

原子炉建物原子炉棟 地下2階（管理区域）

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

現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（現場運転員4名）

想定時間：35分以内（所要時間目安<sup>※1</sup>：16分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

## 【現場運転員A, B】

- 可搬型計器接続（原子炉圧力）：想定時間20分，所要時間目安9分
  - ・移動：所要時間目安2分（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）
- 可搬型計器接続（原子炉水位）：想定時間10分，所要時間目安7分
  - ・可搬型計測器接続：所要時間目安7分（補助盤室）

## 【現場運転員C, D】

- 移動，系統構成：想定時間25分，所要時間目安12分
  - ・移動：所要時間目安6分（移動経路：中央制御室から原子炉建物原子炉棟地下1階）
  - ・系統構成：所要時間目安1分（操作対象1弁：原子炉建物原子炉棟地下1階）
  - ・移動：所要時間目安4分（移動経路：原子炉建物原子炉棟地下1階から原子炉建物原子炉棟地下2階）
  - ・系統構成：所要時間目安1分（操作対象1弁：原子炉建物原子炉棟地下2階）
- 起動：想定時間10分，所要時間目安3分

- ・移動：所要時間目安2分（移動経路：原子炉建物原子炉棟地下2階内）
- ・起動：所要時間目安1分（操作対象1弁：原子炉建物原子炉棟地下2階）

d. 操作の成立性について

(a) 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、ヘッドライト又は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、ヘッドライト又は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・接続操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：有線式通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。

(b) 現場操作

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、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋、汚染防護服)を着用又は携行して作業を行う。

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、ヘッドライト又は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：電動弁の手動ハンドルによる現場操作については、操作に工具等は必要とせず、手動弁と同様な操作であるため、通常の弁操作であり、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：有線式通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備より、中央制御室との連絡が可能である。

## 3. 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

## (1) 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動

## a. 操作概要

現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動が必要な状況において、現場操作により系統構成を実施し、原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉压力容器への注水を実施する。

## b. 作業場所

廃棄物処理建物 1階（非管理区域）（補助盤室）

原子炉建物原子炉棟 地下2階（管理区域）

## c. 必要要員数及び想定時間

現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（現場運転員4名）

想定時間：1時間以内（所要時間目安<sup>※1</sup>：40分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

## 【現場運転員A, B】

- 可搬型計測器接続（原子炉圧力）：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）
- 可搬型計測器接続（原子炉水位）：想定時間10分、所要時間目安7分
  - ・可搬型計測器接続：所要時間目安7分（補助盤室）

## 【現場運転員C, D】

- 移動、系統構成：想定時間25分、所要時間目安13分
  - ・移動：所要時間目安8分（移動経路：中央制御室から原子炉建物原子炉棟地下2階）
  - ・原子炉隔離時冷却系の冷却水確保：所要時間目安3分（操作対象3弁：原子炉建物原子炉棟地下2階）
  - ・系統構成：所要時間目安2分（操作対象2弁：原子炉建物原子炉棟地下2階）
- 保護具着用：想定時間10分、所要時間目安10分
  - ・保護具着用：所要時間目安10分（原子炉建物原子炉棟地下2階）
- 起動操作：想定時間25分、所要時間目安17分



- ・ 起動操作：所要時間目安 17 分（操作対象 2 弁：原子炉建物原子炉棟地下 2 階）

#### d. 操作の成立性について

##### (a) 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、ヘッドライト又は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、ヘッドライト又は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・接続操作であり、容易に実施可能である。

連絡手段：有線式通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。

##### (b) 現場操作

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、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービングラウンド部から蒸気が漏えいするため、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起動時のみとし、その後すみやかに退室する手順とする。したがって、R C I C ポンプ室入室時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。

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、ヘッドライト又は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：電動弁の手動ハンドルによる現場操作については、操作に工具等は必要とせず、手動弁と同様な操作であるため、容易に実施可能である。

操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

連絡手段：有線式通信設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）、電力保安通信用電話設備のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。



弁操作



回転数確認

(2) 原子炉隔離時冷却系現場起動時の排水処理

a. 操作概要

原子炉隔離時冷却系の現場起動にて発生する水は、R C I Cポンプ室の床ファンネルを経由してC-RHRポンプ室にあるRHR室床ドレンサンプタンクに排出される。しかし、全交流動力電源喪失時はRHR室床ドレンサンプタンクの常設ポンプが運転できないため、仮設の水中ポンプを用いて排水を汲み上げることで、原子炉隔離時冷却ポンプ本体が水没することを防止する。

b. 作業場所

原子炉建物 屋外

原子炉建物原子炉棟 1階（管理区域）

原子炉建物原子炉棟 地下1階（管理区域）

原子炉建物原子炉棟 地下2階（管理区域）

c. 必要要員数及び想定時間

原子炉隔離時冷却系現場起動時における排水処理に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：4名（緊急時対策要員4名）

想定時間：1時間45分以内（所要時間目安<sup>\*1</sup>：1時間36分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

【緊急時対策要員2名】

●移動、発電機設置：想定時間40分、所要時間目安36分

・移動：所要時間目安34分（移動経路：緊急時対策所から原子炉建物原子炉棟1階）

・発電機設置：所要時間目安2分（原子炉建物原子炉棟1階）

●電源盤運搬：想定時間10分、所要時間目安8分

・電源盤運搬：所要時間目安6分（運搬経路：原子炉建物原子炉棟1階から原子炉建物原子炉棟地下2階）

・設置：所要時間目安2分（原子炉建物原子炉棟地下2階）

●ケーブル敷設：想定時間50分、所要時間目安49分

・移動：所要時間目安4分（移動経路：原子炉建物原子炉棟地下2階から原子炉建物原子炉棟1階）

・ケーブル敷設：所要時間目安38分（原子炉建物原子炉棟1階から原子炉建物原子炉棟地下2階）

・ケーブル接続：所要時間目安7分（原子炉建物原子炉棟地下2階から原子炉建物 屋外）

- 発電機起動，水中ポンプ起動：想定時間 5 分，所要時間目安 3 分
- ・ 発電機起動，水中ポンプ起動：所要時間目安 3 分（原子炉建物 屋外）

**【緊急時対策要員 2 名】**

- 移動，発電機設置：想定時間 40 分，所要時間目安 36 分
  - ・ 移動：所要時間目安 34 分（移動経路：緊急時対策所から原子炉建物原子炉棟 1 階）
  - ・ 発電機設置：所要時間目安 2 分（原子炉建物原子炉棟 1 階）
- 水中ポンプ運搬：想定時間 10 分，所要時間目安 8 分
  - ・ 水中ポンプ運搬：所要時間目安 6 分（運搬経路：原子炉建物原子炉棟 1 階から原子炉建物原子炉棟地下 2 階）
  - ・ 設置：所要時間目安 2 分（原子炉建物原子炉棟地下 2 階）
- 資機材搬入：想定時間 10 分，所要時間目安 10 分
  - ・ 移動：所要時間目安 4 分（移動経路：原子炉建物原子炉棟地下 2 階から原子炉建物原子炉棟 1 階）
  - ・ 資機材搬入：所要時間目安 6 分（搬入経路：原子炉建物原子炉棟 1 階から原子炉建物原子炉棟地下 2 階）
- ホース敷設：想定時間 40 分，所要時間目安 39 分
  - ・ 扉開放，固縛：所要時間目安 5 分（原子炉建物原子炉棟地下 2 階）
  - ・ ホース敷設：所要時間目安 22 分（原子炉建物原子炉棟地下 2 階～原子炉建物原子炉棟地下 1 階）
  - ・ ホース接続：所要時間目安 11 分（原子炉建物原子炉棟地下 2 階～原子炉建物原子炉棟地下 1 階）
  - ・ 移動：所要時間目安 1 分（移動経路：原子炉建物原子炉棟地下 1 階から原子炉建物屋外）
- 発電機起動：想定時間 5 分，所要時間目安 3 分
  - ・ 発電機起動，水中ポンプ起動：所要時間目安 3 分（原子炉建物 屋外）

d. 操作の成立性について

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，ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。汚染の可能性を考慮し防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服）を着用又は携行して作業を行う。

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，ヘッドライト又は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：原子炉建物 屋外に配置する発電機からの起動操作であり，容易に実施可能である。

連絡手段：電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線通信設備のうち，使用可能な設備により，緊急時対策本部との連絡が可能である。

e. 排水が滞留することの影響について

常設直流電源系統が健全である場合は，原子炉隔離時冷却系タービン及びポンプの潤滑油を冷却するため，原子炉隔離時冷却ポンプの吐出側より冷却水を潤滑油冷却器に供給し，復水ポンプによりこの冷却水を原子炉隔離時冷却ポンプの吸込側に戻している。常設直流電源系統喪失時は復水ポンプの電源が喪失しているため，原子炉隔離時冷却系を現場にて起動する場合は，真空タンクドレン弁等を開操作し，潤滑油冷却器の冷却水をRHRポンプ室床ドレンサンプタンクに排水しながら原子炉隔離時冷却系を運転する必要がある。この排水を仮設の水中ポンプで処理しなかった場合，RCICポンプ室に排水が滞留し，原子炉隔離時冷却系が水没することになる。

したがって，排水の発生量，RCICポンプ室の面積等から保守的に一般的な機器が影響を受けないとされる機器のベースまで排水が滞留する時間を評価した。評価結果を以下に示す。

【条件】

- ・バロメトリックコンデンサ冷却水流量:6,000[kg/h]
- ・原子炉隔離時冷却系タービングランドシールからの漏えい量:7[kg/h]
- ・RCICポンプ室床面積:約160[m<sup>2</sup>]
- ・原子炉隔離時冷却系の機器のベース高さ:0.9[m]
- ・SA 環境最高温度 66°Cにおける飽和水比容積:0.00102042[m<sup>3</sup>/kg]

原子炉隔離時冷却系の機器のベース高さまでの空間体積

$$160[\text{m}^2] \times 0.9[\text{m}] = 144[\text{m}^3]$$

流入量（体積流量）

$$(6000[\text{kg}/\text{h}] + 7[\text{kg}/\text{h}]) \times 0.00102042[\text{m}^3/\text{kg}] \doteq 6.13[\text{m}^3/\text{h}]$$

原子炉隔離時冷却系ベース高さ到達時間

$$144[\text{m}^3] \div 6.13[\text{m}^3/\text{h}] \doteq 23.49[\text{h}] \rightarrow \text{約 23 時間}$$

以上のことから，原子炉隔離時冷却系を現場で起動してから約23時間までは排水の影響を受けることがなく，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，運転を継続することが可能である。

4. 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水  
 (1) 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

a. 操作概要

中央操作からの制御棒駆動水圧系起動が必要な状況において、中央制御室操作により制御棒駆動水圧系を起動し、系統構成を実施し原子炉圧力容器への注水を実施する。

b. 作業場所

制御室建物 4階（非管理区域）（中央制御室）

c. 必要要員数及び想定時間

中央制御室からの制御棒駆動水圧系起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：1名（中央制御室運転員1名）

想定時間：15分以内（所要時間目安<sup>※1</sup>：6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】

●電源，冷却水確保確認：想定時間5分，所要時間目安3分

・電源，冷却水確保確認：所要時間目安3分（中央制御室）

●制御棒駆動水圧ポンプ起動，系統構成：想定時間10分，所要時間目安3分

・ポンプ起動：所要時間目安1分（中央制御室）

・系統構成：所要時間目安2分（操作対象2弁：中央制御室）

d. 操作の成立性について

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

操作性：操作スイッチによる操作であるため，容易に実施可能である。

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  
 (1) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入及び注水（継続注水）

a. 操作概要

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入及び注水（継続注水）が必要な状況において、中央制御室及び現場操作により系統構成を実施し、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を行う。

b. 作業場所

制御室建物 4階（非管理区域）（中央制御室）  
 原子炉建物原子炉棟 3階（管理区域）

c. 必要要員数及び想定時間

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：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場合1時間以内（所要時間目安<sup>※1</sup>：37分）

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場合1時間15分以内（所要時間目安<sup>※1</sup>：41分）

※1：所要時間目安は、実機による検証及び模擬により算定した時間

想定時間内訳

[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場合]

【中央制御室運転員】

- 電源確認、ほう酸水注入ポンプ起動、注入開始：想定時間10分、所要時間目安4分

- ・電源確認：所要時間目安2分（中央制御室）

- ・ほう酸水注入ポンプ起動、注入開始：所要時間目安2分（中央制御室）

【現場運転員B, C】

- 移動、ホース敷設：想定時間35分、所要時間目安25分

- ・移動：所要時間目安8分（移動経路：中央制御室から原子炉建物原子炉棟3階）

- ・ホース敷設、接続：所要時間目安7分（原子炉建物原子炉棟3階）

- ・移動：所要時間目安3分（移動経路：原子炉建物原子炉棟3階内）

- ・ホース敷設、接続：所要時間目安7分（原子炉建物原子炉棟3階）

- 系統構成：想定時間20分、所要時間目安11分

- ・移動：所要時間目安3分（移動経路：原子炉建物原子炉棟3階内）

- ・系統構成：所要時間目安 2 分（操作対象 2 弁：原子炉建物原子炉棟 3 階）
- ・移動：所要時間目安 3 分（移動経路：原子炉建物原子炉棟 3 階内）
- ・系統構成：所要時間目安 3 分（操作対象 3 弁：原子炉建物原子炉棟 3 階）
- 継続注水操作：想定時間 5 分，所要時間目安 1 分
  - ・ほう酸水貯蔵タンク補給：所要時間目安 1 分（操作対象 1 弁：原子炉建物原子炉棟 3 階）

[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場合]

【中央制御室運転員】

- 電源確認，復水輸送ポンプ運転確認：想定時間 5 分，所要時間目安 4 分
  - ・電源確認，復水輸送ポンプ運転確認：所要時間目安 4 分（中央制御室）

【現場運転員 B，C】

- 移動，ホース敷設：想定時間 35 分，所要時間目安 25 分
  - ・移動：所要時間目安 8 分（移動経路：中央制御室から原子炉建物原子炉棟 3 階）
  - ・ホース敷設，接続：所要時間目安 7 分（原子炉建物原子炉棟 3 階）
  - ・移動：所要時間目安 3 分（移動経路：原子炉建物原子炉棟 3 階内）
  - ・ホース敷設，接続：所要時間目安 7 分（原子炉建物原子炉棟 3 階）
- 系統構成，タンク水張り：想定時間 30 分，所要時間目安 12 分
  - ・移動：所要時間目安 3 分（移動経路：原子炉建物原子炉棟 3 階内）
  - ・系統構成：所要時間目安 2 分（操作対象 2 弁：原子炉建物原子炉棟 3 階）
  - ・移動：所要時間目安 3 分（移動経路：原子炉建物原子炉棟 3 階内）
  - ・テストタンク水張り：所要時間目安 2 分（操作対象 2 弁：原子炉建物原子炉棟 3 階）
  - ・テストタンク水張り停止：所要時間目安 2 分（操作対象 2 弁：原子炉建物原子炉棟 3 階）
- ほう酸水注入ポンプ起動，注水開始：想定時間 10 分，所要時間目安 4 分
  - ・ほう酸水注入ポンプ起動，注水開始：所要時間目安 4 分（原子炉建物原子炉棟 3 階）

d. 操作の成立性について

(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），L



EDライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトを配備している。

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

#### (b) 現場操作

作業環境：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、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。操作は汚染の可能性を考慮し防護具(全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服)を着用又は携行して作業を行う。

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，ヘッドライト又は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：通常の弁操作であり，容易に操作可能である。  
操作対象弁には，暗闇でも識別し易いように反射テープを施している。

ホース接続はカップラ接続であり容易に実施可能である。

連絡手段：有線式通信設備，所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備のうち，使用可能な設備より，中央制御室との連絡が可能である。



ホース接続

## 6. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

## (1) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

## a. 操作概要

中央操作からの原子炉隔離時冷却系起動が必要な状況において、中央制御室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の注水を実施する。

## b. 作業場所

制御室建物 4階（非管理区域）（中央制御室）

## c. 必要要員数及び想定時間

中央制御室からの原子炉隔離時冷却系起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：1名（中央制御室運転員1名）

想定時間：自動起動信号が発信した場合1分以内（所要時間目安<sup>※1</sup>：20秒）

手動起動の場合2分以内（所要時間目安<sup>※1</sup>：40秒）

※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

[自動起動信号が発信した場合]

【中央制御室運転員】

- 自動起動確認：想定時間1分、所要時間目安20秒
  - ・自動起動確認：所要時間目安20秒（中央制御室）

[手動起動の場合]

【中央制御室運転員】

- 注水開始操作：想定時間2分、所要時間目安40秒
  - ・起動操作：所要時間目安20秒（中央制御室）
  - ・起動確認：所要時間目安20秒（中央制御室）

## d. 操作の成立性について

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

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

## 7. 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水

## (1) 高圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水

## a. 操作概要

中央操作からの高圧炉心スプレイ系起動が必要な状況において、中央制御室操作により高圧炉心スプレイ系を起動し原子炉压力容器への注水を実施する。

## b. 作業場所

制御室建物 4階（非管理区域）（中央制御室）

## c. 必要要員数及び想定時間

中央制御室からの高圧炉心スプレイ系起動に必要な要員数、想定時間は以下のとおり。

必要要員数：1名（中央制御室運転員1名）

想定時間：自動起動信号が発信した場合1分以内（所要時間目安<sup>※1</sup>：20秒）

手動起動の場合2分以内（所要時間目安<sup>※1</sup>：40秒）

※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

[自動起動信号が発信した場合]

## 【中央制御室運転員】

- 自動起動確認：想定時間1分，所要時間目安20秒
  - ・自動起動確認：所要時間目安20秒（中央制御室）

[手動起動の場合]

## 【中央制御室運転員】

- 注水開始操作：想定時間2分，所要時間目安40秒
  - ・起動操作：所要時間目安20秒（中央制御室）
  - ・起動確認：所要時間目安20秒（中央制御室）

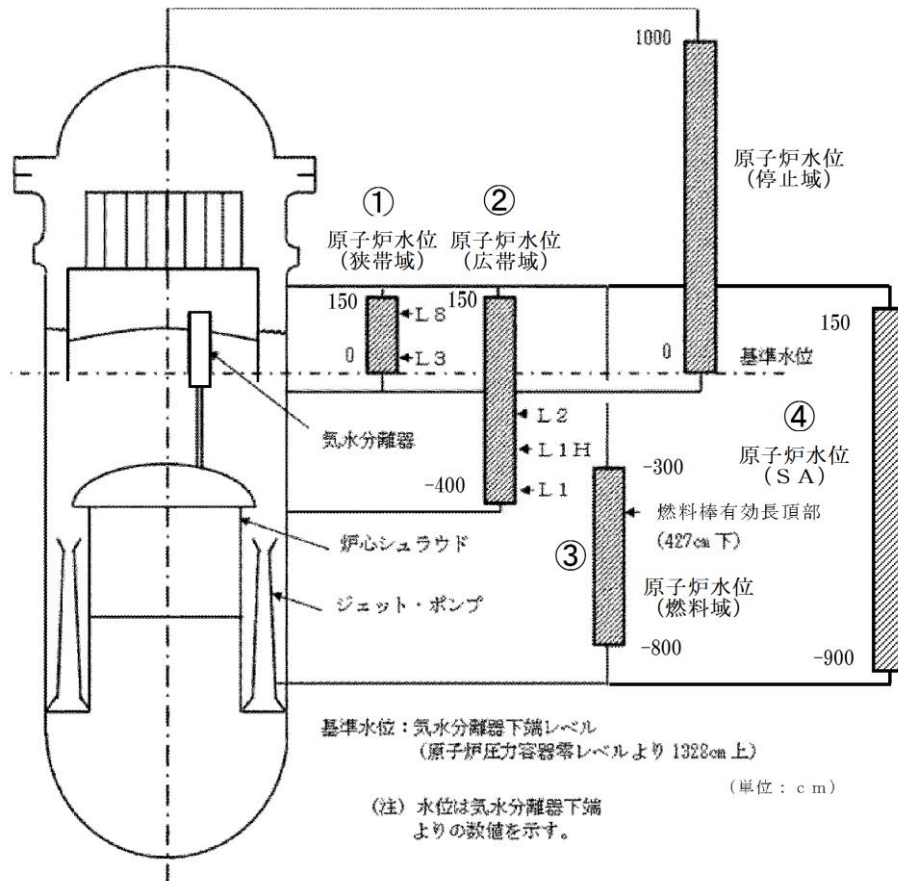
## d. 操作の成立性について

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

操作性：操作スイッチによる操作であるため、容易に実施可能である。

原子炉水位計の校正条件について

技術的能力審査基準において、監視計器のうち原子炉水位（狭帯域）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）について、使用用途と校正条件を整理する。



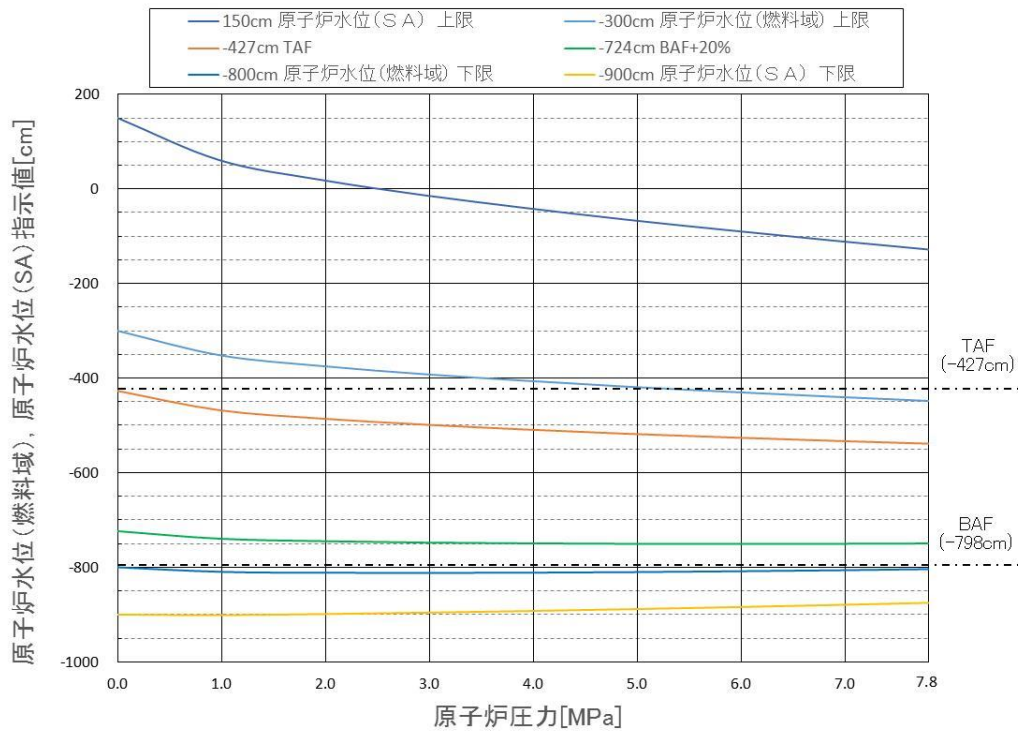
第 1 図 原子炉水位計の指示範囲

第 1 表 原子炉水位計

計器名称	指示範囲※	用途	校正条件
①原子炉水位（狭帯域）	0～150cm	通常時監視 給水制御	定格圧力 飽和条件
②原子炉水位（広帯域）	-400～150cm	通常時監視 事故時監視	定格圧力 飽和条件
③原子炉水位（燃料域）	-800～-300cm	事故時監視	大気圧飽和条件
④原子炉水位（S A）	-900～150cm	事故時監視	大気圧飽和条件

※：基準点（0cm）は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1328cm）

第 1 表より，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）にて原子炉圧力容器内水位を確認する場合は，原子炉水位計の校正条件の違いから，「原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）補正曲線」（第 2 図）を用いる。



第 2 図 原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（S A）補正曲線

## 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

## 1. 事象の進展

重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却失敗」では、全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失することを想定する。このため、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失+直流電源(区分1, 2)失敗<sup>※1</sup>+高圧炉心冷却(HPCS)失敗」では、全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失することを想定する。このため、直流電源喪失に伴い原子炉隔離時冷却系が機能喪失して原子炉注水ができず、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

また、重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」に含まれる事故シーケンス「外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗」では、全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失することを想定する。このため、開状態のまま固着した逃がし安全弁からの蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

※1：区分1, 2の直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機が起動できなくなる。

## 2. 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対応

## (1) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗

重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」においては、常設代替直流電源設備から電源を給電した高圧原子炉代替注水系による原子炉注水によって事象発生約8.3時間後まで炉心を冷却し、その後、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水によって事象発生24時間30分後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電後に残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心を冷却することによって炉心損

傷の防止を図る。

具体的な対応の概要については、以下のとおり。

a. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備として、原子炉棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動弁（A-RHR注水弁及びFLSR注水隔離弁）の手動開操作を実施する。

b. 高圧原子炉代替注水系による原子炉注水

原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、中央制御室からの遠隔操作によって高圧原子炉代替注水系を手動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。原子炉水位回復後は、運転員による高圧原子炉代替注水系の蒸気入口弁の手動開閉操作によって炉心を冠水維持可能な範囲に制御する。なお、原子炉水位の制御に必要な弁の電源は常設代替直流電源設備から供給される。

c. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水温度 100℃で、中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全弁 6 個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。

d. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水

逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉圧力が低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。

(2) 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）直流電源喪失

重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失」においては、常設代替直流電源設備から電源を給電した高圧原子炉代替注水系による原子炉注水によって事象発生約 8.3 時間後まで炉心を冷却し、その後、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水によって事象発生 24 時間 30 分後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電後に残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。

具体的な対応の概要については、以下のとおり。

a. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備として、原子炉棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動弁（A-RHR注水弁及びFLSR注水隔離弁）の手動開操作を実施する。

b. 高圧原子炉代替注水系による原子炉注水

原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、中央制御室からの遠隔操

作によって高圧原子炉代替注水系を手動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。原子炉水位回復後は、運転員による高圧原子炉代替注水系の蒸気入口弁の手動開閉操作によって炉心を冠水維持可能な範囲に制御する。なお、原子炉水位の制御に必要な弁の電源は常設代替直流電源設備から供給される。

c. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了後、サブプレッション・プール水温度 100℃で、中央制御室からの遠隔操作によって自動減圧機能付き逃がし安全弁 6 個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。

d. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水

逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉圧力が低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。

(3) 全交流動力電源喪失（T B P）

重大事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+ D G 失敗）+ S R V 再閉失敗+ H P C S 失敗」においては、逃がし安全弁 1 個の開固着によって、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間は所内常設蓄電式直流電源設備より電源を給電した原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却し、原子炉隔離時冷却系による注水停止後は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水の準備が完了した後、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水系）による注水の準備が完了した以降は残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。

具体的な対応の概要については、以下のとおり。

a. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備として、原子炉棟内の操作にて原子炉注水に必要な電動弁（A-RHR 注水弁及び F L S R 注水隔離弁）の手動開操作を実施する。

b. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

原子炉スクラム後、原子炉水位は低下するが、原子炉水低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉注水を開始することにより、原子炉水位が回復する。原子炉隔離時冷却系による原子炉注水は、逃がし安全弁 1 個の開固着によって、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間継続する。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電



機等の起動ができず、非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、原子炉補機代替冷却系の準備を開始する。

d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧

低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作によって再閉鎖に失敗した1個に加えて自動減圧機能付き逃がし安全弁5個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。

e. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水

逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、原子炉圧力が低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統圧力を下回ると原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。

解釈一覧  
判断基準の解釈一覧

手順		判断基準記載内容	解釈
手順	内容		
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	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)
		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 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)
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	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)
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	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)
		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	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)
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	原子炉水位低 (レベル3)	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)
	(2) 高圧炉心スプレイスによる原子炉圧力容器への注水	原子炉水位低 (レベル3)	原子炉水位 (狭帯域) にて原子炉水位低 (レベル3)

操作手順の解釈一覧(1 / 2)

手順		操作手順記載内容		解釈
1.2.2.1 システム 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	高圧原子炉代替注水流量指示値の上昇	高圧原子炉代替注水流量指示値が93m <sup>3</sup> /h程度まで上昇
		b. 現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動	原子炉圧力指示値が規定値以上	原子炉圧力指示値が [ ] MPa 以上
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	原子炉圧力指示値が規定値以上	原子炉圧力指示値が [ ] MPa 以上
			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	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 [ ] rpm に調整
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	制御棒駆動水圧系系統流量指示値の上昇	制御棒駆動水圧系系統流量指示値が [ ] l/min 以上
		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	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が規定値以上 仮設ホース接続(復水輸送系～補給水系の間)を実施	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力指示値が [ ] MPa 以上であることを確認 V272-87～V271-6 7間

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。

操作手順の解釈一覧(2/2)

手 順		操作手順記載内容	解釈
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	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量指示値の上昇	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量指示値が94m <sup>3</sup> /h程度まで上昇
	(2) 高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水	高圧炉心スプレイポンプ出口流量指示値の上昇	高圧炉心スプレイポンプ出口流量指示値が上昇(～1074m <sup>3</sup> /h)

## 弁番号及び弁名称一覧(1/2)

弁番号	弁名称	操作場所
MV2B1-4	HPAC注水弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟地下1階トラス室(管理区域)
MV221-34	RIC HPACタービン蒸気入口弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟地下2階C-RHRポンプ室(管理区域)
MV221-7	復水器冷却水入口弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟地下2階RCCポンプ室(管理区域)
V221-575	RIC真空タンクドレン弁	原子炉建物原子炉棟地下2階RCCポンプ室(管理区域)
V221-577	RIC真空タンク水位検出配管ドレン弁	原子炉建物原子炉棟地下2階RCCポンプ室(管理区域)
MV221-2	RIC注水弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟地下2階RCCポンプ室(管理区域)
MV221-6	ミニマムフロー弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟地下2階RCCポンプ室(管理区域)
MV221-22	タービン蒸気入口弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟地下2階RCCポンプ室(管理区域)
MV221-21	蒸気外側隔離弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟中1階東側PCVペネトレーション室(管理区域)

弁番号及び弁名称一覧(2/2)

弁番号	弁名称	操作場所
CV212-1A, B	CRD系統流量調節弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟2階マスターコントロールエリア室(管理区域)
MV212-2	CRD駆動水圧力調節弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟地2階マスターコントロールエリア室(管理区域)
MV224-3	HPCS注水弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟1階南側PCVペネトレーション室(管理区域)
MV225-1A(B)	A(B) - SLCタンク出口弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室(管理区域)
MV225-2A(B)	A(B) - SLC注入弁	中央制御室 原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室(管理区域)
V272-87	MUW工具類除染シンク供給弁(除染用)	原子炉建物原子炉棟3階フィルターエレメント除染室(管理区域)
V271-67	CWT工具類除染シンク除染弁	原子炉建物原子炉棟3階フィルターエレメント除染室(管理区域)
V225-17	SLC封水止め弁	原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室(管理区域)
V225-16	SLCオリフィスバイパス弁	原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室(管理区域)
V225-12	SLCタンク補給水入口元弁	原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室(管理区域)
V225-13	SLCタンク補給水入口弁	原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室(管理区域)
V225-10	SLCテレストタンク出口弁	原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室(管理区域)
V225-508	SLCドレン弁	原子炉建物原子炉棟3階SLCポンプ室(管理区域)

## 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ディーゼル燃料貯蔵タンク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) b. 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ディーゼル燃料貯蔵タンク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) c. 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. 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ディーゼル燃料貯蔵タンク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