

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-1 改 29
提出年月日	平成 29 年 7 月 19 日

東海第二発電所

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

平成 29 年 7 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策

- 1.0 重大事故等対策における共通事項 H29. 5. 31 版
(保管場所・アクセスは H29. 6. 29 版)
- 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 H29. 7. 6 版
- 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 H29. 6. 13 版
- 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 H29. 7. 6 版
- 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 H29. 7. 6 版
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等 H29. 7. 18 版
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 H29. 7. 6 版
- 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 H29. 5. 31 版
- 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 H29. 5. 31 版
- 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 H29. 5. 31 版
- 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 H29. 5. 31 版
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等 H29. 7. 4 版
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等 H29. 5. 31 版
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等 H29. 5. 31 版
- 1.14 電源の確保に関する手順等 H29. 5. 31 版
- 1.15 事故時の計装に関する手順等 H29. 6. 16 版
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等 H29. 5. 31 版
- 1.17 監視測定等に関する手順等 H29. 5. 31 版
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等 H29. 5. 31 版
- 1.19 通信連絡に関する手順等 H29. 5. 31 版

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 H29. 5. 24 版

2.1 可搬型設備等による対応

- ・別冊Ⅰ H29. 6. 1 版
- ・別冊Ⅱ H29. 4. 28 版
- ・別冊Ⅲ H29. 4. 28 版

重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対処に係る基本方針

【要求事項】

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

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

【要求事項の解釈】

要求事項の規定については、以下のとおり解釈する。

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

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

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え，重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項，復旧作業に係る事項，支援に係る事項及び手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。

「1. 重大事故等対策」について手順を整備し，重大事故等の対応を実施する。「2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「2.1 可搬型設備等による対応」は「1. 重大事故等対策」の対応手順を基に，大規模な損壊が発生した場合の様々な状況においても，事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し，大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。

また，重大事故等又は大規模損壊に対処し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表1.0.1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。整備する手順書については「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な

措置を実施するために必要な技術的能力1.1～1.19」にて補足する。

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

目 次

1.0.1	重大事故等への対応に係る基本的な考え方	1.0-1
(1)	重大事故等対処設備に係る事項	1.0-1
a.	切り替えの容易性	1.0-1
b.	アクセスルートの確保	1.0-1
(2)	復旧作業に係る事項	1.0-2
a.	予備品等の確保	1.0-2
b.	保管場所	1.0-3
c.	アクセスルートの確保	1.0-3
(3)	支援に係る事項	1.0-4
(4)	手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備	1.0-4
a.	手順書の整備	1.0-4
b.	教育及び訓練の実施	1.0-5
c.	体制の整備	1.0-5
1.0.2	共通事項	1.0-7
(1)	重大事故等対処設備に係る事項	1.0-7
a.	切り替えの容易性	1.0-7
b.	アクセスルートの確保	1.0-9
(2)	復旧作業に係る事項	1.0-13
a.	予備品等の確保	1.0-14
b.	保管場所	1.0-15

c .	アクセスルートの確保	1.0-15
(3)	支援に係る事項	1.0-16
(4)	手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備	1.0-19
a .	手順書の整備	1.0-19
b .	教育及び訓練の実施	1.0-27
c .	体制の整備	1.0-34

添付資料 目次

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

添付資料1.0.16 重大事故等発生時における東海発電所及び東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所からの影響について

1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

a. 切り替えの容易性

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

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、また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、地震、津波その他の自然現象等を想定し、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保するとともに、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、また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、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。

複数ルートのうち少なくとも1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って人為によるもの(故意によるものを除く。)

(以下「外部人為事象」という。), 溢水及び火災を想定しても、すみやかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

(2) 復旧作業に係る事項

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

a. 予備品等の確保

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

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

ても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

また、予備品への取替のために必要な資機材等を確保する。

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

また、予備品の取替作業に必要な資機材等として、がれき撤去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確保する。

b. 保管場所

予備品等については、共通要因によって同時に機能が喪失することがないように、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、地震、津波その他の自然現象等を想定し、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保するとともに、実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する複数ルートのうち少なくとも

1ルートは、想定される自然現象，人為事象，溢水及び火災を想定しても，運搬，移動に支障をきたさないよう，通行性を確保する。

(3) 支援に係る事項

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

また，関係機関等とあらかじめ協議，合意の上，重大事故等発生時の支援の契約を締結し，事故等発生後6日後までに発電所を支援できる体制を整備する。

(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

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

a. 手順書の整備

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

また，手順書は使用主体に応じて，運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。），発電所災害対策要員（以下「災害対策要員」という。）が使用する手順等（以下「災害対策本部手順等」という。）を整備する。

b. 教育及び訓練の実施

運転員及び災害対策要員は，重大事故等発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じ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，教育及び訓練を継続的に実施する。

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要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度，内容で計画的に実施することにより運転員及び災害対策要員の力量の維持及び向上を図る。

c. 体制の整備

発電所において重大事故等対策の実施が必要な状況となった場合には，非常事態を宣言し，所長を本部長とする発電所災害対策本部（以下「災害対策本部」という。）を設置するとともに，重大事故等対策を実施する。

災害対策本部は，重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織から構成されており，それぞれの機能毎に責任者を定め，役割分担を明確にし，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制とする。また，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行うことができるよう，発電所内外に必要な要員を常時確保する。

発電用原子炉主任技術者は，重大事故等が発生した場合，

重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。また、重大事故時等対策の実施に当たり、発電用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。）※へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

※ 「原子炉施設の運転に従事する者」とは、所長を含む
発電所の保安に関する組織の全ての要員

発電所において非常事態が宣言された場合には、社長は本社における本店非常事態を発令し、社長を本部長とする本店総合災害対策本部（以下「本店対策本部」という。）を原子力施設事態即応センター（以下「即応センター」という。）に設置する。本店対策本部は、全社大での体制とし、災害対策本部が重大事故等対策に専念できるよう支援する。また、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となって社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対策を検討できる体制を整備する。

1.0.2 共通事項

(1) 重大事故等対処設備

① 切り替えの容易性

【要求事項】

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

② アクセスルートの確保

【要求事項】

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

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

a. 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）と

して重大事故等に対処するために使用する設備については、通常時に使用する系統から弁操作等により速やかに切り替えられるよう、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。

(添付資料 1.0.1)

b. アクセスルートの確保

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

屋外及び屋内において、アクセスルートは、別ルートも考慮して複数ルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、人為事象、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、積雪、凍結、落雷、地滑り、火山の影響、降水、生物学的事象及び森林火災、高潮を、人為事象に対して航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

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

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

(a) 屋外アクセスルートの確保

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、取水ポイントの状況確認、ホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて、軽油貯蔵タンク、可搬型設備用軽油タンク、常設代替交流電源設備、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する想定される自然現象のうち、地震による影響（周辺建造物の倒壊、周辺タンク等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地中埋設建造物の損壊）、風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、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は、道路上への自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けないアクセスルートを確認する。

敷地に遡上する津波の影響については、原子炉建屋等の水密化、重要区画の水密化、排水設備の設置等、更なる信頼性向上の観点から対策を実施する。

屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち森林火災、人為事象のうち爆発、近隣工場等の火災に対して、別ルートも考慮した複数のアクセスルートを確認する。

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

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

不等沈下及び地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所において、想定を上回る段差が発生した場合は、別ルートの通行または土のうによる段差解消対策により対処する。

アクセスルート上の風（台風）及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響については、ホイールローダによる撤去を行う。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の装着により通行性を確保する。

屋外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。夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明装置を配備する。また、現場との通信連絡手段を確保する。

(b) 屋内アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合において、屋内の現場操作場所までのアクセスルートの状況確認を行い、合わせて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波、その他自然現象による影響（洪水、風（台風）、竜巻、積雪、凍結、落雷、地滑り、火山の影響、森林火災、高潮、降水、生物学的事象）及び人為事象（航空機落下、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズム）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

屋内アクセスルートは、重大事故等が発生した場合において必要となる現場操作を実施する場所まで移動可能なルートを選定する。また、地震時に通行が阻害されないように、通行性確保対策として、アクセスルート上の資機材を固縛、転倒防止により通行に支障をきたさない措置を講じる。

溢水等に対して、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用する。

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、移動が出来るように、可搬型照明を配備する。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。

（添付資料 1.0.2）

(2) 復旧作業

① 予備品等の確保

【要求事項】

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

【解釈】

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

② 保管場所

【要求事項】

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

③ アクセスルートの確保

【要求事項】

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

(2) 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効か

つ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

a. 予備品等の確保

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

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

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

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

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去のためのホイールローダ等、その他重機、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確保する。

b. 保管場所

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

(添付資料1.0.3, 1.0.13)

c. アクセスルートの確保

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

設備の復旧作業に支障がないよう，別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは，想定される自然現象，人為事象，溢水及び火災を想定しても，運搬，移動に支障をきたさないよう，通行性を確保する等，「1.0.2(1)b.アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する。

(添付資料1.0.2, 1.0.3, 1.0.13)

(3) 支援に係る事項

【要求事項】

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

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

(3) 支援に係る事項

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

事故発生後7日間以降の事故収束対応を維持するため、事故等発生後6日後までに、あらかじめ選定している候補施設の中から原子力事業所災害対策支援拠点を選定し、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材等を継続的に支援できる体制を整備する。また、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段，資機材及び燃料を支援できるよう、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（通信連絡設備，放射線測定装置等），食糧その他の消耗

品も含めた資機材，予備品及び燃料等について，事象発生後6日後までに支援できる体制を整備する。

プラントメーカー，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など協力関係を構築するとともに，あらかじめ協議・合意の上，重大事故等発生時の支援の契約を締結し，発電所を支援できる体制を整備する。

重大事故等発生後，当社対策本部が発足し協力体制が整い次第，プラントメーカー及び協力会社等から重大事故等発生後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要員の派遣等，重大事故等発生後に必要な支援が受けられる体制を整備している。また，要員の運搬及び資機材の輸送について支援を迅速に得られるよう，協力企業と協定等を結んでいる。

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，環境放射線モニタリングの支援を受けられる他，原子力緊急事態支援組織（以下「支援組織」という。）からは，被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材，資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受ける等，発電所を支援できる体制を整備する。

（添付資料1.0.4）

(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

【要求事項】

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

【解釈】

- 1 手順書の整備は、以下によること。
 - a) 発電用原子炉設置者において、全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中において、発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策について適切な判断を行うため、必要となる情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、まとめる方針であること。
 - b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。（ほう酸水注入系（SLCS）、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。）
 - c) 発電用原子炉設置者において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。

- d) 発電用原子炉設置者において、事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める方針であること。なお、手順書が、事故の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書相互間の移行基準を明確化する方針であること。
- e) 発電用原子炉設置者において、具体的な重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力及び温度等の計測可能なパラメータを手順書に明記する方針であること。また、重大事故等対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を、手順書に整理する方針であること。
- f) 発電用原子炉設置者において、前兆事象を確認した時点での事前の対応（例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作）等ができる手順を整備する方針であること。

(4) 手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

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

a. 手順書の整備

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

整備する。

また、手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）、発電所災害対策要員が使用する手順書（以下「災害対策要員が使用する手順書」という。）を整備する。

- (a) 全ての交流動力電源及び所内常設直流電源の喪失、安全系の機器又は計測器類の多重故障等の過酷な状態において、限られた時間の中で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、運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書にまとめる。

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運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書に整備する。

- (b) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるように、判断基準を明確にした手順を以下のとおり整備する。

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

る。

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

原子炉格納容器の破損防止のため、迷わず格納容器圧力逃がし装置の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を、運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書に整備する。

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

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を災害対策要員が使用する手順書に整備する。

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

重大事故等発生時の運転操作において、発電長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先

する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する。

重大事故等発生時の発電所災害対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所の災害対策本部長は、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針にしたがった判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を、災害対策要員が使用する手順書に整備する。

- (d) 重大事故等対策時に使用する手順書として、運転員と災害対策要員が連携し、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、運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書を適切に定める。

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

- ・ 警報処置手順書

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

- ・ 非常時運転手順書（事象ベース）

単一の故障等で発生する可能性のある異常又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作に使用

- ・ 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）

事故の起因事象を問わず、非常時運転手順書（事象ベ

ース)では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作に使用

- ・ 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作に使用

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

異常又は事故の発生時、警報処置手順書により初期対応を行う。

警報処置手順書に基づく対応において事象が進展した場合には、警報毎の手順書に従い、非常時運転手順書（事象ベース）に移行する。

警報処置手順書及び非常時運転手順書（事象ベース）で対応中に、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）に移行する。

非常時運転手順書Ⅱ（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、非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）に移行する。

災害対策本部は、運転員からの要請あるいは災害対策本部の判断により、運転員の事故対応の支援を行う。災害対

策要員が使用する用手順書として、事故状況に応じた手段等を定めた重大事故等対策要領を整備するとともに、現場での重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

- (e) 重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書に明記する。

重大事故等に対処するために把握することが必要なパラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ（以下「主要なパラメータ」という。）を、あ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、運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書に整理する。

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

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

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

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、

災害対策要員が運転操作を支援するための参考情報とし、災害対策要員が使用する手順書に整理する。

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

大津波警報が発表された場合、原子炉を停止する判断を定めた手順を整備する。また、発電所構内の避難指示及び建屋の水密扉の閉止状態確認を行い、潮位計、取水ピット水位計及び津波監視カメラによる津波の継続監視を行う手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、例えば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。また、竜巻の発生が予想される場合には、車両の退避又は固縛の実施、建屋の水密扉の閉止状態を確認する等、気象情報の収集、巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備するとともに、設計基準値を超え、又は設計基準値超えが見込まれると判断した場合、原子炉を停止する手順を整備する。

(添付資料1.0.5, 1.0.6, 1.0.7, 1.0.8)

【解釈】

2 訓練は、以下によること。

- a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策は幅広い発電用原子炉施設の状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3a)に規定する実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画する方針であること。
- c) 発電用原子炉設置者において、普段から保守点検活動を自らも行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する方針であること。
- d) 発電用原子炉設置者において、高線量下、夜間及び悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行う方針であること。
- e) 発電用原子炉設置者において、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、及びそれらを用いた事故時対応訓練を行う方針であること。

b. 教育及び訓練の実施

運転員及び発電所災害対策要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

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要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより運転員及び災害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。

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

て、必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効果的かつ確実に実施する。

- ・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。

運転員及び災害対策要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、プラント運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

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

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

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

重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対

応を実施するために必要な知識について、運転員及び災害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) 運転員及び災害対策要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、過酷事故の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

現場作業に当たっている災害対策要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう、運転員と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための訓練等を定期的に計画する。

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

視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練等を実施する。

災害対策本部の実施組織の要員に対しては、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した注水確保の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取り扱い方法の習得を図るための個別訓練を、訓練毎に実施頻度を定めて実施する。個別訓練は、訓練毎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。

災害対策要員のうち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、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時の物理挙動やプラント挙動等の教育を実施する。

また、災害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。

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

運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期試験及び運転に必要な操作を社

員自らが行う。

災害対策要員のうち保修班員は、研修施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換等の実習を社員自らが行うことにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた社内規程に基づき、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、工事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社員自らが行う。

災害対策要員は、可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの布設接続、放出される放射性物質の濃度・放射線の量の測定及びアクセスルートの確保、その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を社員自らが行う。

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

(e) 事故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・社内規程が即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及び手順書・社内規

程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・社内規程を用いて、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、情報及び手順書・社内規程の管理を実施する。

(添付資料1.0.9, 1.0.12, 1.0.13)

【解釈】

- 3 体制の整備は、以下によること。
- a) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。
 - b) 実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。
 - c) 実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。
 - d) 支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。
 - e) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。
 - f) 発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。

- g) 発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。
- h) 発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。
- i) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。
- j) 発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。
- k) 発電用原子炉設置者において、重大事故等の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、適切な対応を検討できる体制を整備する方針であること。

c. 体制の整備

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

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

発電所において、重大事故等を起因とする原子力災害が

発生するおそれがある場合,又は発生した場合に,事故原因の除去,原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため,所長(原子力防災管理者)は,事象に応じて警戒事態,非常事態を宣言し,要員の非常招集,通報連絡を行い,所長(原子力防災管理者)を本部長とする発電所警戒本部(以下「警戒本部」という。)又は,所長を災害対策本部長とする発電所災害対策本部(以下「災害対策本部」という。)を設置して対処する。

所長(原子力防災管理者)は,災害対策本部の本部長として,災害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。

本部長の下に本部長代理を設置し,本部長代理は本部長を補佐し,本部長が不在の場合は,本部長代理又は,本部付の副原子力防災管理者がその職務を代行する。

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

原子力防災組織は,本部長,本部長代理,本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と,七つの作業班で構成され,役割分担に応じて対処する。

災害対策本部において、指揮命令は基本的に災害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、プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため、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班（当直発電長）が行う運転操作や復旧操作については、当直発電長の判断により自律的に実施し、運転班本部員に実施の報告が上がってくることになる。

災害対策本部の機能を担う必要要員規模は対応すべき事故の様相、または事故の進展や収束に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。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の災害対策本部において、その職務に支障をきたすことがないように、独立性が確保できる配置とし、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。また、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、運転に従事する者（所長を含む。）^{*}へ指示を行い、災害対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

※ 所長を含む発電所の保安に関する組織の全ての

要員

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)に重大事故等が発生した場合,災害対策要員は発電用原子炉主任技術者に対し,通信連絡手段により必要の都度,情報連絡(プラントの状況,対策の状況)を行い,発電用原子炉主任技術者は得られた情報に基づき,発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

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,速やかに災害対策本部に駆けつけられるよう,早期に非常招集が可能なエリア(東海村又は隣接市町村)に発電用原子炉主任技術者又は代行者を配置する。

(b) 実施組織は,当直,重大事故等の現場活動を行う重大事故等対応要員及び初期消火活動を行う自衛消防隊で構成する。重大事故等対応要員は,庶務班(アクセスルートの確保,消火活動等の実施),保修班(給水確保及び電源確保に伴う措置等の実施)及び運転班(事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置等の実施)で構成し,各班には必要な指示を行う本部員及び班長を配置する。

(c) 隣接する東海発電所との同時発災により各発電所での対応が必要な事象が発生した場合,災害対策本部は各発電所の状況や使用可能な設備,事象の進展等の状況を共有し,東海発電所長及び東海第二発電所長を兼務する災害対策

本部長が対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。

また、情報の混乱により通報連絡が遅れることのないよう、通報連絡を行う情報班を設け、原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）に定められた通報連絡先へ円滑に通報連絡を行う体制とする。

- (d) 支援組織のうち技術支援組織は、技術班（事故状況の把握・評価，プラント状態の進展予測・評価，事故拡大防止対策の検討及び技術的助言等），放射線管理班（発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価，被ばく管理，汚染拡大防止措置等に関する技術的助言，二次災害防止に関する措置等），保修班（事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示，不具合設備の応急復旧及び技術的助言，放射性物質の汚染除去等），運転班（プラント状態の把握及び災害対策本部へのインプット，事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示及び技術的助言等）で構成し，各班には必要な指示を行う本部員と班長を配置する。

支援組織のうち運営支援組織は、情報班（事故に関する情報収集・整理及び連絡調整，本店対策本部及び社外機関との連絡調整等），広報班（発生した事象に関する広報，関係地方公共団体の対応，報道機関等の社外対応，発電所内外へ広く情報提供等），庶務班（災害対策本部の運営，防災資機材の調達及び輸送，所内警備，避難誘導，医療（救護）に関する措置，二次災害防止に関する措置等）で構成し，各班には必要な指示を行う本部員と班長を配置する。

(e) 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（その時点では、公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力施設における異常事象の発生又は、そのおそれがある状態）においては原子力警戒態勢を、また、重大事故等対策の実施が必要な状況においては非常事態を宣言し、要員の非常招集、通報連絡を行い、所長（原子力防災管理者）を本部長とする災害対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。

非常招集する要員への連絡については、一斉通報システム又は電話を活用する。なお、地震により通信障害等が発生し、一斉通報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、発電所周辺地域（東海村）で震度6弱以上の地震が発生した場合には、各災害対策要員は、社内規程に基づき自主的に参集する。

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

重大事故等が発生した場合にすみやかに対応する要員は、重大事故等に対処する要員として災害対策要員21名、当直運転員7名、火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊11名の合計39名及び、事象発生120分以内に参集し、重大事故時に災害対策本部の体制が機能するために必要な要員71名を確保する。

中央制御室の運転員（当直員）は、発電長、副発電長、運転員の計7名／直を配置している。なお、原子炉運転停止中※については、運転員を5名／直とする。

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

重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員で対応出来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・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・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に、定期的に通報連絡訓練を実施する。

(f) 重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記(a)項、(b)項及び(d)項のとおり明確にするとともに、責任者として本部員及び班長を配置する。

(g) 災害対策本部における指揮命令系統を明確にするとと

もに、指揮者である本部長が不在の場合に備え、あらかじめ定められた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。また、災害対策本部の各班を統括する本部員、班長についても不在の場合に備え、代行者をあらかじめ明確にする。

発電長が急病等により勤務の継続が困難となった場合は、発電長代務者が中央制御室へ到着するまでの間、運転管理に当たっている副発電長が代務に当たることをあらかじめ定めている。

- (h) 災害対策要員が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

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

支援組織が、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（以下「SPDS」という。）、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連絡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、携行型有線通話装置、無線通話設備及び衛

星電話設備等を整備する。また、電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようヘッドライト及びランタン等を整備する。

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

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

- (j) 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けるこ

とができるように支援体制を整備する。

発電所において、重大事故等の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、所長(原子力防災管理者)はただちに非常事態を宣言するとともに本店発電管理室長へ報告する。

報告を受けた本店発電管理室長はただちに社長に報告し、社長は本店における非常事態を発令する。本店発電管理室長から連絡を受けた本店庶務班長は、本店における本店対策本部組織の要員を非常招集する。

社長は、本社における非常事態を発令した場合、すみやかに原子力施設事態即応センターに本店対策本部を設置し、本店対策本部長としてその職務を行う。社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、本店対策本部の副本部長がその職務を代行する。

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

本店対策本部は、全社大での体制とし、災害対策本部が重大事故等対策に専念できるよう支援する。

本店対策本部は、福島第一原子力発電所の事故から得られた課題から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定めた体制とすることにより、社長を本部長とした指揮命令系統を明確にし、災害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。

情報班は、事故に関する情報の収集、災害対策本部への指導・援助及び本店対策本部内での連絡調整、社外関係機関との連絡・調整及び法令上必要な連絡、報告等を行う。

庶務班は、通信施設の確保、要員の確保、応援計画案の作成及び各班応援計画の取り纏め等を行う。

広報班は、報道機関等との対応、広報関係資料の作成、応援計画案の作成等を行う。

技術班は、原子炉・燃料の安全に係る事項の検討、発電所施設・環境調査施設の健全性確認、災害対策本部が行う応急活動の検討、応援計画案の作成等を行う。

放射線管理班：放射線管理に係る事項の検討、個人被ばくに係る事項の検討、応援計画の作成等を行う。

保健安全班は、緊急被ばく医療に係る事項の検討、応援計画案の作成等を行う。

社長は、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店庶務班長に指示する。

本店庶務班長は、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上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。

本店庶務班長は、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拠点を

運営し、災害対策に必要な資機材等の支援を実施する。

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

- (h) 本店対策本部は、全社大での体制にて、重大事故等の拡大防止を図り、特に中長期の対応について災害対策本部の活動を支援することを役割としている。このため、重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合には、本店対策本部が中心となり、プラントメーカ及び、協力会社を含めた社内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による復旧手段を整備するとともに、動的機器の取替物品を確保する。

また、重大事故等発生時に、機能喪失した設備の保守を実施するための作業環境の線量低減対策や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、プラントメーカとの間で支援体制を整備している。

(添付資料1.0.10, 1.0.11, 1.0.15, 1.0.16)

東海第二発電所

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 1.0.1-1 表 本来の用途以外で使用する重大事故等対応設備……………	1.0.1-2
第 1.0.1-2 表 本来の用途以外で使用する自主対策設備……………	1.0.1-3
第 1.0.1-3 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……………	1.0.1-11

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運転手順書に整備する。

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、補給水系、消火系があり、第1.0.1-1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1.0.1-2表に本来の用途以外で使用する自主対策設備を示し、第1.0.1-3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速やかに切り替えるための手順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 1.0.1-1 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、原子炉に中性子吸収材を注入することにより、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。	高圧注水系及び高圧代替注水系が使用不能な場合に、純水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を行う。	1.2

第 1.0.1-2 表 (1/2) 本来の用途以外で使用する自主対策設備

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
補給水系	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。	<p>常設の原子炉注水設備、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系及び消火系が使用不能な場合に、補給水系により復水貯蔵タンクを水源として原子炉へ注水する。</p>	<p>1.4 1.8</p>
		<p>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系が使用不能な場合に、補給水系により復水貯蔵タンクを水源として格納容器スプレイを行う。</p>	<p>1.6</p>
		<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部注水系（常設）及び消火系が使用不能な場合に、補給水系により復水貯蔵タンクを水源として原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を行う。</p>	<p>1.8</p>

第 1.0.1-2 表 (2/2) 本来の用途以外で使用する自主対策設備

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
消火系	ろ過水貯蔵タンク等を水源とし、タービン建屋に設置される消火ポンプにより、原子炉建屋原子炉棟、原子炉建屋廃棄物処理棟、原子炉建屋附属棟、サービス建屋等の屋内消火栓、屋外消火栓に消火用水を供給する。	常設の原子炉注水設備、低圧代替注水系（常設）、代替循環冷却系が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として原子炉へ注水する。	1.4 1.8
		残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、代替循環冷却系が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等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、格納容器下部注水系（常設）が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却を行う。	1.8
		常設の代替燃料プール注水系及び補給水系が使用不能な場合に、消火系によりろ過水貯蔵タンク等を水源として使用済燃料貯蔵プールへの注水を行う。	1.11

第 1.0.1-3 表 対応手順の抽出 (1/6)

○：本来の用途 ×：本来の用途以外 —：該当なし

1.0.1-5

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	○	—
		原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	○	—
		ほう酸水注入	○	—
		原子炉水位低下	○	—
		制御棒手動挿入	○	—
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	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	○	—
		高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	○	—
		原子炉隔離時冷却系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	○	—
		代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	○	○
		代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	○	○
		ほう酸水注入系による進展抑制	×	—
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	制御棒駆動水系による進展抑制	× ^{※1}	—
		原子炉減圧の自動化	○	—
		手動による原子炉の減圧	○	—
		常設代替直流電源設備による減圧	○	—
		可搬型代替直流電源設備による減圧	—	○
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧	—	○
		代替逃がし安全弁駆動装置による減圧	○	—
		高圧窒素ガス供給系（非常用）による作動窒素ガス確保	○	—
		主蒸気逃がし安全弁の背圧対策	○	—
		代替直流電源設備による復旧	○	○
		代替交流電源設備による復旧	○	○
I S L O C A 発生時の対応	○	—		

※1 「制御棒駆動水系による進展抑制」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 1.0.1-3 表 対応手順の抽出 (2/6)

○：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)
1.4	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	低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却	○	—
		低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却	—	○
		代替循環冷却系による原子炉の冷却	○	—
		消火系による原子炉の冷却	×	—
		補給水系による原子炉の冷却	×	—
		常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧	○	—
		低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	○	—
		低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	—	○
		代替循環冷却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	×	—
		補給水系による残存溶融炉心の冷却	×	—
		常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧	○	—
		1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送 するための手順等	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱
耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	○			—
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	○			—
緊急用海水系による除熱	○			—
代替残留熱除去系海水系による除熱	—			○
1.6	原子炉格納容器内等の冷却の ための手順等	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却	○	—
		代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却	—	○
		代替循環冷却系による格納容器除熱	○	—
		消火系による格納容器内の冷却	×	—
		補給水系による格納容器内の冷却	×	—
		ドライウエル内ガス冷却装置による格納容器除熱	○	—
		常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧	○	—
常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧	○	—		
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	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	○	—
		不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換	○	—
		格納容器負圧破損の防止	○	○
		代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		サブプレッション・プール水 pH 制御設備による薬液注入	○	—

第 1.0.1-3 表 対応手順の抽出 (3/6)

○：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)
1.8	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	格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水	○	—
		格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウエル部）への注水	—	○
		消火系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水	×	—
		補給水系によるペデスタル（ドライウエル部）への注水	×	—
		原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		高压代替注水系による原子炉圧力容器への注水	○	—
		低压代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	○	—
		低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	—	○
		代替循環冷却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	×	—
		補給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	○	—
		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	格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止
格納容器圧力逃がし装置による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水素濃度制御	○			—
水素濃度監視	○			—
代替電源による必要な設備への給電	○			○
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	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	○	—
		原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視	○	—
		代替電源による必要な設備への給電	○	○
		格納容器頂部注水系（常設）による注水	○	—
		格納容器頂部注水系（可搬型）による注水	—	○
		原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素ガスの排出	○	—

第 1.0.1-3 表 対応手順の抽出 (4/6)

○：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)
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	○	—
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水	—	○
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水	—	○
		補給水系による使用済燃料プールへの注水	○	—
		消火系による使用済燃料プールへの注水	×	—
		サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制	○	—
		常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ	○	—
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ	—	○
		可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ	—	○
		使用済燃料プール漏えい緩和	—	○
		大気への拡散抑制	—	○
		使用済燃料プールの監視	○	—
		使用済燃料プール監視計器への代替電源による給電	○	○
		代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱	○	○
1.12	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制	—	○
		放射性物質吸着材による海洋への拡散抑制	—	○
		汚濁防止膜による海洋への拡散抑制	—	○
		可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤（SA）による航空機燃料火災への泡消火	—	○
1.13	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	—	○
		淡水貯水池B（A）から淡水貯水池A（B）への補給	—	○
		可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給	—	○
		可搬型代替注水大型ポンプによる送水	—	○

第 1.0.1-3 表 対応手順の抽出 (5/6)

○：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)
1.14	電源の確保に関する手順等	常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備への給電	○	—
		可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電	—	○
		高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への電力融通	○	—
		非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイス系を含む）冷却系海水系への代替海水送水	—	○
		所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	○	—
		可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤 2 A・2 B への給電	—	○
		常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 2 A・2 B への給電	○	—
		常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電	○	—
		可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電	—	○
		常設代替直流電源設備による緊急用直流 125V 主母線盤への給電	○	—
		可搬型代替直流電源設備による緊急用直流 125V 主母線盤への給電	—	○
		可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの給油	—	○
		タンクローリーから各機器への給油	—	○
		燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油	—	○
1.15	事故時の計装に関する手順等	他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定（計器の故障時）	○	○
		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）	○	○
		蓄電池，代替電源（交流，直流）からの給電	○	○
		可搬型計測器によるパラメータの計測又は監視	—	○
		パラメータ記録	○	○
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，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等 交流動力電源が正常な場合	○	—
		中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等 全交流動力電源が喪失した場合	○	—
		中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	—	○
		中央制御室の照明を確保する手順	—	○
		中央制御室待避室の照明を確保する手順	—	○
		データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視手順	—	○
		中央制御室待避室準備手順	—	○
		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	—	○
		その他の放射線防護措置等に関する手順等	—	○
		その他の手順項目について考慮する手順	—	○
チェン징ングエリアの設置及び運用手順	—	○		

第 1.0.1-3 表 対応手順の抽出 (6/6)

○：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)
1.17	監視測定等に関する手順等	可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定等	—	○
		放射能観測車による放射性物質の濃度の測定	—	○
		可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定	—	○
		可搬型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	—	○
		モニタリング・ポストのバックグラウンド低減	○	○
1.18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等	可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定	—	○
		緊急時対策所非常用換気空調設備運転手順	○	—
		緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順	○	—
		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	—	○
		緊急時対策所エリアモニタ設置手順	—	○
		緊急時対策所加圧設備への切替準備手順	○	—
		緊急時対策所加圧設備への切替手順	○	—
		緊急時対策所加圧設備の停止手順	○	—
		緊急時対策所のデータ伝送設備によるプラントパラメータ等の監視手順	○	—
		重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備	—	—
		通信連絡に関する手順	○	○
1.19	通信連絡に関する手順等	放射線管理用資機材の維持管理等について	—	—
		チェンジングエリアの設置及び運用手順	—	—
		発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡	○	○
		計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所での共有	○	○
		発電所外の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡	○	—
		計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所での共有	○	○
		代替電源設備からの給電	○	○

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. ほう酸水注入系による進展抑制
2. 補給水系による原子炉の冷却
3. 補給水系による格納容器内の冷却
4. 補給水系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水
5. 消火系による原子炉の冷却
6. 消火系による格納容器内の冷却
7. 消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水
8. 消火系による使用済燃料プール注水

1. ほう酸水注入系による進展抑制

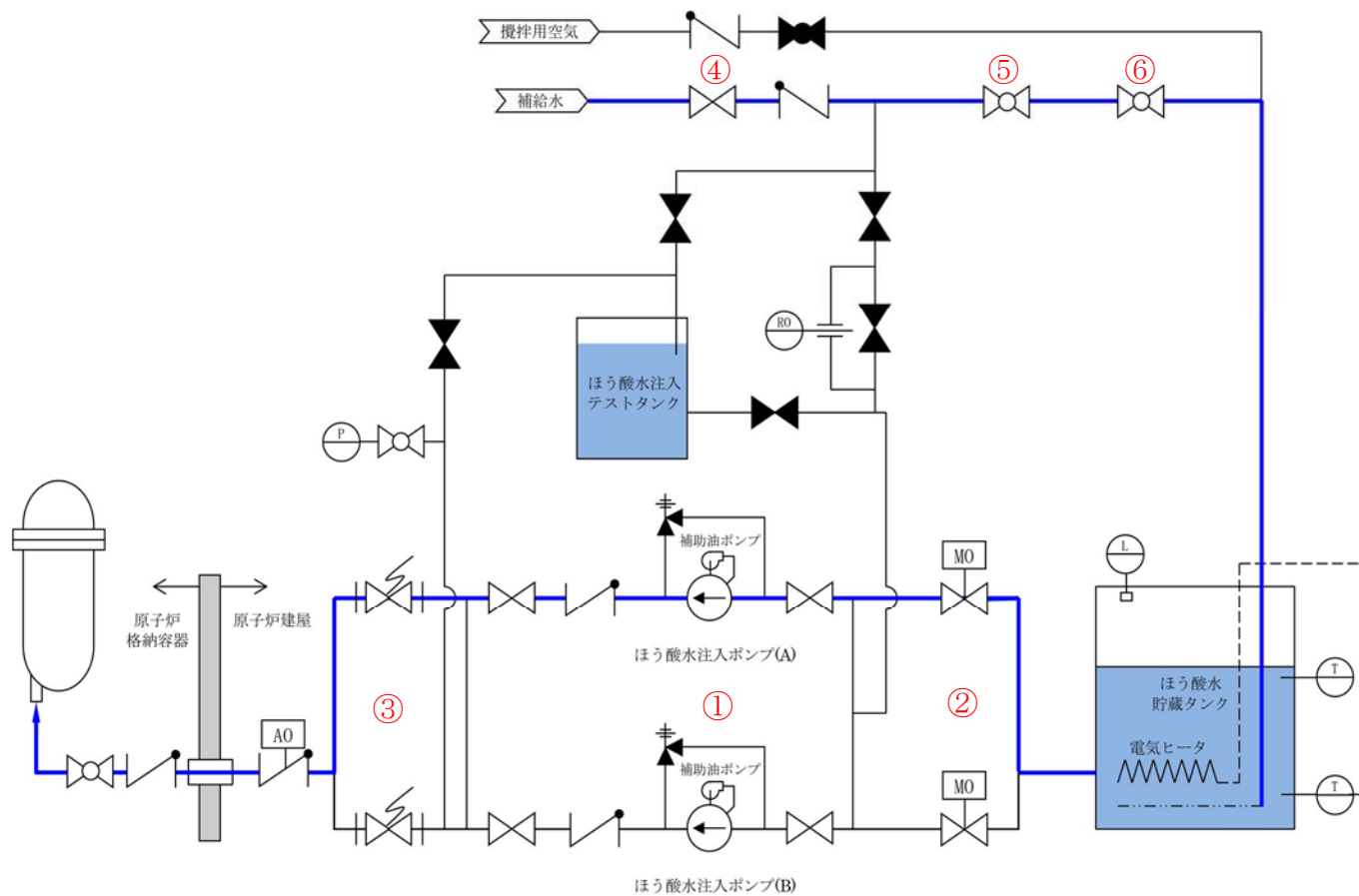
(1) 操作概要

高圧注水系及び高圧代替注水系による原子炉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，純水貯蔵タンクを水源として原子炉への注水を実施する。概要図を第1図に示す。

- ①ほう酸水注入ポンプ（図①）の起動操作を実施する。
- ②ほう酸水貯蔵タンク出口弁（図②）及びほう酸水注入系爆破弁（図③）が「開」となり，原子炉への注水が開始される。
- ③原子炉への注水が開始されたことを原子炉水位計，ほう酸水注入ポンプ吐出圧力計にて確認する。
- ④ほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁（図④）を「開」とする。
- ⑤ほう酸水注入ポンプによる継続注水のため，ほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁（図⑤及び図⑥）を「開」とする。

(2) 操作の容易性

純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への注水については，現場対応操作がほう酸水貯蔵タンク純水補給ライン元弁（図④）及びほう酸水貯蔵タンク純水補給水弁（図⑤及び図⑥）の3弁「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のため，容易に操作可能である。



第1図 ほう酸水注入系による進展抑制概略図

2. 補給水系による原子炉の冷却

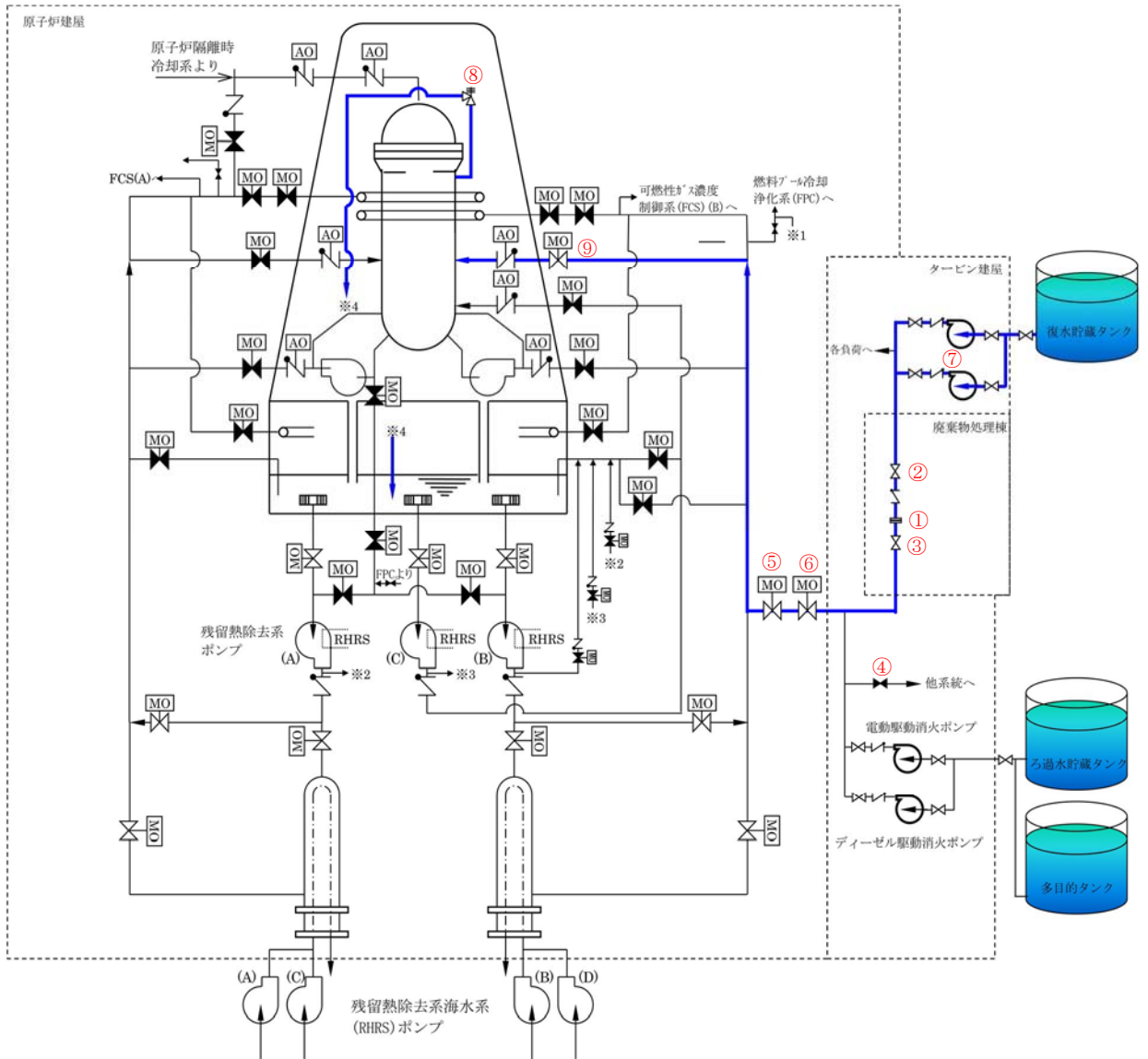
(1) 操作概要

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、補給水系を使用して原子炉へ注水を実施する。概要図を第2図に示す。

- ①連絡配管閉止フランジ（図①）の付け替えを実施する。
- ②補給水系から原子炉圧力容器までの系統構成として、連絡弁（図②及び図③）を「開」し、補助ボイラ冷却水元弁（図④）を「閉」とする。
- ③残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図⑤及び図⑥）を「開」し、復水移送ポンプ（図⑦）を起動する。
- ④原子炉圧力容器を主蒸気逃がし安全弁（図⑧）にて減圧し、残留熱除去系注入弁（図⑨）を「開」とする。
- ⑤原子炉圧力が復水移送系統圧力以下にて、原子炉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，復水移送系系統圧力計，残留熱除去系系統流量計にて確認する。

(2) 操作の容易性

補給水系による原子炉の冷却における連絡配管閉止フランジ（図①）の付け替え操作については、単純作業であり容易に付け替えが可能である。また、現場対応操作においては連絡弁（図②及び図③）の2弁「開」操作，補助ボイラ冷却水元弁（図④）の1弁「閉」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のため，容易に操作が可能である。



第2図 補給水系による原子炉の冷却概略図

3. 補給水系による格納容器内の冷却

(1) 操作の概要

原子炉冷却材喪失時等において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の機能が喪失した場合、補給水系を使用した格納容器スプレイを実施する。概要図を第3図に示す。

①連絡配管閉止フランジ（図①）の付け替えを実施する。

②補給水系から格納容器までの系統構成として、連絡弁（図②及び図③）を「開」し、補助ボイラ冷却水元弁（図④）を「閉」とする。

③残留熱除去系（B）消火系ライン弁連絡弁（図⑤及び図⑥）を「開」し、復水移送ポンプ（図⑦）を起動する。

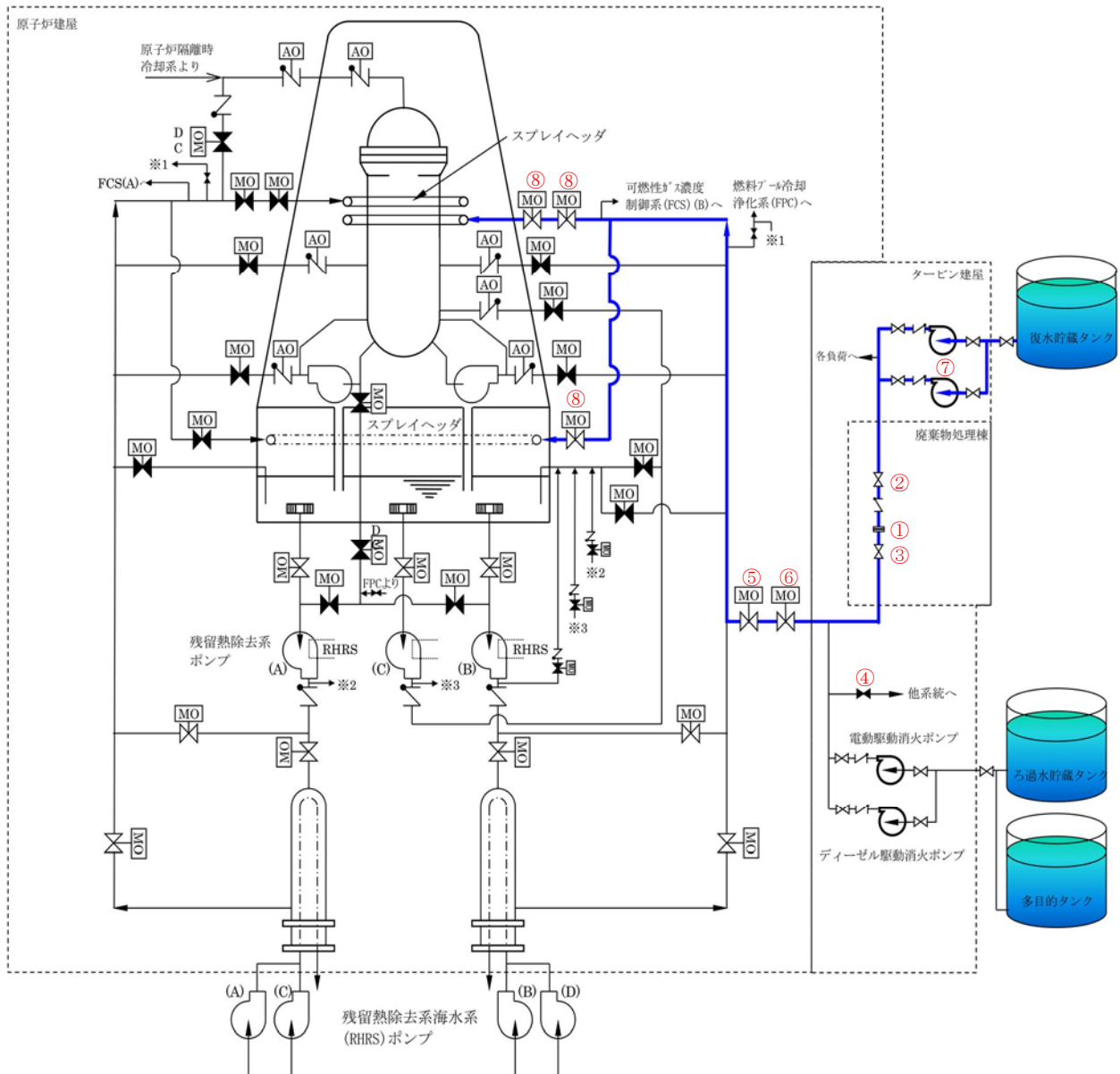
④格納容器スプレイ弁（図⑧）を「開」とすることで、格納容器スプレイを開始する。

⑤格納容器スプレイが開始されることをドライウェル圧力計，サプレッション・チェンバ圧力計，復水移送系系統圧力計，残留熱除去系系統流量計にて確認する。

(2) 操作の容易性

補給水系による格納容器内の冷却については、連絡配管閉止フランジ（図①）の付け替え操作があるが、単純作業であり容易に付け替えが可能である。また、現場対応操作においては連絡弁（図②及び図③）の2弁「開」操作，補助ボイラ冷却水元弁（図④）の1弁「閉」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のため，

容易に操作が可能である。



第3図 補給水系による格納容器内の冷却概略図

4. 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 操作の概要

炉心損傷時，原子炉圧力容器が破損してペDESTAL（ドライウエル部）に放出される溶融炉心を冷却するため，補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ水張りを実施する。概要図を第4図に示す。

①連絡配管閉止フランジ（図①）の付け替えを実施する。

②補給水系から格納容器までの系統構成として，連絡弁（図②及び図③）を「開」し，補助ボイラ冷却水元弁（図④）を「閉」とする。

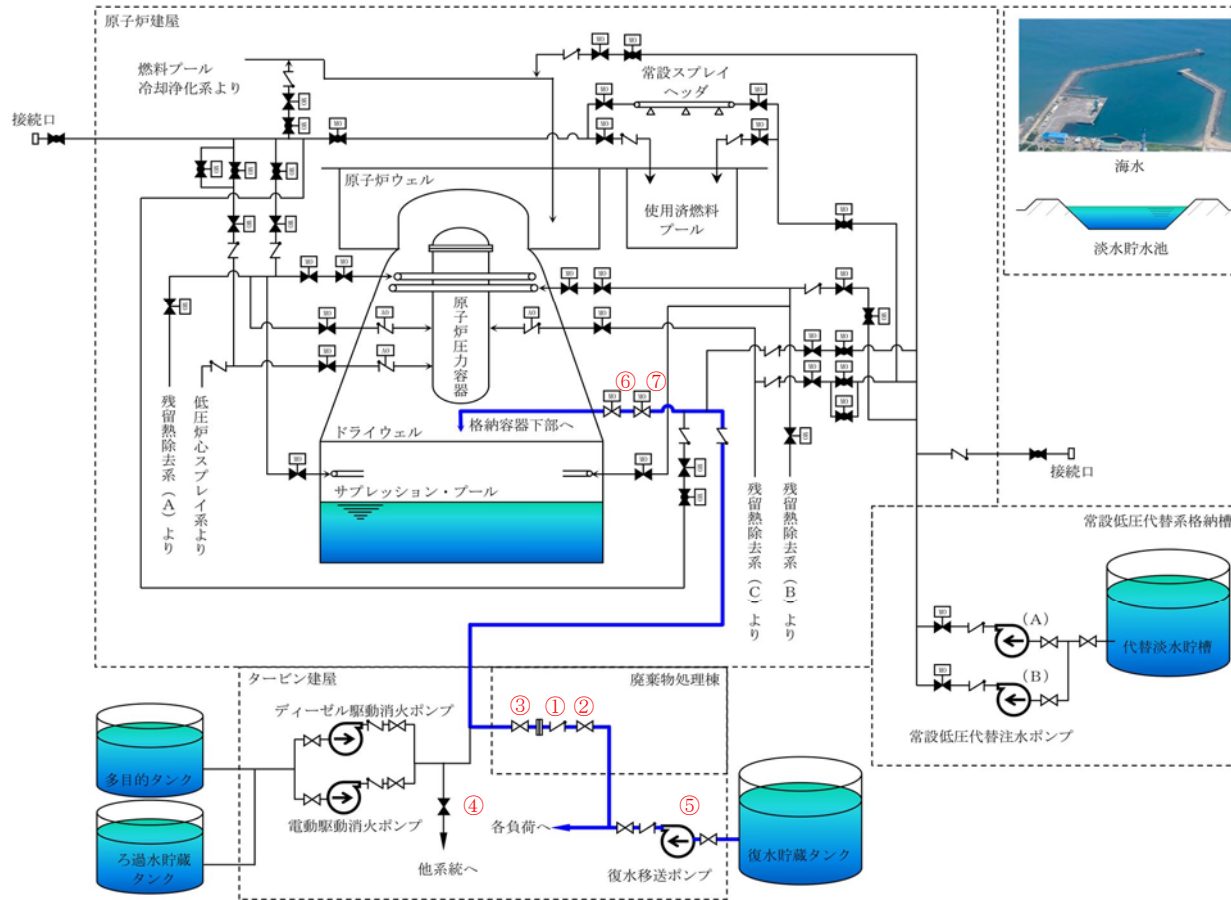
③復水移送ポンプ（図⑤）を起動し，ペDESTAL注入隔離弁（図⑥）及びペDESTAL注入流量調整弁（図⑦）を「開」とすることで，ペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始する。

④ペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されたことを低圧代替注水系格納容器下部注水流量計，復水移送系系統圧力計にて確認する。

(2) 操作の容易性

補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水については，連絡配管閉止フランジ（図①）の付け替え操作があるが，単純作業であり容易に付け替えが可能である。また，現場対応操作においては連絡弁（図②及び図③）の2

弁「開」操作，補助ボイラ冷却水元弁（図④）の1弁「閉」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のため，容易に操作が可能である。



第4図 補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水概要図

5. 消火系による原子炉の冷却

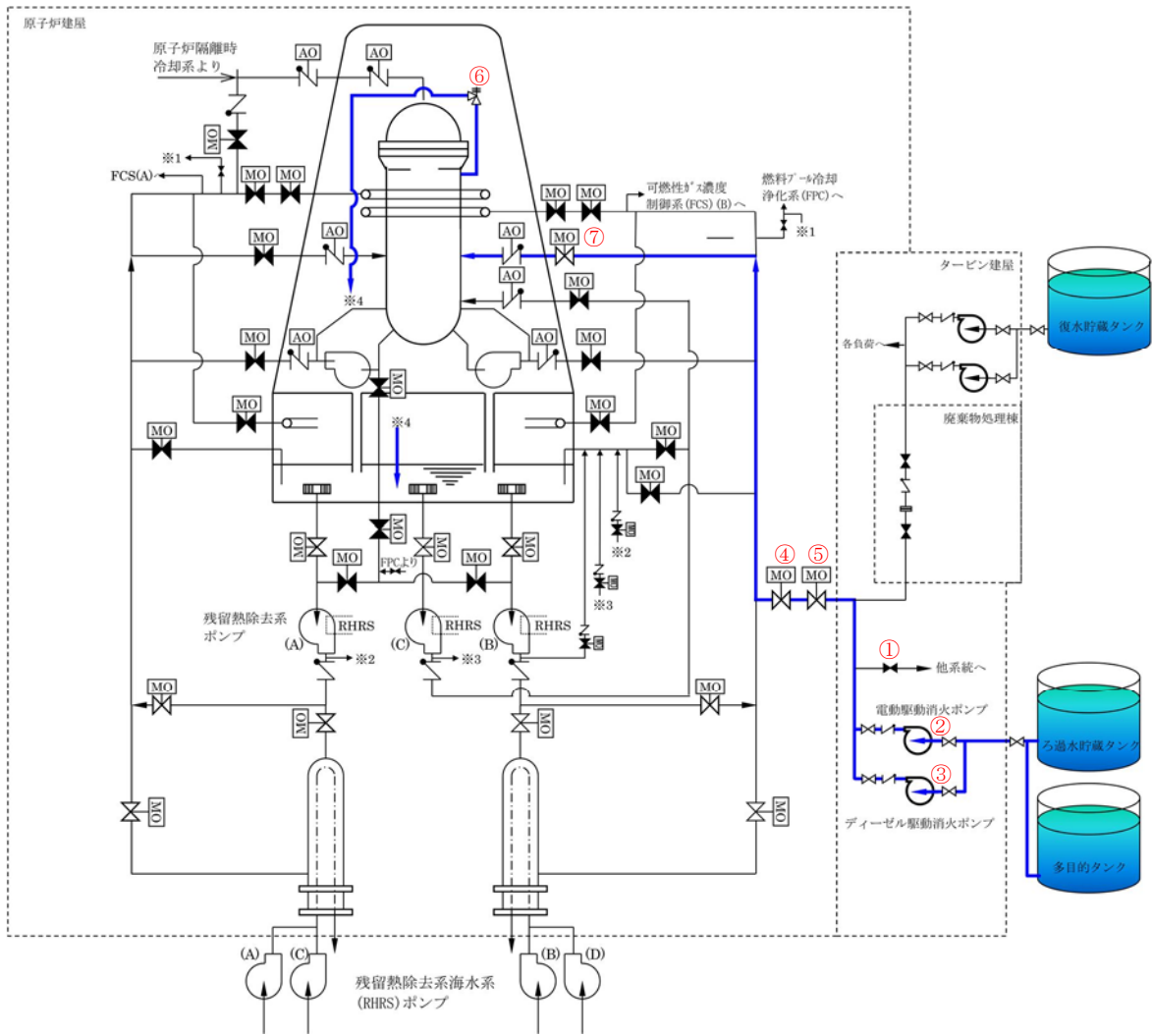
(1) 操作の概要

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、消火系を使用して原子炉へ注水を実施する。概要図を第5図に示す。

- ①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として、補助ボイラ冷却水元弁（図①）を「閉」とする。
- ②電動駆動消火ポンプ（図②）又はディーゼル駆動消火ポンプ（図③）を起動し、残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図④及び図⑤）を「開」とする。
- ③原子炉圧力容器を主蒸気逃がし安全弁（図⑥）にて減圧し、残留熱除去系注入弁（図⑦）を「開」とする。
- ④原子炉圧力が消火系統圧力以下にて、原子炉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，消火系系統圧力計，残留熱除去系系統流量計にて確認する。

(2) 操作の容易性

消火系による原子炉の冷却操作については、現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁（図①）の1弁「閉」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のため、容易に操作可能である。



第5図 消火系による原子炉の冷却概要図

6. 消火系による格納容器内の冷却

(1) 操作の概要

残留熱除去系が使用不能となり格納容器の除熱機能が喪失した場合、消火系を使用した格納容器スプレイを実施する。

概要図を第 6 図に示す。

①消火系から格納容器までの系統構成として、補助ボイラ冷却水元弁（図①）を「閉」とする。

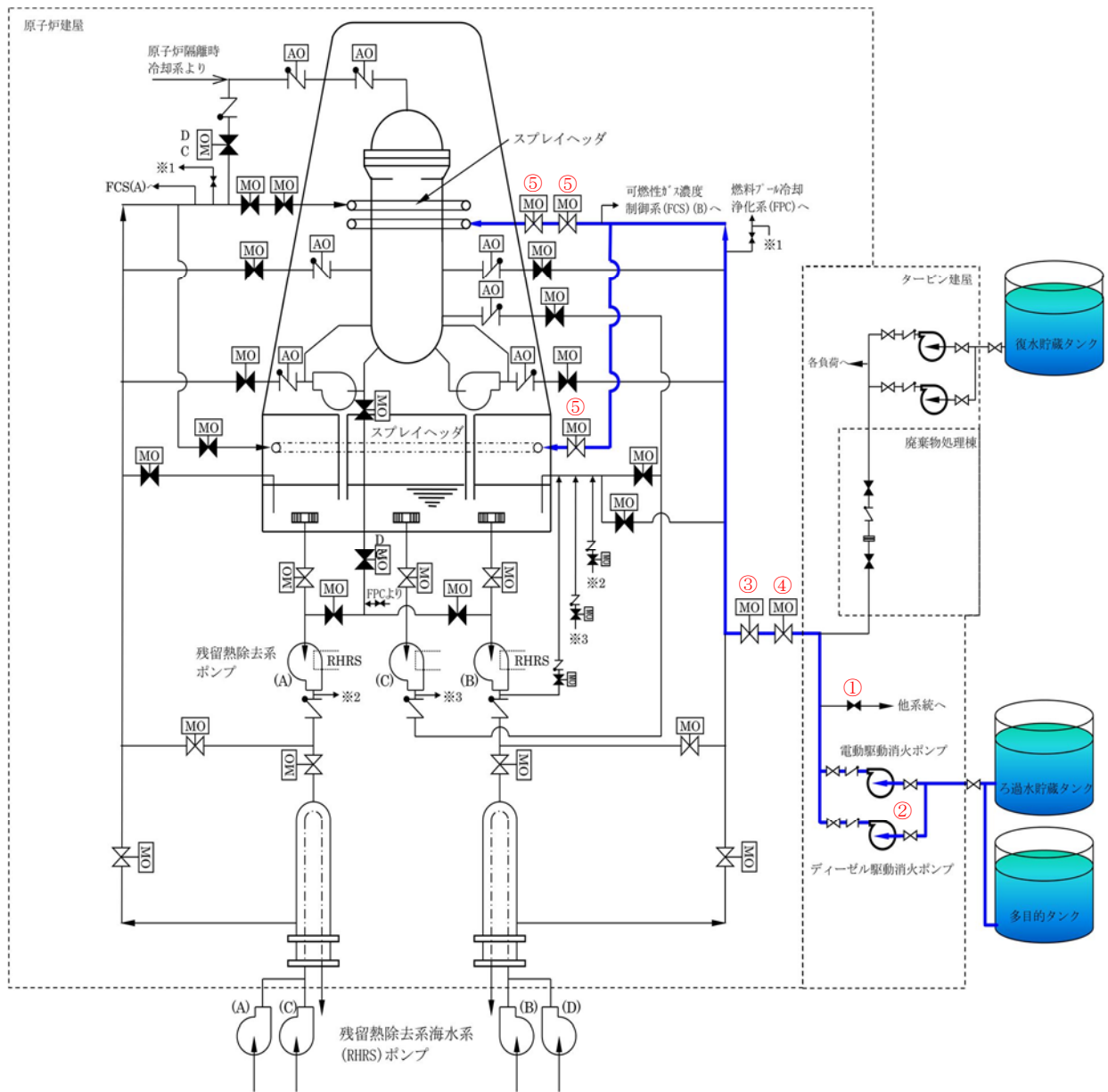
②ディーゼル駆動消火ポンプ（図②）を起動し、残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図③及び図④）を「開」とする。

③格納容器スプレイ弁（図⑤）を「開」とすることで、格納容器スプレイを開始する。

④格納容器スプレイが開始されることをドライウェル圧力計，サプレッション・チェンバ圧力計，消火系系統圧力計，残留熱除去系系統流量計にて確認する。

(2) 操作の容易性

消火系による格納容器スプレイ操作については、現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁（図①）の 1 弁「閉」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のため、容易に操作可能である。



第6図 消火系による格納容器内の冷却概要図

7. 消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

(1) 操作の概要

炉心損傷時，原子炉圧力容器が破損してペDESTAL（ドライウエル部）に放出される溶融炉心を冷却するため，消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）へ水張りを実施する。概要図を第7図に示す。

①消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として，補助ボイラ冷却水元弁（図①）を「閉」とする。

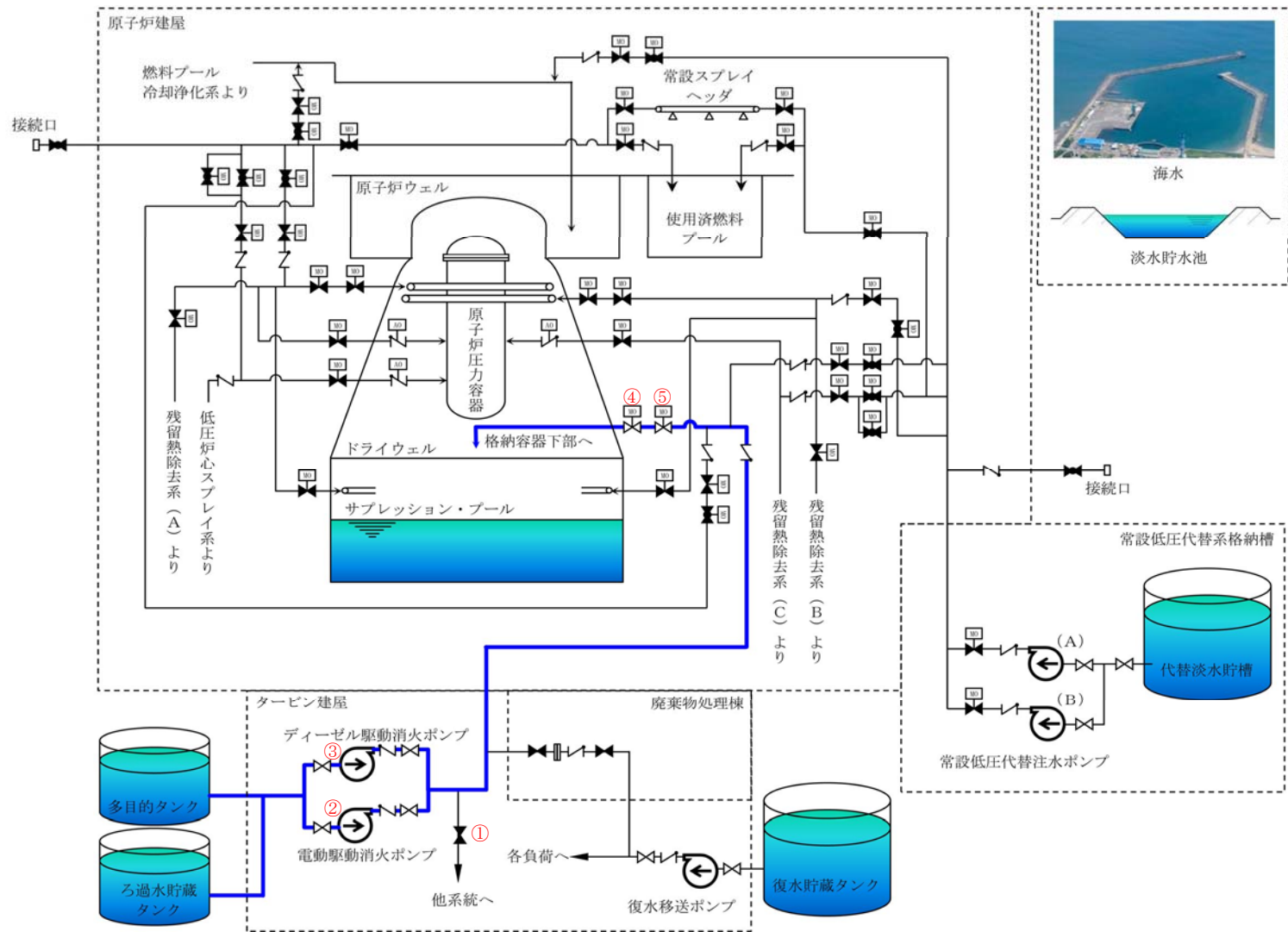
②電動駆動消火ポンプ（図②）又はディーゼル駆動消火ポンプ（図③）を起動する。

③ペDESTAL注入隔離弁（図④）及びペDESTAL注入流量調整弁（図⑤）を「開」しペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始する。

④ペDESTAL（ドライウエル部）への注水が開始されることを格納容器下部注水流量計，消火系系統圧力計にて確認する。

(2) 操作の容易性

消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水については，現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁（図①）の1弁「閉」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のため，容易に操作が可能である。



第7図 消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水概要図

8. 消火系による使用済燃料プール注水

(1) 操作の概要

使用済燃料プール水位が低下し、使用済燃料プールの補給が必要な状態にもかかわらず、残留熱除去系が使用不能で使用済燃料プールへの補給が出来ない場合において、消火系を使用した使用済燃料プールへの注水を実施する。概要図を第8図に示す。

①消火系から使用済燃料プールまでの系統構成として、補助ボイラ冷却水元弁（図①）を「閉」とする。

②電動駆動消火ポンプ（図②）又はディーゼル駆動消火ポンプ（図③）を起動し、残留熱除去系（B）消火系ライン弁（図④及び図⑤）を「開」とする。

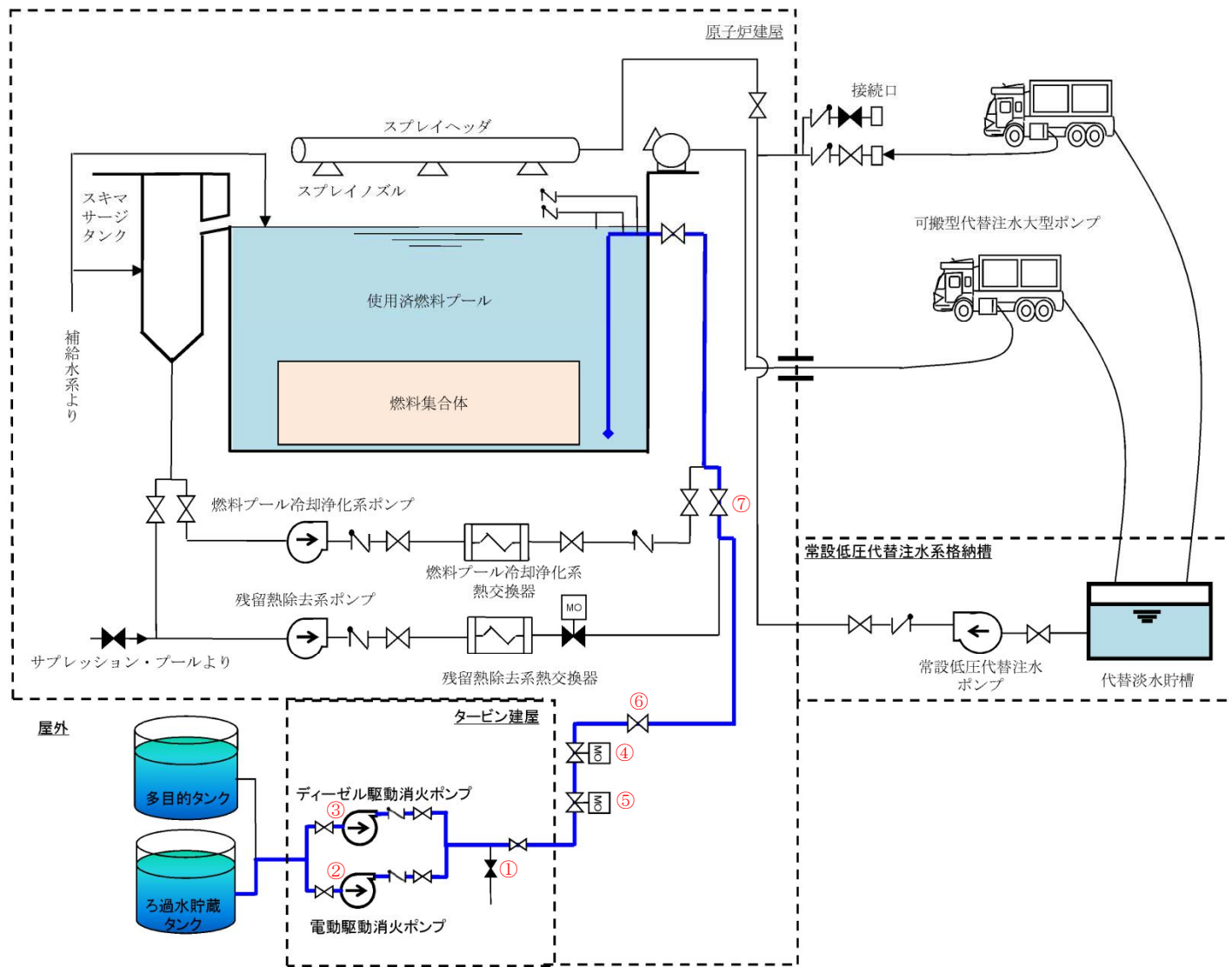
③残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁（図⑥）及び残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁（図⑦）を「開」とする。

④使用済燃料プールへ注水されたことを使用済燃料プール水位計、消火系系統圧力計にて確認する。

(2) 操作の容易性

消火系による使用済燃料プールへの注水については、現場対応操作が補助ボイラ冷却水元弁（図①）の1弁「閉」操作、残留熱除去系（B）燃料プール冷却浄化系ライン隔離弁（図⑥）及び残留熱除去系使用済燃料プールリサイクル弁（図⑦）の2弁「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のため、容易に操作可能

である。



第8図 消火系による使用済燃料プールへの注水概要図

東海第二発電所

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

□□□ は今回審査会合におけるご説明項目

目 次

はじめに	1.0.2-1
1. 新規制基準への適合状況	1.0.2-3
1.1 「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第四十三条（重大事故等対処設備）	
1.2 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第五十四条（重大事故等対処設備）	
2. 保管場所の設定及びアクセスルートの設定の考え方	1.0.2-7
2.1 概要	
2.2 基本方針	
2.3 東海第二発電所の特徴	
2.4 保管場所の設定	
2.5 屋外アクセスルートの設定	
2.6 屋内アクセスルートの設定	2.6.2 は内部火災，内部溢水の審査結果を踏まえ，次回以降ご説明
2.7 東海発電所の廃止措置の影響及びその他施設による影響	
3. 保管場所及びアクセスルートの自然現象等に対する影響評価	1.0.2-21
3.1 自然現象	
3.2 外部人為事象	
3.3 屋内外作業に係る成立性評価の概要	
4. 保管場所の影響評価	1.0.2-39
4.1 保管場所における主要可搬型設備等	
4.2 地震，津波による保管場所への影響評価概要	} 周辺斜面の評価を反映し，次回以降ご説明
4.3 地震による保管場所の影響評価	
5. 屋外アクセスルートの評価	1.0.2-62
5.1 アクセスルートの概要	

- 5.2 地震及び津波時におけるアクセスルート復旧時間評価
- 5.3 地震による被害想定の方針，対応方針
- 5.4 地震時の被害想定

周辺斜面の評価を反映し，次回以降ご説明

- 5.5 地震時及び津波時におけるアクセスルート復旧時間評価結果
- 5.6 屋外作業の成立性

6. 屋内アクセスルートの評価…………… 1.0.2-128

- 6.1 影響評価対象
- 6.2 評価方法
- 6.3 評価結果
- 6.4 屋内作業への影響について

内部火災，内部溢水の審査結果を踏まえ，次回以降ご説明

- 7. 発電所構外からの災害対策要員の参集…………… 1.0.2-155
- 7.1 災害対策要員の参集の流れ
- 7.2 参集する災害対策要員

別紙

- (1) 外部事象の抽出について
- (2) 降水に対する影響評価について
- (3) 屋外アクセスルート 除雪時間評価について
- (4) 屋外アクセスルート 降灰除去時間評価について
- (5) 可搬型設備の小動物対策について
- (6) 森林火災時における保管場所への影響について
- (7) 保管場所及びアクセスルートへの自然現象の重畳による影響について
- (8) 平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震の被害状況について
- (9) 可搬型設備の接続口の配置及び仕様について
- (10) 淡水及び海水の取水場所について
- (11) 海水取水場所での取水が出来ない場合の代替手段について

- (12) 鉄塔基礎の安定性について
- (13) 崩壊土砂の到達距離について
- (14) 屋外アクセスルート 現場確認結果について
- (15) 屋外アクセスルート近傍の障害となり得る要因と影響評価について
- (16) 主要な変圧器等の火災について
- (17) 自衛消防隊による消火活動等について
- (18) 浸水時の可搬型設備（車両）の走行について
- (19) T. P. +11m エリアの屋外タンク溢水時の影響等について
- (20) 屋外アクセスルート確保の検証について
- (21) 車両走行性能の検証について
- (22) 屋外アクセスルートにおける地震後の被害想定（一覧）について
- (23) がれき及び土砂撤去時のホイールローダ作業量及び復旧時間について
- (24) 屋外アクセスルートの復旧計画について
- (25) 保管場所及び屋外アクセスルート等の点検について
- (26) 防潮堤内他施設等の同時被災時におけるアクセスルートへの影響について
- (27) 資材設置後の作業成立性について
- (28) アクセスルート通行時における照明及び通信連絡手段について
- (29) 屋外での通信機器通話状況の確認について
- (30) 屋内アクセスルートの設定について
- (31) 地震随伴火災源の影響評価について
- (32) 地震随伴内部溢水の影響評価について
- (33) 屋内アクセスルート確認状況（地震時の影響）について
- (34) 発電所構外からの災害対策要員の参集について
- (35) 基準津波を越え敷地に遡上する津波に対する対応について

補足説明資料

- (1) 原子炉建屋内の可搬型重大事故等対処設備の配置について
- (2) 可搬型代替注水大型ポンプ等使用時におけるホースの配備長さ並びにホースコンテナ及び運搬車の配備イメージについて
- (3) アクセスルート復旧時間評価の妥当性について
- (4) 淡水池の高所設置に伴う影響について

はじめに

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（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 1306197 号 原子力規制委員会制定）では、可搬型重大事故等対処設備を使用する際のアクセスルートの確保に関し、以下のとおり要求している。

II 要求事項

1. 重大事故等対策における要求事項

1.0 共通事項

(1) 重大事故等対処設備に係る要求事項

② アクセスルートの確保

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

本要求に対し東海第二発電所では、アクセスルートの確保に関し、以下のとおり対応することとしている。

1.0.2 共通事項

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

b. アクセスルートの確保

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

(a) 屋外アクセスルート確保

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目的地まで運搬するアクセスルートの状況確認、取水ポイントの状況確認、ホース敷設ルートの状況確認を行い、合わせて、軽油貯蔵タンク、可搬型設備用軽油タンク、常設代替交流電源設備、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

(b) 屋内アクセスルート確保

重大事故等が発生した場合において、屋内の現場操作場所までのアクセスルートの状況確認を行い、合わせて、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

本資料では、重大事故等発生時の対応に必要となる可搬型重大事故等対処設備の保管場所、同設備の運搬のための屋外アクセスルート及び屋内現場操作場所までの重大事故等対策要員の移動のための屋内アクセスルートについて、基準への適合状況を確認することを目的とする。

1. 新規制基準への適合状況

可搬型重大事故等対処設備（以下「可搬型設備」という。）の保管場所及び同設備の運搬道路（以下「アクセスルート」という。）に関する要求事項と、その適合状況は、以下のとおりである。

1.1 「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置，構造及び設備の基準に関する規則」第四十三条（重大事故等対処設備）

新規制基準の項目		適合状況
第3項	五 地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。	可搬型設備は，地震，津波その他の自然現象，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備に対して，同時に必要な機能が失われないよう，100m以上の離隔を確保した高所かつ防火帯の内側の場所に保管する。また，2セットを100m以上の離隔距離を確保するとともに，分散して保管する。
	六 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，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。	地震，津波その他の自然現象を想定し，別ルートも考慮して複数のルートを確認する。また，がれき等によってアクセスルートの確保が困難となった場合に備え，ホイールローダを配備し，がれき等の撤去を行えるようにしている。

新規制基準の項目		適合状況
第3項	<p>七 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>可搬型設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能が失われないよう、100m以上の離隔を確保するとともに、2セットを分散して保管する。また、基準地震動S_sで必要な機能が失われず、高所かつ防火帯の内側に保管することにより、共通要因によって必要な機能が失われないことを確認している。</p>

1.2 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」

第五十四条（重大事故等対処設備）

新規制基準の項目		適合状況
第3項	<p>五 地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p>	<p>可搬型設備は，地震，津波その他の自然現象，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備に対して，同時に必要な機能が失われないよう，100m以上の離隔を確保した高所かつ防火帯の内側の場所に保管する。また，2セットを100m以上の離隔距離を確保するとともに，分散して保管する。</p>
	<p>【解釈】 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は，故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から，100m以上の離隔を取り，原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は，故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p>	
	<p>六 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，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講ずること。</p>	<p>地震，津波その他の自然現象を想定し，別ルートも考慮して複数のルートを確保する。また，がれき等によってアクセスルートの確保が困難となった場合に備え，ホイールローダを配備し，がれき等の撤去を行えるようにしている。</p>

新規制基準の項目		適合状況
第3項	<p>七 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>可搬型設備は、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能が失われないよう、100m以上の離隔を確保するとともに、2セットを分散して保管する。また、基準地震動S_sで必要な機能が失われず、高所かつ防火帯の内側に保管することにより、共通要因によって必要な機能が失われないことを確認している。</p>

2. 保管場所の設定及びアクセスルートの設定の考え方

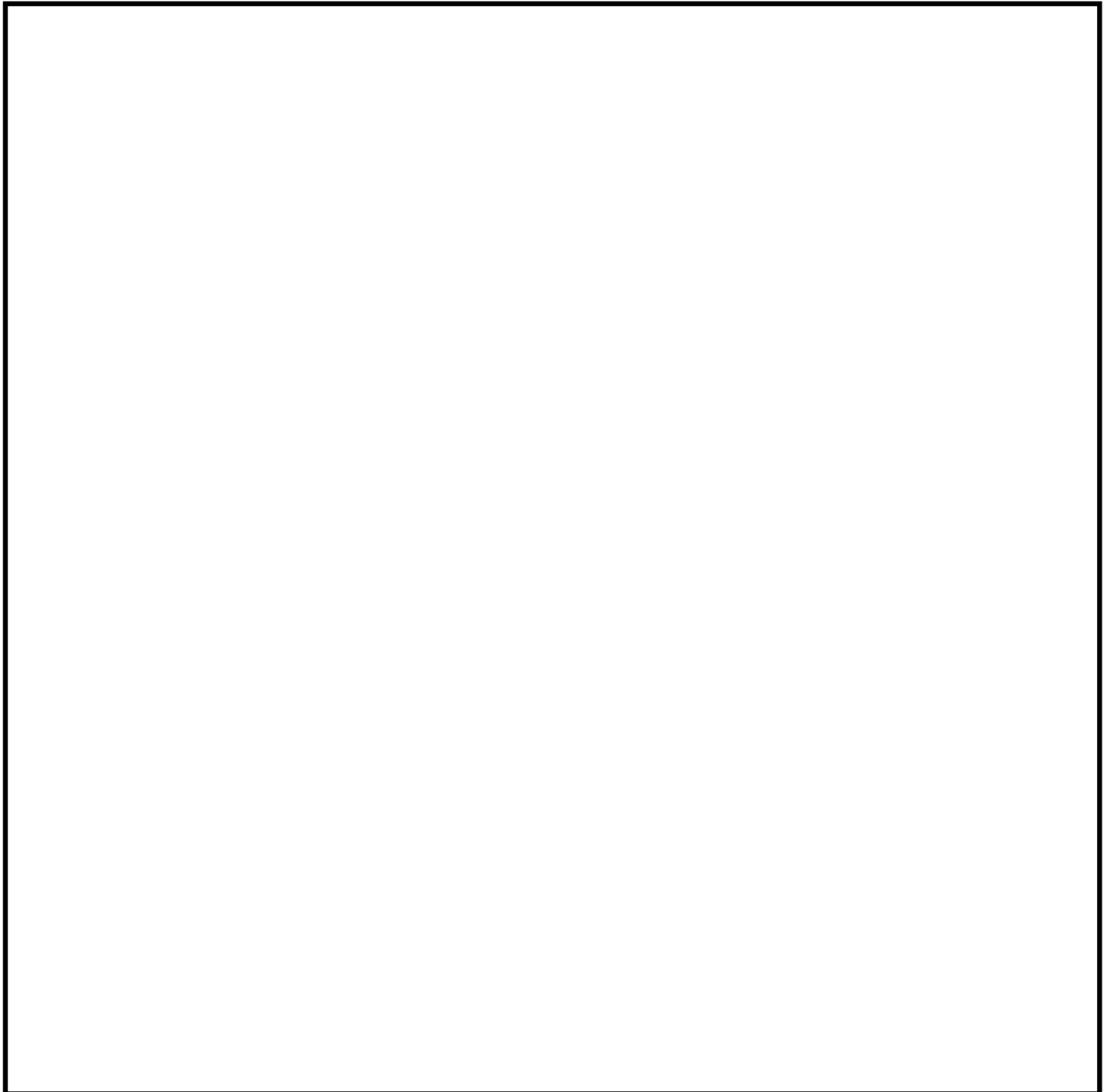
2.1 概要

可搬型設備の保管場所及びアクセスルートを第 2.1-1 図, 保管場所の標高, 離隔距離等を第 2.1-1 表に示す。

敷地の西側及び南側に可搬型設備の保管場所を設定しており, さらに北側に可搬型設備の予備機置場を設定している。

重大事故等発生時には保管場所から複数設定したアクセスルートにて可搬型設備の運搬, 重大事故等対応要員の移動及び重大事故等に必要な設備の状況把握が可能である。

なお, 予備機置場から可搬型設備の運搬等に使用するルートとして, 自主整備ルートを設定する。



第 2.1-1 図 保管場所及びアクセスルート図

第 2.1-1 表 保管場所の標高，離隔距離，地盤の種類

保管場所	標高	常設代替高圧電源装置等からの離隔距離	原子炉建屋からの離隔距離	地盤の種類
西側保管場所	T. P. +23m	約 195m	約 275m	砂質地盤 盛土・切土地盤
南側保管場所	T. P. +25m	約 120m	約 300m	砂質地盤 盛土・切土地盤
(参考)				
予備機置場	T. P. +5m	—	—	砂質地盤

2.2 基本方針

可搬型設備の保管場所設定及びアクセスルート設定の基本方針を以下に示す。

(1) 保管場所

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した上で、原子炉建屋等から十分な離隔を確保した保管場所を分散して設定する。

(2) 屋外アクセスルート

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮し、可搬型設備の保管場所、水源から水又は電力を供給する接続口までのアクセスルートを複数設定する。

(3) 屋内アクセスルート（可搬型設備の保管場所を含む。）

地震、津波その他の自然現象による影響及び人為事象に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に、建屋の入口から各設備の操作場所までアクセスルートを設定し、通行の障害が想定される箇所は迂回ルートを設定する。

2.3 東海第二発電所の特徴

東海第二発電所を設置する敷地は、東京の北方約 130km、水戸市の東北約 15km の地点で太平洋に面して位置する。敷地の形状は概ね長方形で、植生に囲まれた平坦な台地である。敷地高さは主に T. P. +8m であり、その他は T. P. +3m, T. P. +5m, T. P. +10～25m の高さに分かれている。

基本方針に従い、保管場所及び屋外アクセスルートを設定するに当たっては、東海第二発電所構内の地形や敷地の使用状況などの特徴を踏まえる必要がある。以下に特徴を示す。

<東海第二発電所の特徴>

- ① 基準津波 (T.P. +17.1m:防潮堤位置) を越え敷地に遡上する津波 (T.P. +24m:防潮堤位置) ※¹ (以下「敷地遡上津波」という。) を考慮する必要があること

※¹: 設置許可基準規則第 37 条に基づき, 重大事故等対処設備の有効性を確認するために選定した事故シーケンスグループ「津波浸水による注水機能喪失」において想定する津波

- ② 原子炉建屋周辺にアクセスするための既存道路周辺に低耐震建屋が多いこと

保管場所及び屋外アクセスルートは, 基本方針及び上記①, ②に示した特徴を踏まえた上で, 必要な対応を実施し設定する。

2.4 保管場所の設定

基本方針に従い, 地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮した上で, 原子炉建屋等から十分な離隔を確保した保管場所を分散して設定する。

2.4.1 保管場所設定の考え方

基本方針を受けた保管場所設定の考え方を以下に示す。

- (1) 地震, 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮し, 保管場所同士は 100m 以上の離隔を確保する。
- (2) 敷地遡上津波の影響を受けない場所とする。
- (3) 大型航空機の衝突を考慮して, 原子炉建屋, 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と 100m 以上の離隔を確保する。

- (4) 基準地震動 S_s に対し，周辺斜面の崩壊，敷地下斜面の滑り，倒壊物の影響を受けない場所とする。
- (5) なお，可搬型設備のうち，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとする予備機は，地震、津波以外の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮し，保管場所及び原子炉建屋等から 100m 以上の離隔を確保する。

2.4.2 保管場所設定

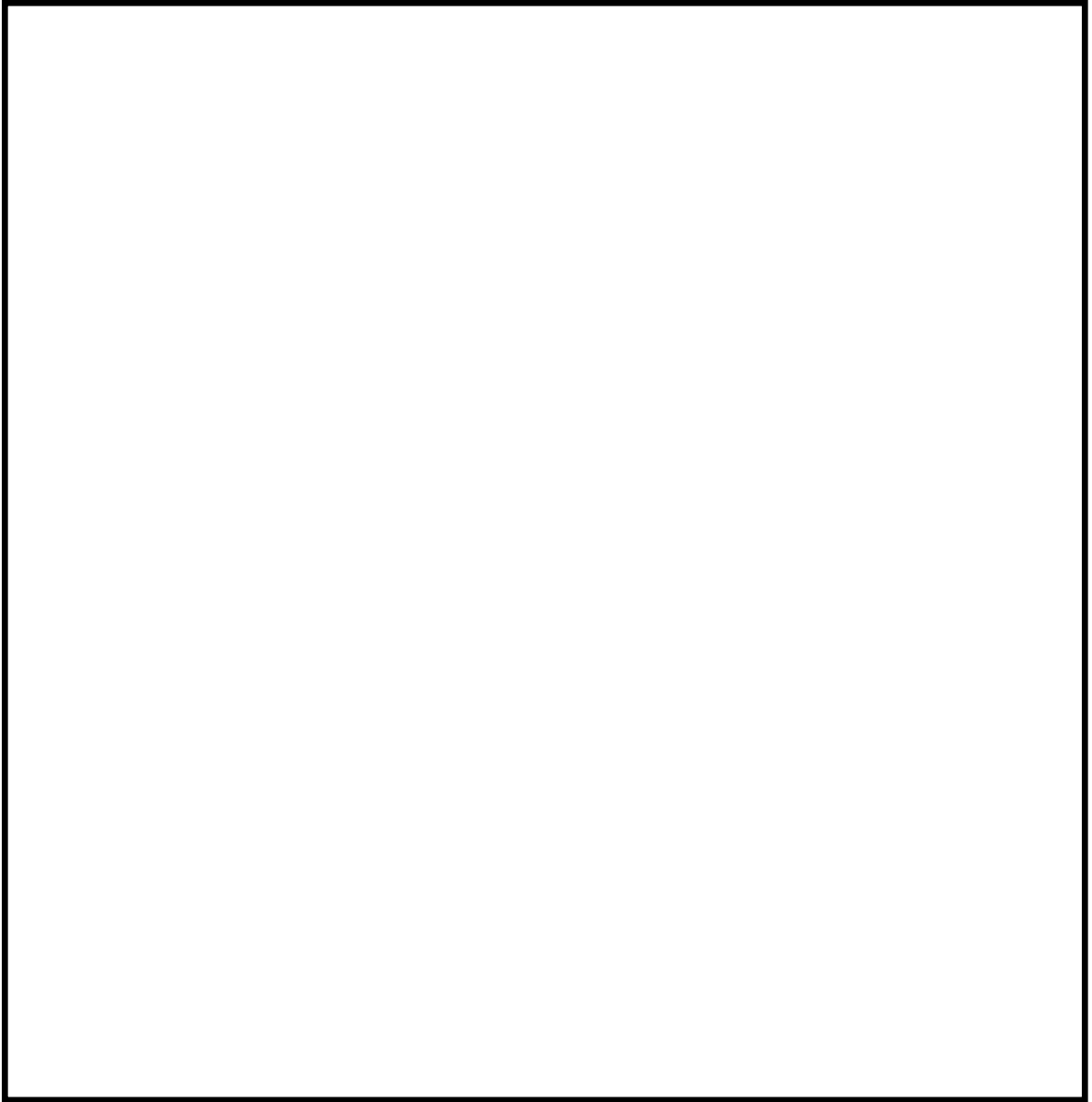
保管場所設定の考え方及び東海第二発電所の特徴を踏まえて保管場所を以下のとおり設定した。

また，保管場所の配置を第 2.4.2-1 図に示す。

- 敷地西側の高所 2 箇所 (T. P. +23m 及び T. P. +25m) に保管場所を設定
(西側保管場所及び南側保管場所)
- 西側保管場所近傍には 154kV 送電鉄塔が設置されているが，地震の影響を受けないよう 154kV 送電鉄塔の倒壊範囲及び送電線の垂下がり範囲を回避して設定
- 西側保管場所及び南側保管場所周辺は植生に囲まれることから，敷地外の森林火災に対しては，保管場所の外側に防火帯を設置するとともに森林からの離隔距離を確保する。また，敷地内植生火災に対しては，保管場所周辺に防火エリアを設ける。(別紙 (6) 参照)

※防火エリア：樹木を伐採し植生の発生を防止する施工（モルタル吹付け等）を行うことにより，可搬型設備への植生火災の影響を防止するエリア

- 敷地北側に予備機置場を設定。



第 2.4.2-1 図 保管場所の配置

2.5 屋外アクセスルートの設定

基本方針に従い、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響を考慮し、可搬型設備の保管場所、水源から水又は電力を供給する接続口までのアクセスルートを複数設定する。

2.5.1 屋外アクセスルート設定の考え方

(1) 地震及び津波の影響の考慮

a. 複数設定するアクセスルートは以下の(a), (b) 2つの条件を満足するルートとする。

(a) 基準津波の影響を受けないルート

(b) 基準地震動 S_s に対して影響を受けないルート、重機による復旧が可能又は人力によるホースもしくはケーブルの敷設が可能なルート

b. 上記 a. のアクセスルートのうち、基準地震動 S_s の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート設定する。

c. 上記 b. のアクセスルートのうち、敷地遡上津波の影響を受けないアクセスルートを少なくとも1ルート設定する。

敷地遡上津波を起因とした重大事故等は、当該津波から防護する常設重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系、残留熱除去系、緊急用海水系、常設代替高圧電源装置等）により対応可能な設計とするが、対応の多様性を確保するため可搬型設備による原子炉等への注水に係る可搬型設備のアクセスルートを設定する。（別紙(35) 参照）

(2) 地震及び津波以外の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの影響の考慮

地震及び津波以外の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対し、同時に影響を受けない又は重機による復旧が可能なアクセスルートを複数設定する。

また、予備機置場からアクセスルートまで自主整備ルートを設定する。

2.5.2 屋外アクセスルート設定

屋外アクセスルート設定の考え方及び東海第二発電所の特徴を踏まえて、屋外アクセスルートを以下のとおり設定した。

第 2.5.2-1 図から第 2.5.2-4 図に屋外アクセスルート設定概要図を示す。

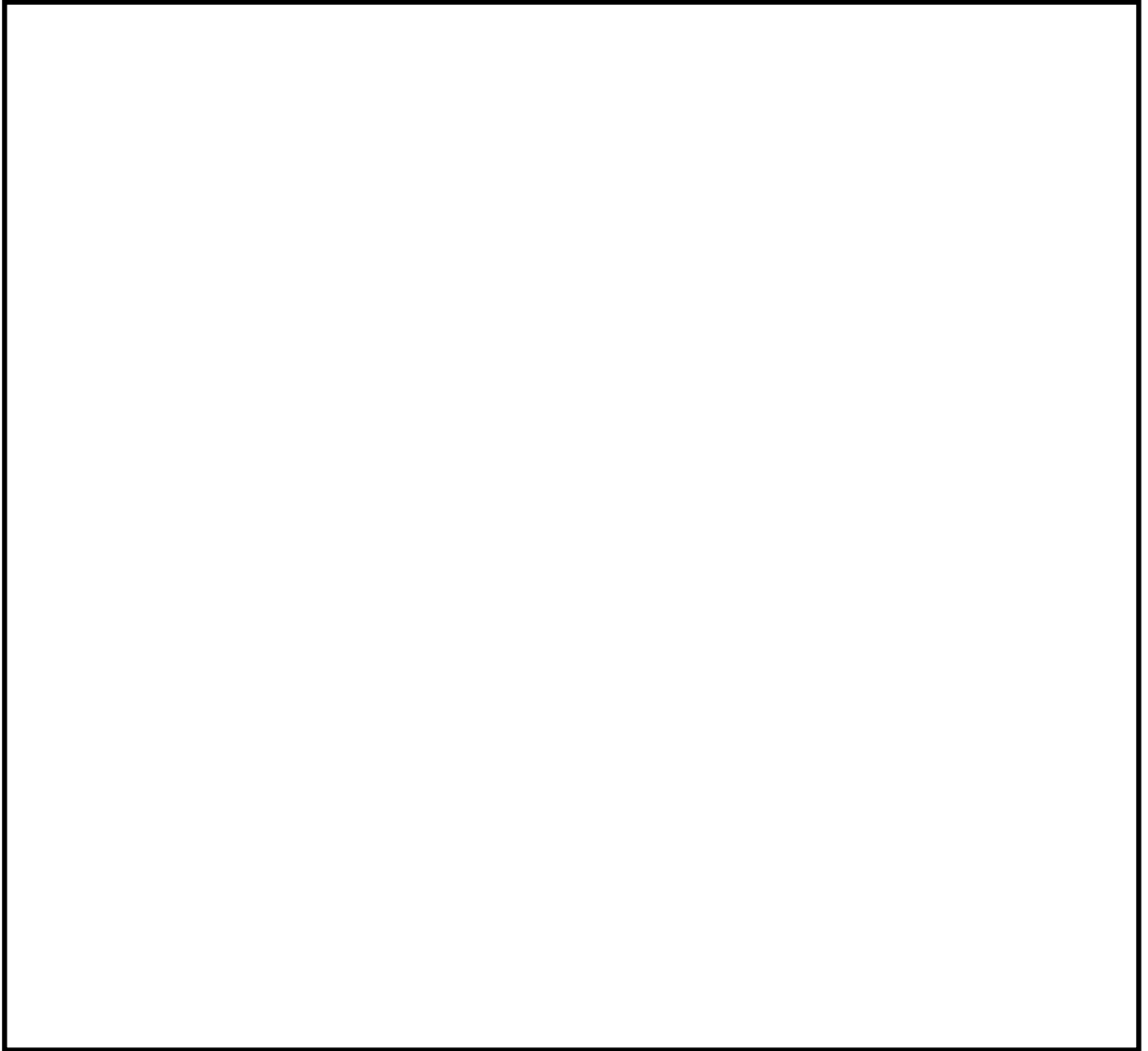
- 西側保管場所及び南側保管場所から可搬型設備等を運搬する出口をそれぞれ 2 箇所確保し、T.P. +8m の敷地へ接続するルートを 3 ルート設定した上で、原子炉建屋等へのアクセスルートを複数設定
- 地震時に建屋、構築物のがれき撤去等を行うことにより、保管場所から水又は電力を供給する接続口までのルートを設定（別紙（15）参照）

また、ルート設定に当たっては以下の対応を考慮

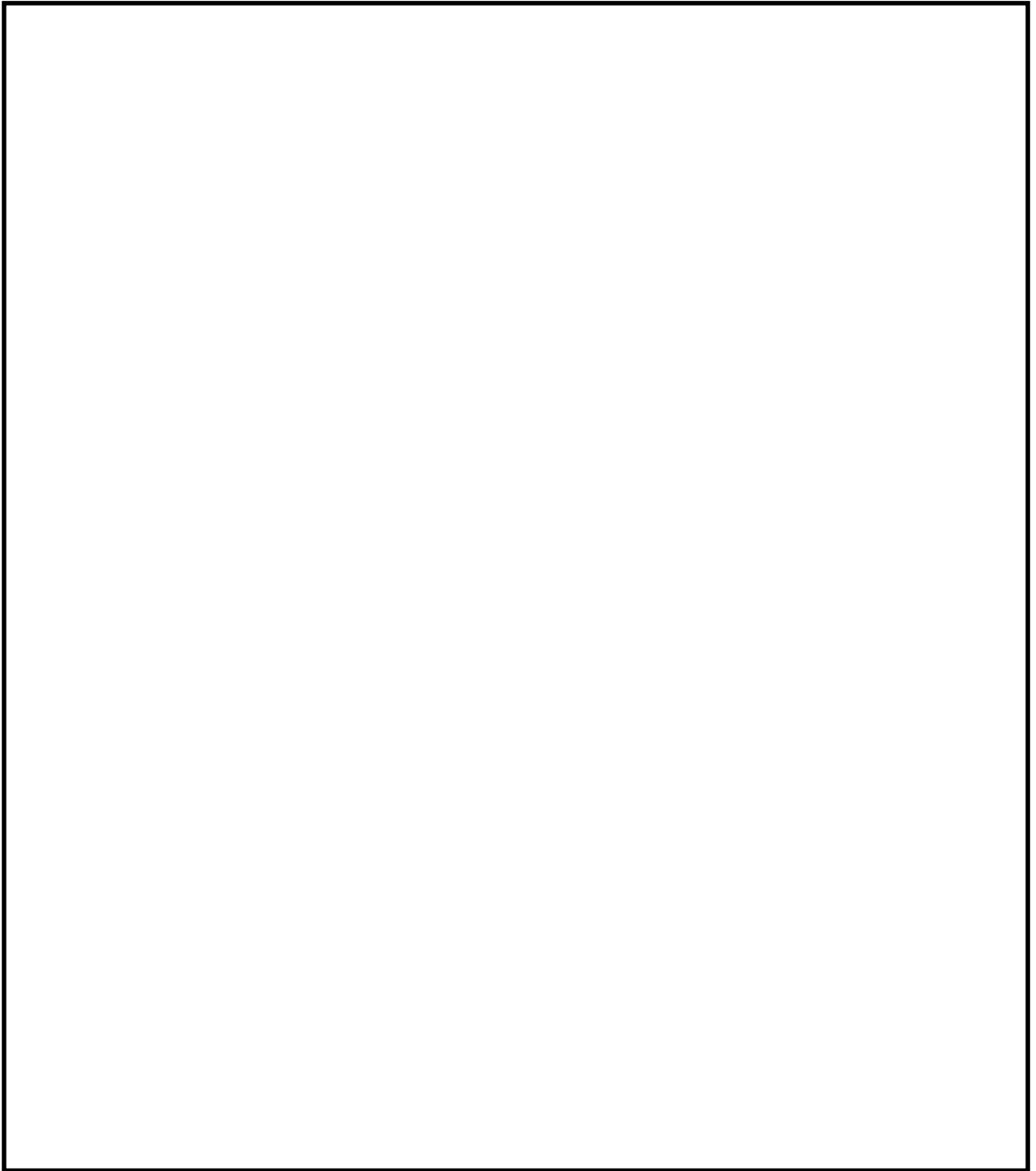
- ・車両の通行性を確保することが困難と想定される箇所について、道路幅の拡幅を実施し通行性を向上
- ・接続口付近及びサービス建屋（東 I）付近は重機によるがれき撤去は行わずに人力作業によりホース又はケーブルを敷設
- 154kV 引留鉄構の移設及びサービス建屋～チェックポイント歩道上屋の形状変更により、可搬型設備の保管場所、水源から水又は電力を供給する接続口まで基準地震動 S_s の影響を受けないアクセスルートを設定
- 敷地遡上津波の影響を受けないアクセスルートを設定するため、以

下の対策を実施（別紙（35）参照）

- ・設置許可基準規則第 56 条に基づく，代替淡水源を敷地遡上津波の影響を受けない高所（T. P. +23m）に設置
 - ・原子炉等への注水に係る接続口を敷地遡上津波の影響を受けない高所（T. P. +11 m：常設代替高圧電源装置置場）に設置
- 西側保管場所及び南側保管場所周辺のアksesルートは，植生火災の影響を考慮して，西側保管場所から南側保管場所を経由して T. P. +8 m までのアksesルート周辺に防火エリアを設定（別紙（6）参照）
- 予備機置場からアksesルートまで複数の自主整備ルートを設定。

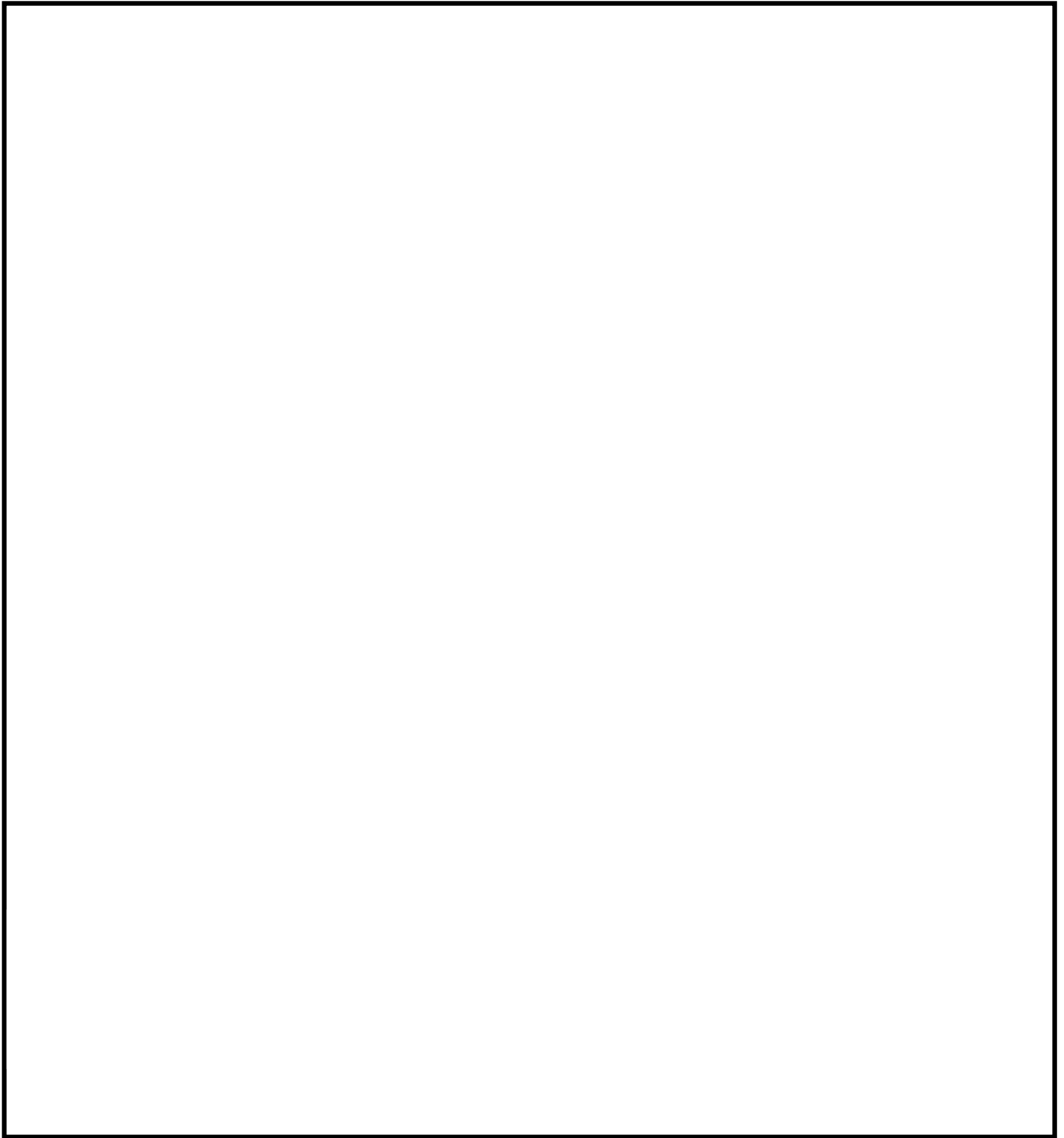


第 2.5.2-1 図 屋外アクセスルートの設定概要図①
(アクセスルート全体)

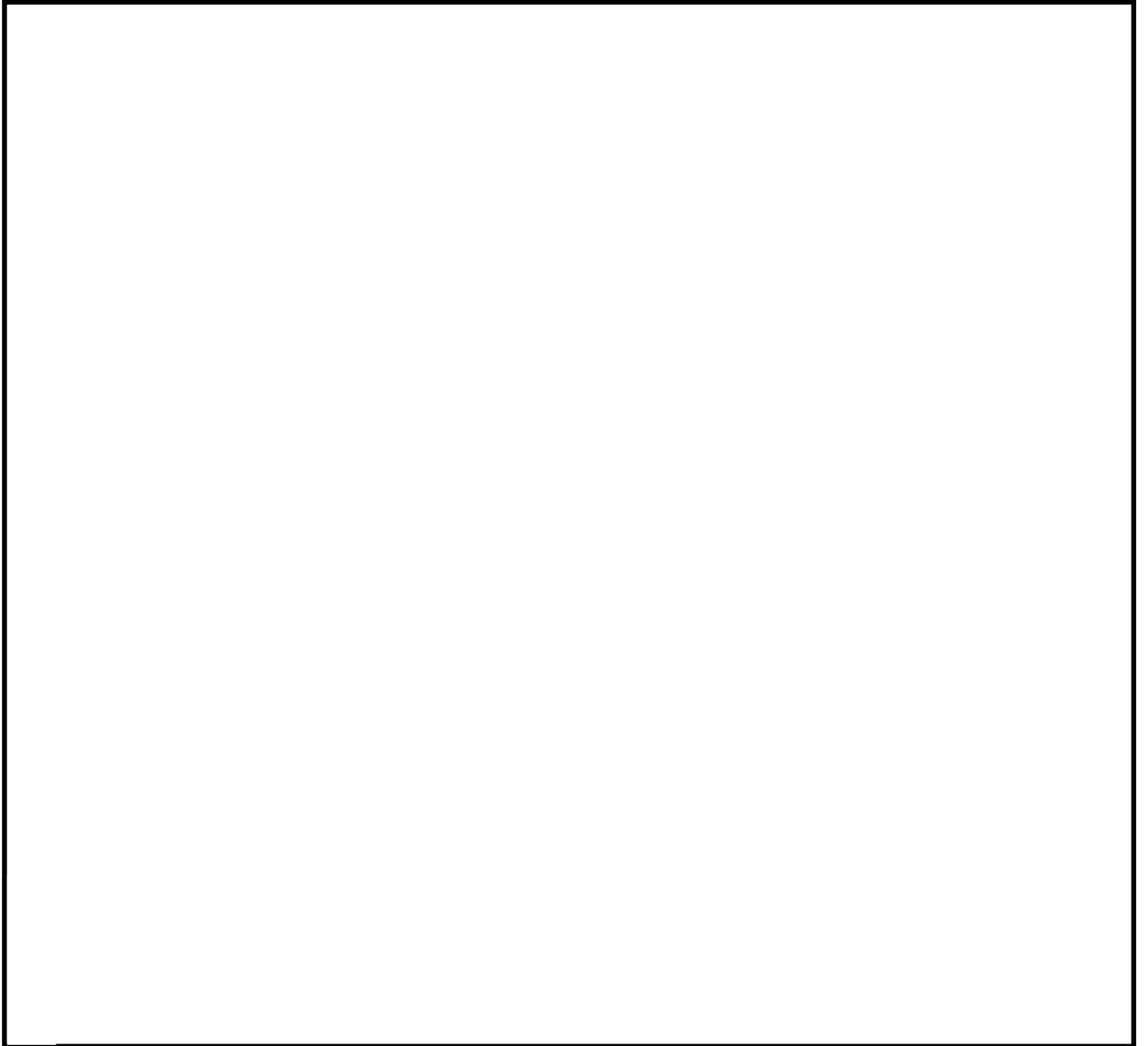


第 2.5.2-2 図 屋外アクセスルートの設定概要図②

(人力によるホース敷設, がれき撤去箇所等)



第 2.5.2-3 図 屋外アクセスルートの設定概要図③
(基準地震動 S_s の影響を受けないルート)



第 2.5.2-4 図 屋外アクセスルートの設定概要図④
(基準地震動 S_s , 敷地遡上津波の影響を受けないルート)

2.6 屋内アクセスルート（可搬型設備の保管場所を含む。）の設定

基本方針に従い、地震、津波その他の自然現象による影響及び人為事象に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に、各設備の操作場所までのアクセスルートを設定し、通行の障害が想定される箇所は迂回ルートを設定する。

2.6.1 屋内アクセスルート設定の考え方

屋内アクセスルートの考え方を以下に示す。

- (1) 原子炉建屋入口を複数設定するとともに、そのうち少なくとも1つは基準地震動 S_s の影響を受けない場所とする。
- (2) 地震に伴い発生する火災、溢水、資機材の転倒等の影響を受けない屋内アクセスルートを設定する。
- (3) 敷地遡上津波による影響を受けない屋内アクセスルートを設定する。
- (4) 高放射線区域を通行することがない屋内アクセスルートを設定する。

2.6.2 屋内アクセスルート設定

屋内アクセスルート設定の考え方をもとに、以下のとおり屋内アクセスルートを設定した。

- 原子炉建屋入口を東、西及び南に設定するとともに、基準地震動 S_s の影響を受けない入口を西側に設定。
- 迂回ルートを含め、屋内アクセスルートを設定
- 屋内アクセスルート近傍の油内包機器又は水素内包機器について調査し、地震時に火災の影響を受けないアクセスルートを設定
- 地震による溢水時においても歩行可能となるアクセスルートを設定

- アクセスルート近傍の資機材等について、地震による転倒等により通行を阻害しないよう固縛等の転倒防止対策を実施
- 敷地遡上津波時においても津波が浸水しない原子炉建屋水密化を実施。
(別紙 (35) 参照)
- 高放射線区域を通行することがないアクセスルートを設定

2.7 東海発電所の廃止措置の影響及びその他施設による影響

(1) 東海発電所の廃止措置の影響

廃止措置中である東海発電所の廃止措置関連工事の実施に当たっては、東海第二発電所の重大事故等対応に必要となる可搬型設備の保管場所及び屋外アクセスルートに影響を及ぼさないよう工事を実施し、運用管理を原子炉施設保安規定に規定し、QMS規定に基づき実施する。

(2) その他施設による影響

防潮堤内に設置されるその他施設（東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所の廃棄物埋設施設等）が同時被災することが考えられるが、東海第二発電所の重大事故等対応に必要となる可搬型設備の保管場所及び屋外アクセスルートに対して離隔距離を確保しているため、重大事故等対応に悪影響を与えることはない。また、発電所北側には日本原子力研究開発機構の使用済燃料貯蔵施設があるが、内部事象及び外部事象による機能喪失により公衆に有意な被ばくを与えることはないと評価されている。

3. 保管場所およびアクセスルートの自然現象等に対する影響評価

可搬型設備の保管場所及びアクセスルートに影響を及ぼす自然現象等に

ついて、抽出の考え方及び概略影響評価結果を以下に示す。詳細評価については 4. から 6. に示す。

3.1 自然現象

(1) 自然現象抽出の考え方

自然現象抽出の考え方を以下に示す。

- ・東海第二発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象としては、国内で一般に発生し得る事象に加え、欧米の基準等で示されている事象を用い、網羅的に抽出した 55 事象を母集団とする。(別紙(1) 参照)
- ・収集した 55 事象について、第 3.1-1 表に示す「影響を与えるほど接近した場所に発生しない事象」等の除外基準を用いて、東海第二発電所において設計上想定すべき事象を抽出する。(別紙 (1) 参照)

(2) 自然現象の影響評価結果 (概略)

「(1) 自然現象抽出の考え方」を踏まえ抽出した事象 (14 事象) について、設計上想定する規模で発生した場合の影響について確認し、その結果を第 3.1-2 表に示す。ただし、津波については、敷地遡上津波を考慮した。

また、単一事象を組み合わせて、自然現象が重畳した場合の影響について確認した。

単一事象、重畳事象のいずれについても、設計上の想定規模の自然現象の発生を仮定する。その上で、取り得る手段が残っており、事故対応を行うことができることを確認した。

上記から、保管場所及びアクセスルートへ影響を及ぼす可能性のある自然現象は地震及び敷地遡上津波であることを確認した。

さらに、設計上の想定を超える自然現象が発生した場合でも、可搬型設

備の分散配置，アクセスルートの複数確保，各種運用（除雪等）により対応は可能である。

第 3.1-1 表 保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価し除外した事象（自然現象）

評価の観点	保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価し除外した事象【41 事象】
影響を与えるほど接近した場所に発生しない事象【11 事象】	砂嵐／土壌の収縮又は膨張／雪崩／草原火災／ハリケーン／氷壁／土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）／カルスト／地下水による浸食／土石流／水蒸気
ハザード進展・襲来が遅く，事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる事象【4 事象】	河川の迂回／海岸浸食／塩害，塩雲／高温水（海水温高）
考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下，又は安全性が損なわれることがない事象【8 事象】	干ばつ／濃霧／霧・白霜／極高温／湖又は河川の水位低下／もや／太陽フレア，磁気嵐／低温水（海水温低）
影響が他の事象に包絡される事象【17 事象】	静振／波浪・高波／ひょう・あられ／満潮／氷結／氷晶／湖又は河川の水位上昇／極限的な圧力（気圧高低）／動物／海水面低／海水面高／地下水による地滑り／陥没・地盤沈下・地割れ／地面の隆起／泥湧出（液状化）／水中の有機物／毒性ガス
発生頻度が他の事象と比較して非常に低い事象【1 事象】	隕石

第 3.1-2 表 自然現象により想定される影響概略評価結果 (1/5)

自然現象	概略評価結果		
	保管場所	屋外アクセスルート	屋内アクセスルート
地震	<ul style="list-style-type: none"> ・周辺構造物等の損壊影響がない場所に保管場所を設定している。(詳細評価は 4.5.6. 項に示す) 	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動 S s の影響を受けないルート等を設定している。必要。(詳細評価は 4.5.6. 項に示す) 	<ul style="list-style-type: none"> ・資機材等の転倒等による影響がないルートを設定している。(詳細評価は 4.5.6. 項に示す)
津波	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波に対し防潮堤を設置することから、原子炉建屋等や保管場所へ遡上する浸水はない。したがって、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 ・敷地遡上津波に対して、保管場所は敷地高さ T. P. +23m 以上に配置しており、敷地遡上津波による浸水の影響を受けない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波に対し防潮堤を設置することから、アクセスルートへ遡上する浸水はない。 ・敷地遡上津波の影響による被害想定やその後の復旧作業には不確かさがあることを考慮し、津波の影響を受けない高所に可搬型設備による対応が必要な水源及び接続口を設置することから敷地遡上津波の影響を受けない。(詳細評価は 4.5.6. 項に示す) 	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波に対し、防潮堤を設置することから、建屋近傍まで遡上する浸水はない。 ・水密化された建屋内であることから敷地遡上津波による浸水の影響を受けない。
洪水	<ul style="list-style-type: none"> ・敷地の地形及び表流水の状況から、洪水による被害は生じないことを、東海村発行の浸水ハザードマップ及び国土交通省発行の浸水想定区域図から確認している。 	同左	同左
風(台風)	<ul style="list-style-type: none"> ・竜巻の評価に包含される。 	同左	同左

第 3.1-2 表 自然現象により想定される影響概略評価結果 (2/5)

自然現象	概略評価結果		
	保管場所	屋外アクセスルート	屋内アクセスルート
竜巻	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備は竜巻に対して建屋内等の防護した場所に設置していることから、屋外に配備している可搬型設備と同時に機能喪失しない。 重大事故等時に期待する可搬型設備は、西側と南側の 2 箇所の保管場所にそれぞれ離隔して分散配置していることから、同時に機能喪失しない。 常設重大事故等対処設備のうち常設代替高圧電源装置を屋外に設置しているが、ディーゼル発電機、可搬型代替低圧電源車保管場所と離隔していることから、同時に機能喪失しない。 保管場所に配備する可搬型設備は、固縛等の飛散防止対策を実施することから、原子炉建屋等に影響を与えない。 	<ul style="list-style-type: none"> 竜巻により飛散物が発生した場合も、ホイールローダにより撤去することが可能である。 送電線の垂れ下がりに伴う通行障害が発生した場合であっても、別ルートを選択することで目的地へのアクセスが可能である。(送電線の影響範囲は第 4.3.1-1 図参照) 竜巻により飛散し、ホイールローダで撤去できずアクセスを阻害すると想定される物品に対して固縛等の対策を実施することから、アクセスに悪影響を与える可能性は小さい。 また、複数のルートが確保されていることから、飛来物によりアクセスルートは確保可能である。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋は竜巻に対し頑健性を有することから影響は受けない。

第 3.1-2 表 自然現象により想定される影響概略評価結果 (3/5)

自然現象	概略評価結果		
	保管場所	屋外アクセスルート	屋内アクセスルート
凍結	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備は建屋内等に設置されているため影響を受けず、保管場所に設置されている重大事故等対処設備と同時に機能喪失しない。 凍結は、気象予報により事前の予測が十分可能であり、始動に影響が出ないように、各設備の温度に関する仕様を下回っておそれがある場合には、必要に応じて、あらかじめ可搬型設備の暖気運転等を行うこととしているため、影響を受けない。なお、暖気運転は事前を実施することからアクセス時間への影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 気象予報により事前の予測が十分可能であり、アクセスルートへの融雪剤散布等の事前対応によりアクセス性を確保する。 路面が凍結した場合にも、走行可能なタイヤ等を装着していることから、アクセスに問題を生じる可能性は小さい。 	<ul style="list-style-type: none"> 建屋内であり、影響は受けない。
降水	<ul style="list-style-type: none"> 保管場所は高所に設置していることや、排水路で集水し、排水することから、保管場所に滞留水が発生する可能性は小さい。 	<ul style="list-style-type: none"> 排水路は滞留水を速やかに海域に排水する設計とすることから、アクセス性に支障はない。(別紙(2)参照) 	<ul style="list-style-type: none"> 浸水防止対策を施された建屋内であり、影響は受けない。
積雪	<ul style="list-style-type: none"> 気象予報により事前の予測が十分可能であり、原子炉建屋等及び保管場所の除雪は積雪状況を見計らいながら行うことで対処が可能であることから、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 また、保管場所等の除雪はホイールローダによる実施も可能である。 	<ul style="list-style-type: none"> 気象予報により事前の予測が十分可能であり、アクセスルートの積雪状況等を見計らいながら除雪することで対処が可能である。また、ホイールローダにより約50分で除雪も可能である。(別紙(3)参照) 積雪時においても、走行可能なタイヤ等を装着していることから、アクセスに問題を生じる可能性は小さい。 	<ul style="list-style-type: none"> 建屋内であり、影響は受けない。

□は6条（火山影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第 3.1-2 表 自然現象により想定される影響概略評価結果（4/5）

自然現象	概略評価結果		
	保管場所	屋外アクセスルート	屋内アクセスルート
落雷	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備は避雷設備を施した建屋内等に配備されており、かつ保管場所とは位置的分散が図られていることから、同時に機能喪失しない。 1回の落雷により影響を受ける範囲は限定され、2箇所の保管場所は離隔して位置的分散を図っているため、影響を受けない。 	<ul style="list-style-type: none"> 落雷によりアクセスルートが影響を受けることはない。 落雷発生中は、屋内に退避し、状況を見て屋外作業を実施する。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋には避雷設備を設置しており影響は受けない。
地滑り	<ul style="list-style-type: none"> 地形、地質、地質構造等から、地滑りによる被害は生じないことを、茨城県発行の土砂災害危険箇所図及び独立行政法人防災科学技術研究所発行の地すべり地形分布図から確認している。 	同左	同左
火山の影響	<ul style="list-style-type: none"> 噴火発生の際には、人員を確保し、原子炉建屋等、保管場所及び可搬型設備の除灰を行うことにより対処が可能であることから、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 また、保管場所等の除灰はホイールローダによる実施も可能である。 	<ul style="list-style-type: none"> 噴火発生の際には、人員を確保し、アクセスルートの除灰を行うことにより対処可能である。また、ホイールローダにより約180分^分で除灰も可能である。（別紙（4）参照） 	<ul style="list-style-type: none"> 建屋内であり、影響は受けない。

第 3.1-2 表 自然現象により想定される影響概略評価結果 (5/5)

自然現象	概略評価結果		
	保管場所	屋外アクセスルート	屋内アクセスルート
生物学的事象	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備は、浸水防止対策により水密化された建屋内等に設置されているため、ネズミ等の齧歯類の侵入による影響を受けない。したがって、屋外の保管場所にある重大事故等対処設備と同時に機能喪失しない。 保管場所は 2 箇所あり、位置的に分散されている。また、複数の設備が同時に機能喪失する可能性は小さい。 可搬型設備は、ネズミ等の小動物の侵入により設備機能に影響がないよう、侵入できるような開口部は侵入防止対策を実施する。(別紙(5)参照) 	<ul style="list-style-type: none"> 影響なし 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋は、浸水防止対策により水密化された建屋内に設置されているため、ネズミ等の小動物の侵入による影響を受けない。
森林火災	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋と保管場所は防火帯の内側にあるため、延焼の影響を受けない。また、原子炉建屋及び保管場所は熱影響に対して離隔距離を確保しているため、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。(別紙(6)参照) 保管場所周辺の植生火災は、防火エリアを設置するため、影響を受けない(別紙(6)参照) 	<ul style="list-style-type: none"> アクセスルートは防火帯の内側であり、延焼の影響を受けない。また、熱影響を受けないルートにより通行が可能であるため、アクセス性に支障はない。 必要に応じて自衛消防隊が消火活動を行うことで対処が可能である。 保管場所周辺の植生火災は、防火エリアを設置するため、影響を受けない(別紙(6)参照) 	<ul style="list-style-type: none"> 屋内アクセスルートは防火帯内側の原子炉建屋内であり、影響を受けない。
高潮	<ul style="list-style-type: none"> 高潮の影響を受けない敷地高さに設置することから影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 同左 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置することから影響はない。

(2) 自然現象の重畳事象評価

各重畳事象の影響確認結果を別紙（7）に示す。また、重畳事象のうち、単独事象と比較して影響が増長される事象の組合せと影響評価結果を以下に示す。

a. アクセスルートの復旧作業が追加される組合せ

単独事象でそれぞれアクセスルートの復旧が必要な事象については、重畳の影響としてそれぞれの事象で発生する作業を実施する必要がある。具体的には、除雪と除灰の組合せ等が該当する。

アクセスルートの復旧においては、気象予報等を踏まえてアクセス性に支障が生じる前にあらかじめ除雪や除灰等の活動を開始する運用であることから、例えばアクセスルートの復旧に時間を要する除灰の場合でも、約180分程度でアクセスルートの機能を維持することが可能である。

（別紙（4）参照）

b. 可搬型設備の機能に影響がある組合せ

単独事象と比較して荷重が増長し、可搬型設備に影響を及ぼすおそれがある組合せは、積雪と風（台風）、火山の影響と風（台風）、降水と火山の影響、積雪と火山の影響、積雪と地震の5事象である。ただし、可搬型設備に堆積した雪及び降下火砕物を除雪、除灰することで、重畳による影響は緩和可能である。

3.2 外部人為事象

(1) 外部人為事象の考え方

外部人為事象抽出の考え方は以下のとおりである。

- ・東海第二発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき外部人為事象としては、国内で一般に発生し得る事象に加え、欧米の基準等で示されている事象を用い、網羅的に抽出した23事象を母集団とする。

(別紙(1)参照)

- ・収集した23事象について、第3.2-1表に示す「影響を与えるほど接近した場所に発生しない事象」等の除外基準(別紙(1)参照)を用いて、東海第二発電所において設計上想定すべき事象を抽出する。

(1) 外部人為事象の影響評価結果(概略)

「(1)外部人為事象抽出の考え方」を踏まえ、抽出した事象(7事象)のうち、ダムの崩壊、石油コンビナート等の施設及び発電所周辺を航行する船舶の爆発、船舶の衝突については、立地的要因により影響を受けることはない。近隣工場等の火災(発電所周辺を通行する燃料輸送車両による爆発、発電所敷地内に存在する危険物タンク等の火災及び航空機落下による火災)、電磁的障害についても、位置的分散や複数のアクセスルート確保により影響はない。また、ばい煙等の二次的影響及び有毒ガスについては、防護具等の装備により通行に影響はない。(第3.2-2表参照)

したがって、アクセスルート及び保管場所に影響を及ぼす可能性がある外部人為事象はない。

第 3.2-1 表 保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価し除外した事象
(外部人為事象)

評価の観点	保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価し除外した事象【16 事象】
影響を与えるほど接近した場所に発生しない事象【4 事象】	工業施設又は軍事施設事故／軍事施設からのミサイル／掘削工事／他のユニットからのミサイル
ハザード進展・襲来が遅く，事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる事象【該当なし】	-
考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下，又は安全性が損なわれない事象【1 事象】	内部溢水
影響が他の事象に包絡される事象【9 事象】	パイプライン事故(ガスなど),パイプライン事故によるサイト内爆発等／交通事故（化学物質流出含む）／自動車又は船舶の爆発／船舶から放出される固体液体不純物／水中の化学物質／プラント外での化学物質の流出／サイト貯蔵の化学物質の流出／他のユニットからの火災／他のユニットからの内部溢水
発生頻度が他の事象と比較して非常に低い事象【2 事象】	衛星の落下／タービンミサイル

第 3.2-2 表 外部人為事象により想定される影響概略評価結果 (1/2)

外部人為事象	概略評価結果		
	保管場所	屋外アクセスルート	屋内アクセスルート
航空機落下	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備への航空機落下確率が防護設計の要否を判定する基準である 10^{-7}/炉・年を超えないことから設計上考慮する必要はない。万が一、航空機が落下した場合でも、重大事故時に期待する可搬型設備は西側及び南側保管場所に分散配置することから、同時に機能喪失することはない。 	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備への航空機落下確率が防護設計の要否を判定する基準である 10^{-7}/炉・年を超えないことから設計上考慮する必要はない。万が一、航空機が落下し、通行障害が発生した場合でも、アクセスルートは複数ルート確保することから影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋への航空機落下確率は航空機落下確率が 10^{-7}/炉・年未満であることから影響はない。
ダムの崩壊	<ul style="list-style-type: none"> 発電所から北西約 30km にある竜神ダムが崩壊した場合、流出水は、久慈川より太平洋へ流下するが、勾配により敷地まで遡上しないため、ダムの崩壊により被害が生じることはない。 	同左	同左
爆発	<ul style="list-style-type: none"> 石油コンビナート、近隣工場及び発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して、離隔距離が確保されている。 発電所周辺を通行する燃料輸送車両の爆発による飛来物が敷地内に到達した場合でも、可搬型設備は西側及び南側保管場所に分散配置することから影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 石油コンビナート、近隣工場及び発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して、離隔距離が確保されている。 発電所周辺を通行する燃料輸送車両の爆発による飛来物が敷地内に到達した場合でも、アクセスルートを複数ルート確保すること及び飛来物を重機等により撤去することから影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋は、石油コンビナート、近隣工場、発電所周辺を通行する燃料輸送車両及び発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して、離隔距離が確保されている。

第 3. 2-2 表 外部人為事象により想定される影響概略評価結果 (2/2)

外部人為事象	概略評価結果		
	保管場所	屋外アクセスルート	屋内アクセスルート
近隣工場等の火災	<ul style="list-style-type: none"> 石油コンビナート, 近隣工場, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して, 離隔距離が確保されている。 航空機落下による火災に対して, 可搬型設備は西側及び南側保管場所に分散配置することから, 同時に機能喪失することはない。 	<ul style="list-style-type: none"> 石油コンビナート, 近隣工場, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両及び発電所周辺を航行する燃料輸送船の火災に対して, 離隔距離が確保されている。 敷地内の危険物貯蔵施設の火災及び航空機落下による火災に対して, アクセスルートを複数ルート確保することから影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋は, 石油コンビナート, 近隣工場, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所を航行する燃料輸送船, 敷地内の危険物貯蔵施設及び航空機落下による火災に対して, 離隔距離が確保されている。
有毒ガス	<ul style="list-style-type: none"> 石油コンビナート, 近隣工場, 発電所周辺の道路を通行する輸送車両及び発電所周辺を航行する輸送船において流出する有毒ガスに対して, 離隔距離が確保されている。 発電所敷地内に貯蔵している化学物質の漏えいに対して, 可搬型設備は西側及び南側保管場所にそれぞれ離隔して分散配置し, 防護具等を装備することから影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 石油コンビナート, 近隣工場, 発電所周辺の道路を通行する輸送車両及び発電所周辺を航行する輸送船において流出する有毒ガスに対して, 離隔距離が確保されている。 発電所敷地内に貯蔵している化学物質の漏えいに対して, アクセスルートを複数ルート確保すること及び防護具等を装備することから影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 石油コンビナート, 近隣工場, 発電所周辺の道路を通行する輸送車両及び発電所周辺を航行する輸送船において流出する有毒ガスに対して, 離隔距離が確保されている。 発電所敷地内に貯蔵している化学物質の漏えいに対して, 屋内アクセスルートが設定される原子炉建屋の空調を停止し, 防護具等を装備することから影響はない。
船舶の衝突	<ul style="list-style-type: none"> 船舶の衝突による影響を受けない敷地高さに設置する。 	<ul style="list-style-type: none"> 同左 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋は, 船舶の衝突による影響を受けない敷地高さに設置されていることから影響はない。
電磁的障害	<ul style="list-style-type: none"> 電磁波による影響を考慮した設計とする。 	<ul style="list-style-type: none"> 影響なし 	<ul style="list-style-type: none"> 影響なし

3.3 屋内外作業に係る成立性評価の概要

3.3.1 概要

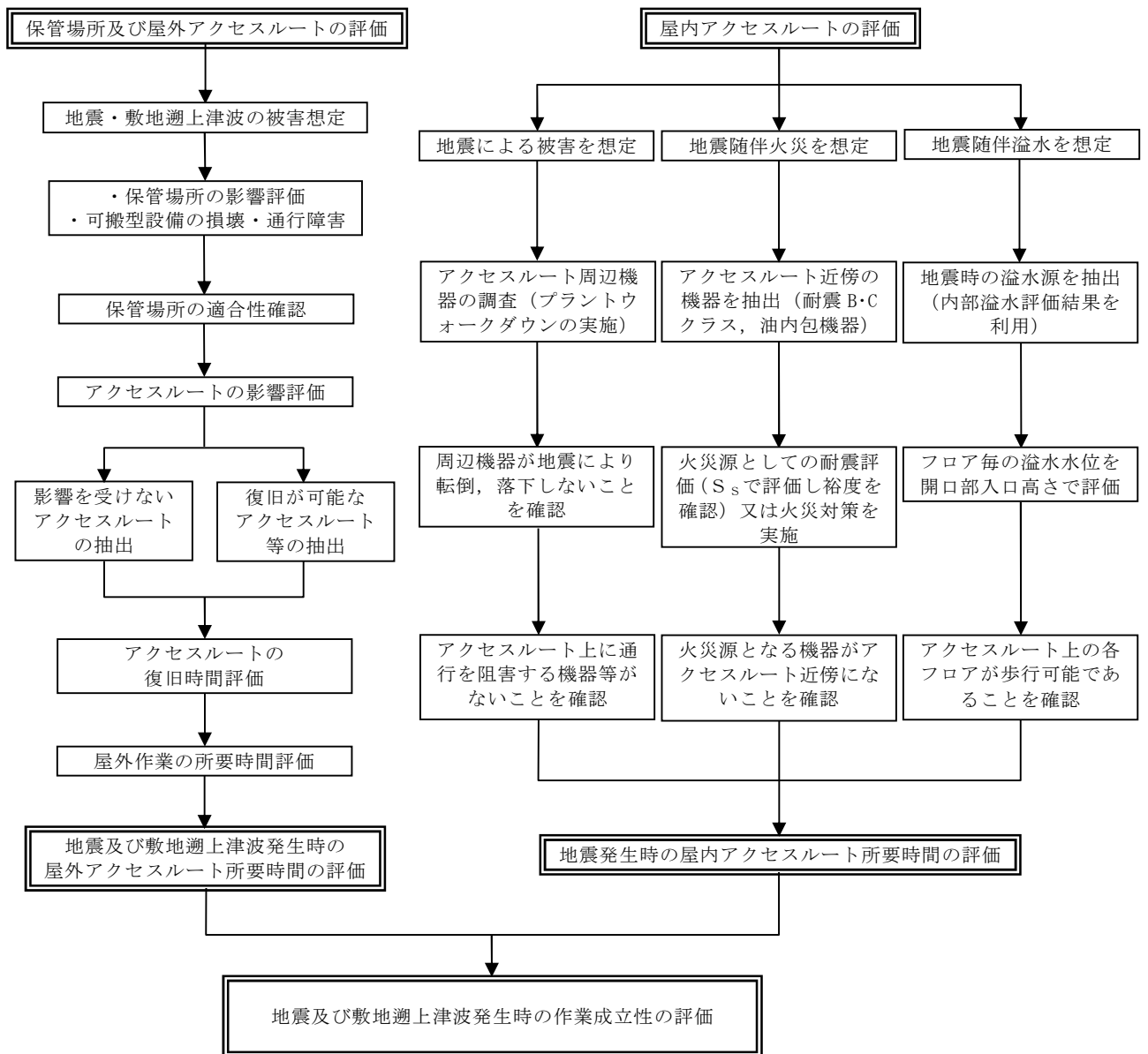
(1) 評価の概要

保管場所及びアクセスルートについて、地震、津波その他の自然現象のうち、保管場所及びアクセスルート影響を及ぼす可能性がある自然現象及び人為事象は、地震及び敷地遡上津波と考えられるため、地震、敷地遡上津波時における以下の評価を実施し、有効性評価に対する作業の成立性について検討を実施した。

- ① 保管場所については、外部起因事象として地震及び敷地遡上津波被害を想定し、それらの影響を評価する。
- ② 屋外アクセスルートについては、地震及び敷地遡上津波被害を想定し、それらの影響を評価する。
- ③ 屋内アクセスルートについては、地震及び地震によって発生する火災及び溢水を想定しそれらの影響を評価する。

(2) 作業成立性の検討フロー

保管場所及びアクセスルートの有効性・成立性について、第 3.3.1-1 図の検討フローにて評価する。



第 3.3.1-1 図 保管場所及びアクセスルートの有効性・成立性検討フロー

3.3.2 地震，津波による被害想定

(1) 地震による被害想定

地震による保管場所及び屋外アクセスルートへの被害要因・被害事象を2011年東北地方太平洋沖地震の被害状況（別紙（8））を踏まえた上で，第3.3.2-1表のとおり想定し，それぞれ4.5.6.項にて影響を評価する。

第3.3.2-1表 保管場所及び屋外アクセスルートにおいて地震により想定される被害事象

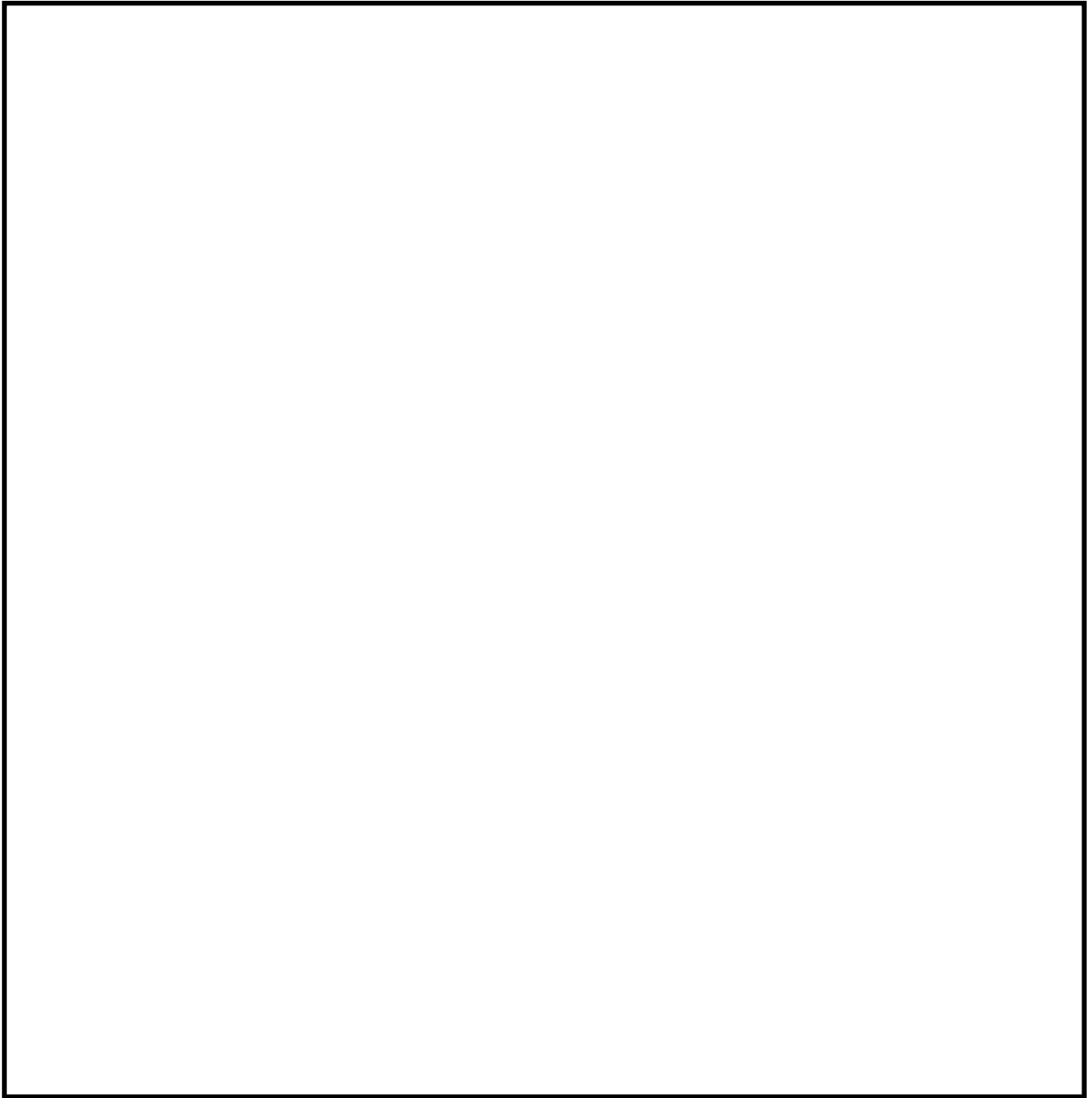
自然現象	保管場所・屋外アクセスルートに影響を与えるおそれのある被害要因	保管場所で懸念される被害事象	屋外アクセスルートで懸念される被害事象
地震	(1) 周辺構造物の倒壊（建屋，送電鉄塔等）	損壊物による可搬型設備の損壊及び走行不能	損壊物によるアクセスルートの閉塞
	(2) 周辺タンク等の損壊	火災，溢水による可搬型設備の損壊，通行不能	タンク損壊に伴う火災・溢水による通行不能
	(3) 周辺斜面の崩壊	土砂流入による可搬型設備の損壊，通行不能	土砂流入，道路損壊による通行不能
	(4) 敷地下斜面・道路面のすべり	敷地下斜面のすべりによる可搬型設備の損壊，通行不能	
	(5) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下，液状化に伴う浮き上がり	不等沈下，浮き上がりによる可搬型設備の損壊，通行不能	アクセスルートの不等沈下，浮き上がりによる通行不能
	(6) 地盤支持力の不足	可搬型設備の転倒，通行不能	—
	(7) 地中埋設構造物の損壊	陥没による可搬型設備の損壊，通行不能	陥没による通行不能

(2) 津波による被害想定

敷地遡上津波の遡上解析の結果、第 3.3.2-2 図に示すとおり、保管場所及びアクセスルートが敷地遡上津波により被害を受けることは想定されない。

また、屋外アクセスルートの周辺施設における最大浸水深は、防潮堤南側終端に近い使用済燃料乾式貯蔵建屋（以下「D/C」という。）前面を除き、概ね 0.4m である。（別紙（35）参照）

この結果をもとに、4.5.6. 項にて敷地遡上津波による影響を評価する。



第 3.3.2-2 図 敷地遡上津波時の最大浸水深分布

4. 保管場所の影響評価

4.1 保管場所における主要可搬型設備等

保管場所の影響評価に当たって、保管場所等に配備する可搬型設備の配備数及び分類について整理した。

可搬型設備の配備数については、「 $2N + \alpha$ 」，「 $N + \alpha$ 」，「 N 」の設備に分類し、重大事故等時に屋外で使用する設備であれば西側及び南側保管場所に、屋内で使用する設備であれば建屋内の複数箇所に分散配置することにより設備の多重化を図っている。また、常設及び可搬型設備を設置することで多様化を図っている。

分類を第 4.1-1 表、配備数を第 4.1-2 表及び第 4.1-3 表に示す。

(1) 「 $2N + \alpha$ 」の可搬型設備（設置許可基準規則解釈 第 43 条 5 (a) 対象設備）

原子炉建屋外から水・電力を供給する可搬型代替交流電源設備（低圧代替電源車、ケーブル、可搬型整流器）及び可搬型代替注水ポンプ（可搬型代替注水大型ポンプ、ホース）は、必要となる容量を有する設備を 2 セット、故障時のバックアップ並びに保守点検による待機除外時のバックアップとして予備を配備する。ただし、ホース及びケーブルについては、保守点検が目視確認等であり、保守点検時に待機除外とならないため、故障時のバックアップとして予備を配備する。

必要となる容量を有する設備の 2 セットは西側及び南側保管場所にそれぞれ分散配置し、予備は西側保管場所、南側保管場所又は予備機置場に配備する。

なお、西側又は南側保管場所の必要となる容量を有する設備の点検を行う場合は、予備を西側又は南側保管場所に配備後に点検を行うことにより、西側及び南側保管場所に必要となる容量を有する設備は 2 セット確保される。

また、使用済燃料プールへのスプレイのために原子炉建屋内で使用する設備は、必要となる容量を有する設備を2セット及び予備を配備し、原子炉建屋内に分散配置する。

- (2) 「N+ α 」の可搬型設備（設置許可基準規則解釈 第43条5(b)対象設備）
負荷に直接接続する高圧窒素ガスボンベ及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池については、必要となる容量を有する設備を1セット及び予備を配備し、原子炉建屋内に配置する。

- (3) 「N」の可搬型設備（その他）



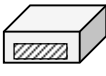



上記以外の可搬型設備は、必要となる容量を有する設備1セットに加え、プラントの安全性向上の観点から、設備の信頼度等を考慮し、必要となる容量を有する設備1セット分及び必要に応じて故障時のバックアップ並びに保守点検による待機除外時のバックアップの予備を配備する。但し、ホースについては、保守点検が目視確認等であり、保守点検時に待機除外とならないため、故障時のバックアップとして予備を配備する。

また、「N」設備は、共通要因による機能喪失を考慮し、西側及び南側保管場所に必要となる容量を有する設備1セットと予備1セットを分散配置し、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップの予備は西側保管場所、南側保管場所又は予備機置場に配備する。

なお、サポートに使用される可搬型設備（タンクローリ、ホイールローダ）については、サポートする対象となる設備と同じ保管場所への配備を基本とする。

可搬型設備の建屋接続箇所及び仕様については別紙(9)、淡水及び海水取水場所については別紙(10)、海水取水場所での取水が出来ない場合の代替手段については別紙(11)に示す。

第 4.1-1 表 可搬型設備の分類

区分	設備			
2N + α	可搬型代替注水 大型ポンプ 	可搬型代替低圧 電源車 	可搬型整流器 	可搬型スプレイ ノズル 
N + α	高圧窒素ガスボンベ 		逃がし安全弁用可搬型蓄電池 	
N	その他			

第 4.1-2 表 保管場所等に配備する可搬型設備の配備数
(重大事故等発生時に期待する設備) (1/5)

(1) 「2N + α」の屋外に保管する可搬型設備 (1/2)

名 称	配備数 ^{※1}	必要数	予備	保管場所		予備機 置場	備考
				西側	南側		
可搬型代替注水大型 ポンプ (原子炉注水等用)	5 台	1 台 (2N=2)	1 台 ^{※2}	1 台	1 台	1 台	・点検時の待機除外及 び故障時バックアッ プ 1 台
可搬型代替注水大型 ポンプ (水源補給用)		1 台 (2N=2)		1 台	1 台		
ホース (原子炉注水等用) 3,000m : 200A (1 組)	2 組 +130m	1 組 (2N=2)	130m (65m ×2 組)	1 組 +65m	1 組 +65m	0 組	<ul style="list-style-type: none"> ・必要数 (1 組) は、 可搬型代替注水大型 ポンプ設置箇所と送 水先を結ぶ最大ホー ス敷設長さを基に設 定 (補足説明資料(2) 参照) ・1N 当たり専用コンテ ナ 3 基 (コンテナ 1 基当たり約 1,000m を収納) に保管 ・1 組ごとに 5m, 10m, 50m のホースを 1 本 ずつ配備 (上記コン テナ内に配備)

※1: 各設備の数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

※2: 可搬型代替注水大型ポンプ (原子炉注水等用) ・ (水源補給用) ・ (放水用) は同型設備であり、
原子炉注水等用及び水源補給用の予備 1 台と、放水用の予備 1 台の計 2 台は共用可能とする。

第 4.1-2 表 保管場所等に配備する可搬型設備の配備数
(重大事故等発生時に期待する設備) (2/5)

(1) 「 $2N + \alpha$ 」の屋外に保管する可搬型設備 (2/2)

名 称	配備数 ^{※1}	必要数	予備	保管場所		予備機 置場	備考
				西側	南側		
ホース (水源補給用) 900m : 200A (1組)	2組 +130m	1組 ($2N=2$)	130m (65m ×2組)	1組 +65m	1組 +65m	0組	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (1組) は、可搬型代替注水大型ポンプ設置箇所と送水先を結ぶ最大ホース敷設長さを基に設定 (補足説明資料(2)参照) 1N 当たり専用コンテナ 1基 (コンテナ 1基当たり約 1,000m を収納) に保管 1組ごとに 5m, 10m, 50m のホースを 1本ずつ配備 (上記コンテナ内に配備)
ホース (水中ポンプ用) 30m : 250A (1組)	4組 +20m	2組 ($2N=2$)	20m (5m× 4本)	2組 +10m	2組 +10m	0組	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (1組) は、可搬型代替注水大型ポンプ設置箇所と水源間の距離を基に設定 (補足説明資料(2)参照) 200A ホースコンテナに 1組ずつ保管 1組ごとに 5m のホースを 1本ずつ配備 (上記コンテナ内に配備)
可搬型代替低圧電源車	5台	2台 ($2N=4$)	1台	2台	2台	1台	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (2台) の 2セットで 4台・点検時の待機除外及び故障時バックアップ 1台
ケーブル 1組 : 360m	6組 +180m	3組 ($2N=6$)	180m (30m ×6組)	3組 +90m	3組 +90m	0組	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (3組) の 2セットで 6組 1組あたり 30m の予備ケーブルを 1本、必要数と一緒に配備 電源車設置箇所と接続箇所を繋ぐケーブル敷設長さよりケーブルの必要数を設定
可搬型整流器	9台	4台 ($2N=8$)	1台	5台	4台	0台	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (4台) の 2セットで 8台 点検時の待機除外及び故障時バックアップ 1台

※1 : 各設備の数量については、t 今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

第 4.1-2 表 保管場所等に配備する可搬型設備の配備数
(重大事故等発生時に期待する設備) (3/5)

(2) 「 $2N + \alpha$ 」の屋内に保管する可搬型設備

名 称	配備数 ^{※1}	必要数	予備	原子炉建屋		備考
				西側	東側	
可搬型スプレイノズル	7 台	3 台 ($2N=6$)	1 台	3 台	4 台	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (3 台) の 2 セットで 6 台 故障時バックアップ 1 台 (補足説明資料 (1) 参照)
送水ホース 65A : 20m/本	65 本	63 本 (27 本 + 36 本)	2 本	1 階		<ul style="list-style-type: none"> 故障時バックアップ 2 本 (補足説明資料 (1) 参照) 西側及び南側保管場所に 20m の予備ホースを 1 本ずつ配備 外部ホース接続箇所～(建屋西側にホースを敷設)～放水箇所よりホースの必要数を設定 (27 本) 外部ホース接続箇所～(建屋東側にホースを敷設)～放水箇所よりホースの必要数を設定 (36 本) 1 階と 5 階のホースの分配量は、建屋内のホースを敷設する階層ごとの距離を考慮して設定
				18 本	9 本	
				5 階		
				10 本	28 本	

※1 : 各設備の数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(3) 「 $N + \alpha$ 」の可搬型設備

名 称	配備数 ^{※1}	必要数	予備	原子炉建屋	備考
高圧窒素ガスポンベ	20 本	10 本	10 本	20 本 (5 本ずつ分散)	<ul style="list-style-type: none"> 点検時の待機除外及び故障時バックアップ 10 本 (補足説明資料 (1) 参照)
逃がし安全弁用 可搬型蓄電池	3 個	2 個	1 個	3 個	<ul style="list-style-type: none"> 故障時バックアップ 1 個 (補足説明資料 (1) 参照)

※1 : 各設備の数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

第 4.1-2 表 保管場所等に配備する可搬型設備の配備数
(重大事故等発生時に期待する設備) (4/5)

(4) 「N」の屋外に保管する可搬型設備 (1/2)

名 称	配備数※1	必要数	予備	保管場所		予備機 置場	備考
				西側	南側		
可搬型代替注水 大型ポンプ (放水用)	2 台	1 台	1 台※2	1 台	1 台	0 台	・各保管場所に必要 数を配備
ホース (放水用) 1,900m : 300A (1組)	2 組	1 組	2030m (1,900m ×1組 + 65m×2組)	1 組 +65m	1,965m (1組 +65m)	0 組	・必要数 (1組) は、 可搬型代替注水大 型ポンプ設置箇所 と送水先を結ぶ最 大ホース敷設長さ を基に設定 (補足 説明資料 (2) 参照) ・1N 当たり専用コン テナ 1 基 (コンテ ナ 1 基当たり約 600m を収納) に保 管 ・1 組ごとに 5m, 10m, 50m のホースを 1 本ずつ配備 (上記 コンテナ内に配 備)
ホース (水中ポンプ用) 30m : 250A (1組)	4 組	2 組	80m (30m×2 組 + 5m×4 本)	2 組 +10m	70m (2 組 +10m)	0 組	・必要数 (1組) は、 可搬型代替注水大 型ポンプ設置箇所 と水源間の距離を 基に設定 (補足説 明資料 (2) 参照) ・300A ホースコンテ ナに 1 組ずつ保管 ・1 組ごとに 5m のホ ースを 1 本ずつ配 備 (上記コンテナ 内に配備)
放水砲	2 台	1 台	1 台	1 台	1 台	0 台	・各保管場所に必要 数を配備
タンクローリ	5 台	2 台	3 台	2 台	2 台	1 台	・各保管場所に必要 数を配備 ・点検時の待機除外 及び故障時バック アップ 3 台
汚濁防止膜 1 組 : 5m×20 個	2 組	1 組	1 組	1 組	1 組	0 組	・各保管場所に必要 数を配備
小型船舶	2 隻	1 隻	1 隻	1 隻	1 隻	0 隻	・各保管場所に必要 数を配備

※1: 各設備の数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

※2: 可搬型代替注水大型ポンプ (原子炉注水等用) ・ (水源補給用) ・ (放水用) は同型設備であり、
原子炉注水等用及び水源補給用の予備 1 台と、放水用の予備 1 台の計 2 台は共用可能とする。

第 4.1-2 表 保管場所等に配備する可搬型設備の配備数
(重大事故等発生時に期待する設備) (5/5)

(4) 「N」の屋外に保管する可搬型設備 (2/2)

名 称	配備数 ^{※1}	必要数	予備	保管場所		予備機 置場	備考
ホイールローダ	5 台	2 台	3 台	2 台	2 台	1 台	<ul style="list-style-type: none"> 各保管場所に必要数を配備 点検時の待機除外及び故障時バックアップ 3 台
窒素供給装置	2 台	1 台	1 台	1 台	1 台	0 台	<ul style="list-style-type: none"> 各保管場所に必要数を配備
泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 1 組 : 5,000L	2 組	1 組	1 組	1 組	1 組	0 組	<ul style="list-style-type: none"> 各保管場所に必要数を配備

※1: 各設備の数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

第 4.1-3 表 保管場所等に配備する可搬型設備の配備数
(自主的に所有している設備) (1/2)

(1) 重機

名 称	配備数 ^{※1}	保管場所	備考
油圧ショベル	1 台	南側保管場所	—
ブルドーザ	1 台	南側保管場所	—

※1: 各設備の数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(2) その他設備 (1/2)

名 称	配備数 ^{※1}	保管場所	備考
ホース (代替 RHRS 等用) 2,000m : 300A (1 組)	2 組 +130m	西側及び南側保管場所	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (1 組) は、可搬型代替注水大型ポンプ設置箇所と送水先を結ぶ最大ホース敷設長さを基に設定 (補足説明資料 (2) 参照) 1N 当たり専用コンテナ 4 基 (コンテナ 1 基当たり約 600m を収納) に保管 1 組ごとに 5m, 10m, 50m のホースを 1 本ずつ配備 (上記コンテナ内に配備) 各保管場所に 1 組 + 65m ずつ配備

※1: 各設備の数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

第 4.1-3 表 保管場所等に配備する可搬型設備の配備数
(自主的に所有している設備) (2/2)

(2) その他設備 (2/2)

名 称	配備数 ^{※1}	保管場所	備考
ホース (水中ポンプ用) 30m : 250A (1組)	4組 +20m	西側及び南側保管場所	<ul style="list-style-type: none"> ・必要数 (1組) は, 可搬型代替注水大型ポンプ設置箇所と水源間の距離を基に設定 (補足説明資料 (2) 参照) ・300A ホースコンテナに1組ずつ保管 ・1組ごとに5mのホースを1本ずつ配備 (上記コンテナ内に配備) ・各保管場所に2組+10mずつ配備
大型ポンプ用送水ホース運搬車	8台	西側保管場所, 南側保管場所 及び予備機置場	西側 : 3台配備 南側 : 3台配備 予備機置場 : 2台配備
可搬型ケーブル運搬車	2台	西側及び南側保管場所	各々1台配備
可搬型整流器運搬車	2台	西側及び南側保管場所	各々1台配備
大型ポンプ用送水ホース運搬車 (放水用)	2台	西側及び南側保管場所	各々1台配備
放水砲/泡消火薬剤運搬車	2台	西側及び南側保管場所	各々1台配備
汚濁防止膜運搬車	2台	西側及び南側保管場所	各々1台配備
小型船舶運搬車	2台	西側及び南側保管場所	各々1台配備
可搬型代替注水中型ポンプ	1台	西側保管場所	消火用
送水ホース 150A : 2,000m (1組)	1組	西側保管場所	消火用 補足説明資料 (2) 参照
中型ポンプ用送水ホース運搬車	1台	西側保管場所	消火用
放水銃	1台	西側保管場所	消火用
水槽付消防ポンプ自動車	2台	西側保管場所及び監視所付近	消火用 各々1台配備
化学消防自動車	2台	南側保管場所及び監視所付近	消火用 各々1台配備
泡消火薬剤容器 (消防車用) 1組 : 1,500L	2組	西側保管場所, 南側保管場所 及び監視所付近	西側 : 0.5組配備 南側 : 0.5組配備 監視所付近 : 1組配備
RHRS ポンプ用予備電動機	2台	南側保管場所	予備品
DGSW ポンプ用予備電動機	1台	南側保管場所	予備品
予備電動機運搬用トレーラー	1台	西側保管場所	予備品取扱設備
予備電動機交換用クレーン	1台	西側保管場所	予備品取扱設備
可搬型高圧窒素供給装置	1台	予備機置場	—
放射能観測車	1台	予備機置場	—

※1 : 各設備の数量については, 今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

4.2 地震，津波による保管場所への影響評価概要

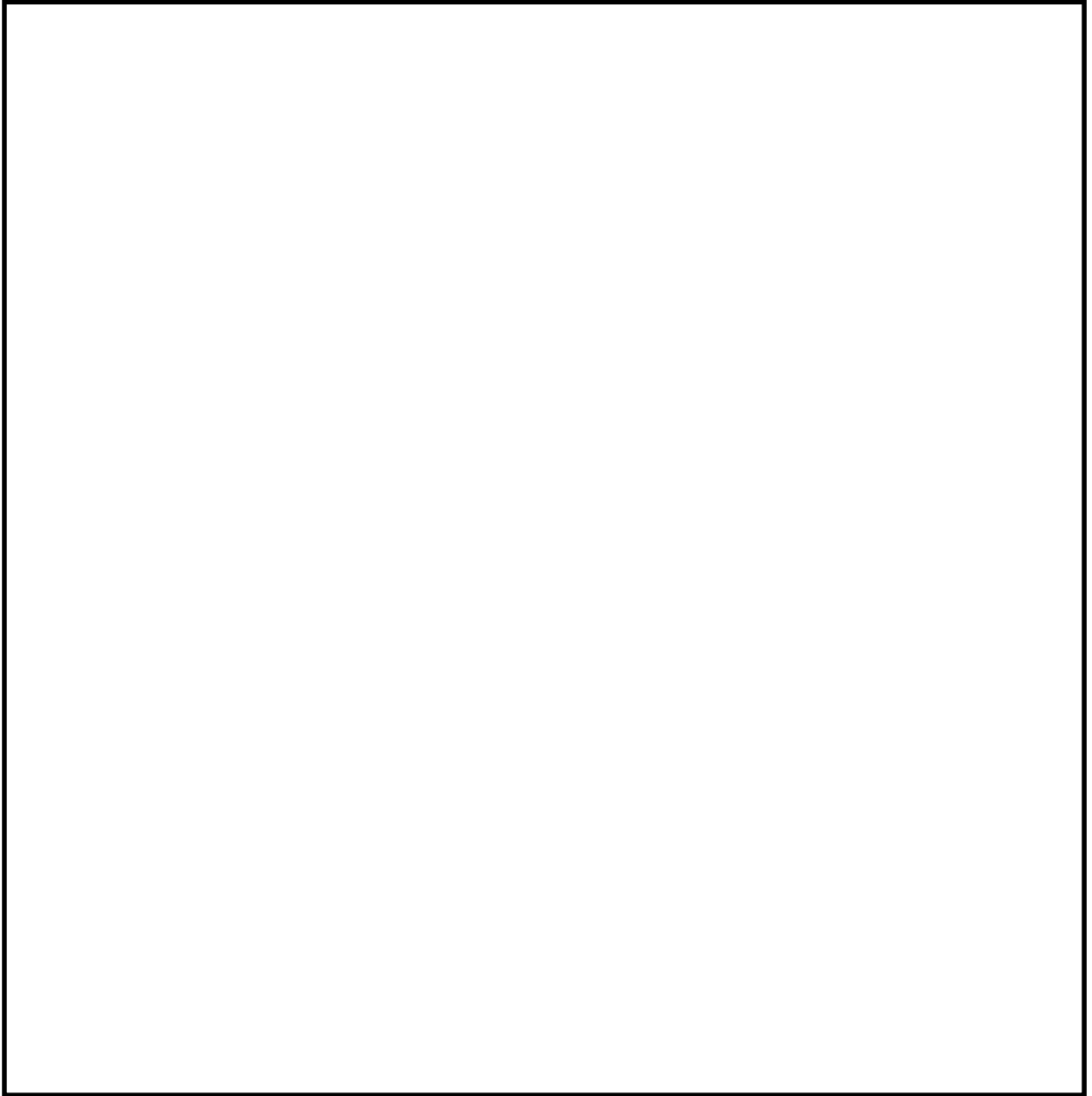
地震に対する保管場所への影響について，2011年東北地方太平洋沖地震の被害状況（別紙(8)参照）も踏まえた上で網羅的に(1)から(7)の被害要因について，第4.2-1表に示すとおり，影響のある被害要因はないことを確認，又は影響のないように設計する。被害要因に対する詳細な確認内容については，「4.3 地震による保管場所の影響評価」に示す。

また，敷地遡上津波に対する保管場所への影響については，敷地西側の高所2箇所（T.P. +23m及びT.P. +25m）に設定する保管場所が敷地遡上津波による影響を受けないことを津波遡上解析の結果により確認している。

第4.2-1図に敷地遡上津波時の最大浸水深分布を示す。

第4.2-1表 地震による保管場所への影響評価

被害要因	評価	
	西側保管場所	南側保管場所
(1)周辺構造物の倒壊 (建屋，送電鉄塔等)	・損壊により保管場所に影響を及ぼす建屋，送電鉄塔がないことを確認した。	同左
(2)周辺タンク等の損壊	・損壊により保管場所に影響を及ぼすタンクがないことを確認した。	同左
(3)周辺斜面の崩壊	・斜面崩落及びすべりに対し，影響範囲からの離隔確保又は対策を実施する。 (評価結果は追而)	同左
(4)敷地下斜面のすべり		
(5)液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜，液状化に伴う浮き上がり	・液状化及び揺すり込みによる不等沈下，保管場所の傾斜に対し，車両通行に影響がない設計とする。(評価結果は追而) ・浮き上がりの影響はない。	同左
(6)地盤支持力の不足	・地震時接地圧が地盤の支持力を下回る設計とする。(評価結果は追而)	同左
(7)地中埋設構造物の損壊	・保管場所下部及び隣接する地中埋設物は耐震性があるため，損壊による影響がないことを確認した。	・保管場所下部の地中埋設物は耐震性があるため，損壊による影響がないことを確認した。



第 4.2-1 図 敷地遡上津波時の最大浸水深分布

4.3 地震による保管場所の影響評価

4.3.1 周辺構造物損壊による影響評価

【(1) 周辺構造物の倒壊（建屋，送電鉄塔等），(2) 周辺タンク等の損壊】

影響評価及び周辺構造物の配置を第 4.3.1-1 表，第 4.3.1-1 図に示す。

西側保管場所の近傍には送電鉄塔が設置されているが，鉄塔基礎の安定性に影響を及ぼす要因について評価を行い，影響がないことを確認した。（別紙（12）参照）

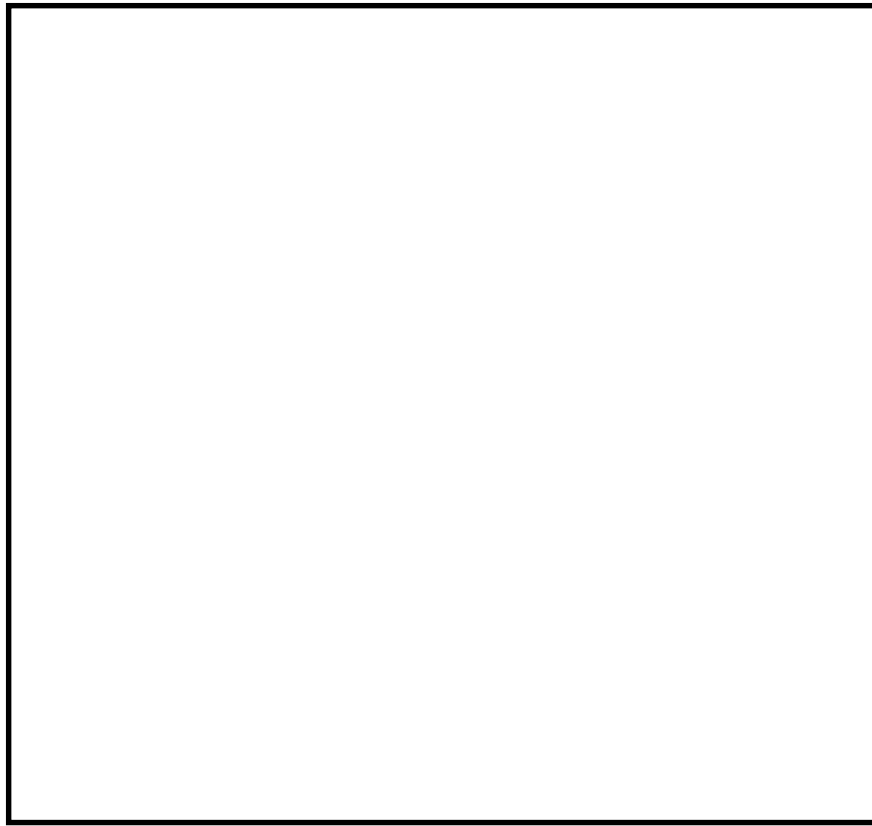
同保管場所近傍の上空には送電線が架線されているが，送電鉄塔が倒壊した場合であっても，送電線による影響のない範囲を保管場所とする。

さらに，同保管場所近傍には緊急時対策所が設置されるが，緊急時対策所は S_s機能維持であることから，保管場所に影響がないことを確認した。

また，西側及び南側保管場所下部に埋設される可搬型設備用軽油タンク及び隣接する緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは耐震 S クラス又は S_s機能維持であることから，保管場所に影響がないことを確認した。

第 4.3.1-1 表 周辺構造物倒壊時の影響評価

被害要因	評価	
	西側保管場所	南側保管場所
(1) 周辺構造物の倒壊 （建屋，送電鉄塔等）	・ 損壊により保管場所に影響を及ぼす建屋，送電鉄塔がないことを確認した。	同左
(2) 周辺タンク等の損壊	・ 損壊により保管場所に影響を及ぼすタンクがないことを確認した。	同左



第 4.3.1-1 図 周辺構造物の配置図

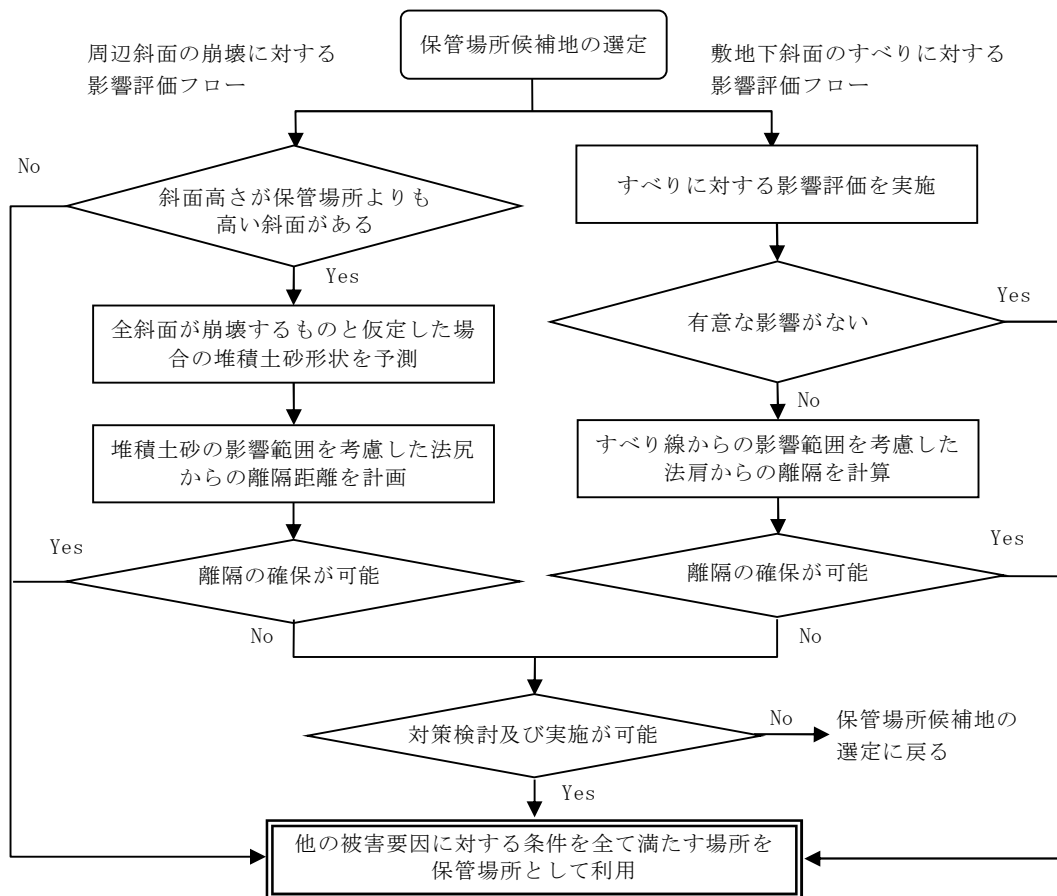
4.3.2 周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりに対する影響評価

【(3) 周辺斜面の崩壊, (4) 敷地下斜面のすべり】

(1) 評価方法

第 4.3.2-1 図に周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりに対する影響評価フローを示す。

斜面高さが保管場所よりも高い周辺斜面については、全斜面が崩壊するものと仮定した場合の堆積形状を予測し、保管場所が堆積土砂の影響範囲内に入らないように必要な離隔を確保していることを確認する。また、保管場所の敷地下斜面については、基準地震動 S_s によるすべりに対する影響評価を実施し、保管場所に有意な影響がないことを確認する。(別紙(13)参照)



第 4.3.2-1 図 周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりに対する影響評価フロー

(2) 評価

評価を第 4.3.2-1 表に示す。

a. 周辺斜面の崩壊の評価

保管場所の設置に伴う造成計画・設計において、周辺斜面の有無の確認を行い、周辺斜面がある場合は、影響範囲からの離隔又は対策を実施する。評価結果は追而とする。

b. 敷地下斜面のすべりの評価

評価結果は追而とする。

第 4.3.2-1 表 周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりに対する影響評価

被害要因	評価	
	西側保管場所	南側保管場所
(3) 周辺斜面の崩壊	・斜面崩落及びすべりに対し、影響範囲からの離隔確保又は対策を実施する。 (評価結果は追而)	同左
(4) 敷地下斜面のすべり		

4.3.3 沈下に対する影響評価

【(5)液状化及び揺すり込みによる不等沈下】

(1) 評価方法

第4.3.3-1図に埋戻土層の沈下量算出フローを示す。

保管場所は、砂質地盤・盛土地盤からなることから、沈下に対する評価を実施する。

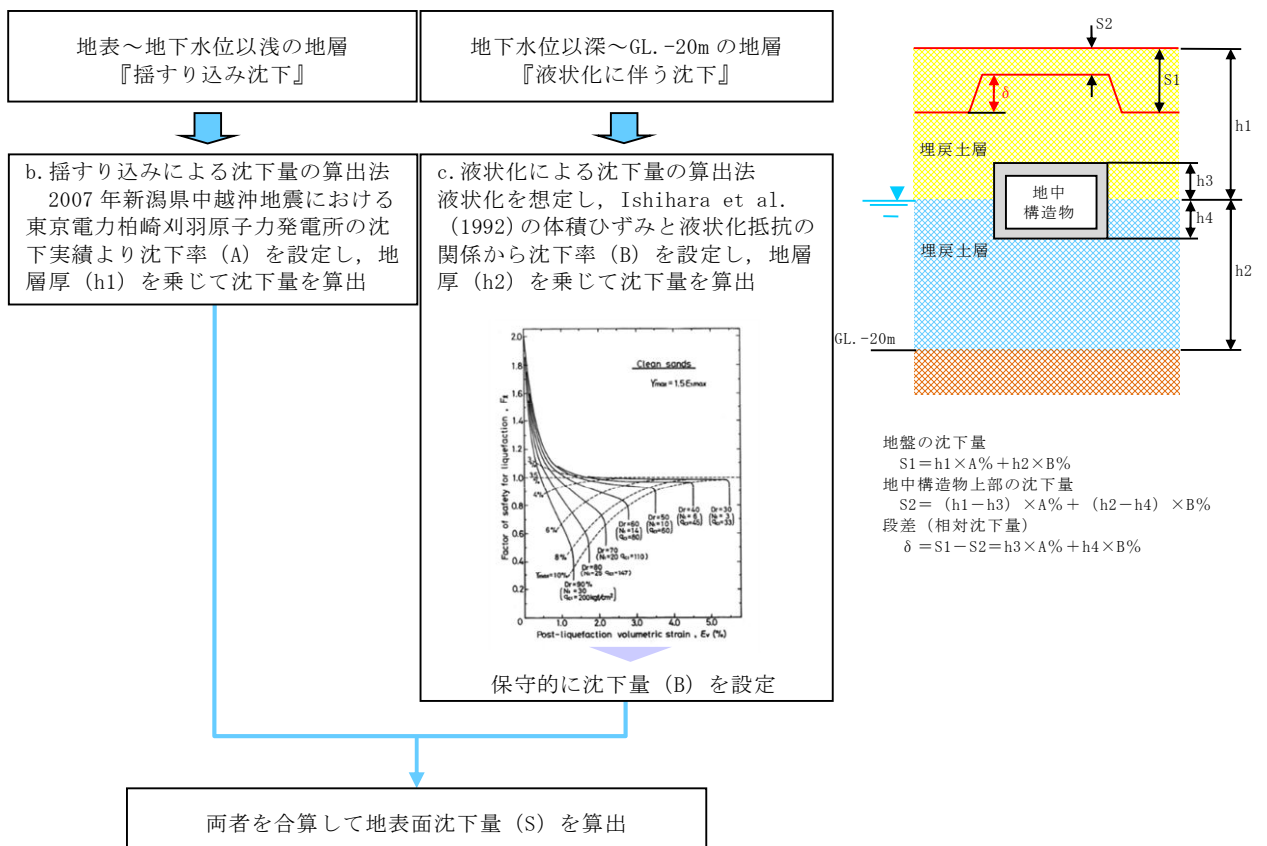
沈下の影響因子として、液状化及び揺すり込みによるものを想定する。

- ・揺すり込みによる沈下量は、2007年新潟県中越沖地震における東京電力柏崎刈羽原子力発電所の沈下実績より沈下率(A)を設定し、地層厚(h1)を乗じて沈下量を算出する。
- ・液状化による沈下量は、Ishihara et al. (1992) ^{※1}の体積ひずみと液状化抵抗の関係から沈下率(B)を設定し、地層厚(h2)を乗じて沈下量を算出する。
- ・液状化及び揺すり込みによる沈下により、保管場所に発生する地表面の段差量の評価基準値については、緊急車両が徐行により走行可能な段差量(15cm^{※2})とする。

※1 Kenji Ishihara and Mitsutoshi Yoshimine (1992) :Evaluation Of Settlements In Sand Deposits Following Liquefaction During Earthquakes;Solis And Foundations Vol132, No. 1, 172-188

※2 地震時の段差被害に対する補修と交通解放の管理・運用方法について(佐藤ら, 2007)

- a. 液状化による沈下量及び揺すり込みによる沈下量の算出の考え方
- ・液状化については、地下水位以深～GL. -20m の地層をすべて液状化による沈下の対象層として沈下量を算出する。
 - ・揺すり込みについては、地表～地下水位以浅の地層をすべて揺すり込みによる沈下の対象層として沈下量を算出する。
 - ・液状化と揺すり込みによる沈下量の合計を総沈下量とする。



第 4.3.3-1 図 埋戻土層の沈下量算出フロー

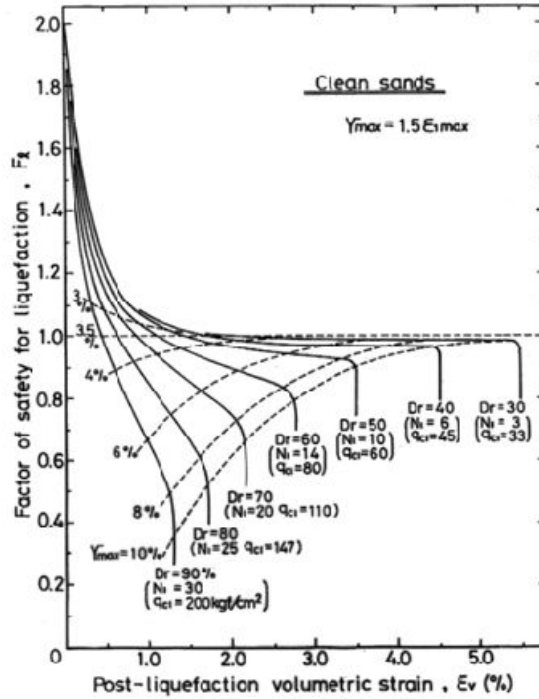
b. 揺すり込みによる沈下量の算出法

新潟県中越沖地震時における東京電力柏崎刈羽原子力発電所の沈下実績に基づき、1%を沈下率（A）として設定し、地層厚（h1）を乗じて沈下量を算出する。

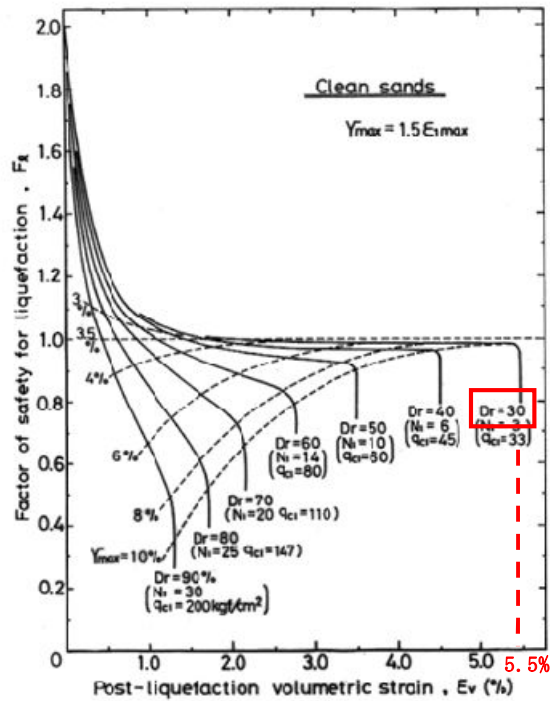
c. 液状化による沈下量の算出法

第 4.3.3-2 図に体積ひずみと液状化抵抗の関係（Ishihara et al., 1992）、第 4.3.3-3 図に想定する沈下率を示す。

- ・液状化後の排水に伴う沈下については、Ishihara et al. (1992) に示されている液状化の対象となる細粒分含有率が 35%以下（Clean sands）の体積ひずみと液状化抵抗の関係を用いて設定する。
- ・相対密度（Dr）は沈下率が最も保守的に（大きく）なるように 30%とする。
- ・沈下率（B）は体積ひずみと液状化抵抗の関係と相対密度より 5.5%と設定し、地層厚（h2）を乗じて沈下量を算出する。



第 4.3.3-2 図 体積ひずみと液状化抵抗の関係 (Ishihara et al., 1992)



液状化に伴う沈下：沈下率 5.5%

第 4.3.3-3 図 想定する沈下率

d. 液状化に伴う浮き上がりの評価方法

液状化に伴う地中埋設構造物の浮き上がりについては、トンネル標準示方書（土木学会，2006）に基づき評価する。標準基準値としては、安全率 1.0 とする。

- ・液状化については、地下水位以深の地層厚がすべて液状化するものとして想定した。
- ・浮き上がりの評価対象は、可搬型設備用軽油タンク及び緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクのうち、以下の条件に該当する箇所とする。
条件① 構造物下端よりも地下水位が高い箇所

e. 地下水位の設定

沈下量の算出における地下水位については、過去のボーリング等による地下水位観測記録などを基に設定する。

(2) 評価

評価を第 4.3.3-1 表に示す。

a. 不等沈下の評価

液状化及び揺すり込みによる不等沈下については、西側及び南側保管場所下部に埋設される可搬型設備用軽油タンク及び隣接する緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、車両通行の許容段差量 15cm を超えない設計とする。

また、各保管場所は地表面に地盤改良を施す場合は、地盤改良部と未改良部の境界における発生段差量の評価を行い、車両通行の許容段差量 15cm を超えない対策を行う。評価結果は追而とする。

b. 傾斜の評価

保管場所の設置に伴う造成計画・設計において、各保管場所の液状化及び揺すり込みによる傾斜について評価を行い、車両通行に影響がない設計とする。評価結果は追而とする。

c. 浮き上がりの評価

液状化に伴う浮き上がりについては、可搬型設備用軽油タンク及び緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクは、構造物下端が地下水位よりも高い箇所に設置される設計のため、車両通行に影響がない。

第 4.3.3-1 表 液状化及び揺すり込みによる不等沈下、液状化に伴う浮き上がりに対する影響評価

被害要因	評価	
	西側保管場所	南側保管場所
(5) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下、液状化に伴う浮き上がり	<ul style="list-style-type: none">・液状化及び揺すり込みによる不等沈下、保管場所の傾斜に対し、車両通行に影響がない設計とする。(評価結果は追而)・浮き上がりの影響はない。	同左

4.3.4 地盤支持力に対する影響評価

【(6)地盤支持力の不足】

(1) 接地圧の評価方法

可搬型設備のうち第 4.3.4-1 図に示す車両の重量が最も大きい予備電動機交換用クレーンを代表として常時・地震時接地圧を以下により算定する。

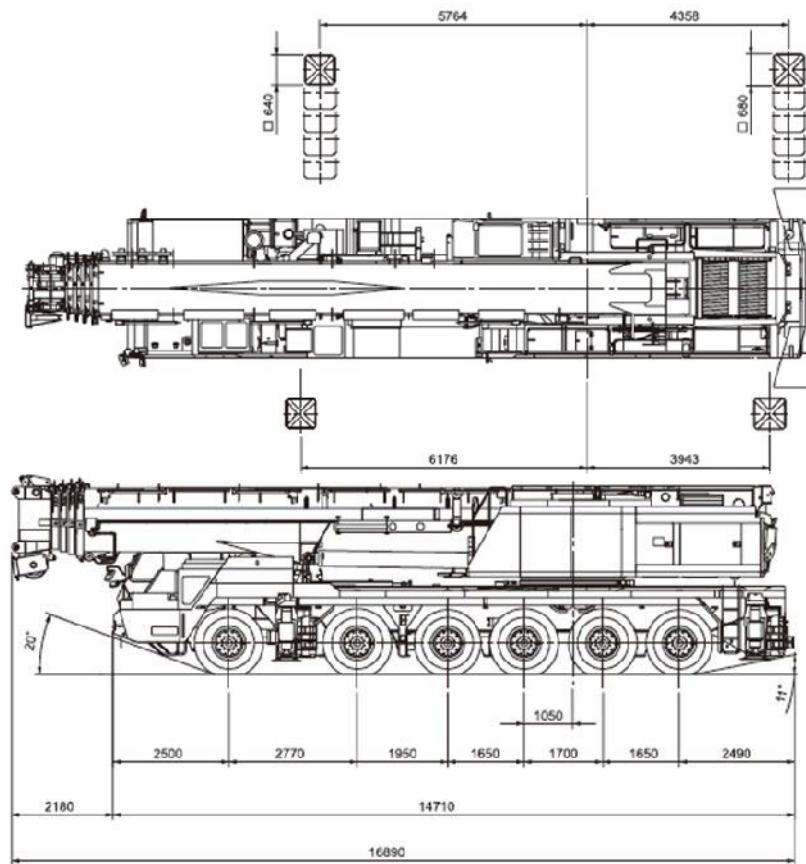
- ・ 常時接地圧：クレーンの後軸重量をアウトリガーの鉄板の面積で除して算出
- ・ 地震時接地圧：常時接地圧×鉛直震度係数^{※1}

また、各保管場所の基礎に杭を設置する場合は、基準地震動 S_s による地震応答解析を実施して杭に発生する軸力を算出する。

※1：基準地震動 S_s による保管場所の地表面での鉛直最大応答加速度から鉛直震度係数を算出（第 4.3.4-1 表参照）

第 4.3.4-1 表 保管場所における地表面での鉛直最大応答加速度及び鉛直震度計数

保管場所	地表面での鉛直最大応答加速度	鉛直震度係数
西側保管場所	追而	追而
南側保管場所	追而	追而



第 4.3.4-1 図 予備電動機交換用クレーンの平面及び側面図

(2) 評価基準値の設定方法

道路橋示方書^{※2}を参考に、保管場所下部の地質構成を確認後、これに適した評価基準値を設定する。

※2: 道路橋示方書・同解説 IV 下部構造編 (社団法人日本道路協会, 2012)

(3) 評価

評価を第 4.3.4-2 表に示す。

地震時接地圧が地盤支持力を下回る設計とする。評価結果は追而とする。

第 4.3.4-2 表 地盤支持力に対する影響評価

被害要因	評価	
	西側保管場所	南側保管場所
(6) 地盤支持力の不足	・地震時接地圧が地盤の支持力を下回る設計とする。(評価結果は追而)	同左

4.3.5 地中埋設構造物の損壊に対する影響評価

【(7) 地中埋設構造物の損壊】

評価を第 4.3.5-1 表に示す。

西側保管場所には可搬型設備用軽油タンク及び緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクが隣接して埋設されるが、当該タンクは耐震 S クラス又は S_s 機能維持で設計を行うため、損壊による影響はない。

南側保管場所の下部には可搬型設備用軽油タンクが埋設されるが、当該タンクは耐震 S クラスで設計を行うため、損壊による影響はない。

第 4.3.5-1 表 地中埋設構造物の損壊に対する影響評価

被害要因	評価	
	西側保管場所	南側保管場所
(7) 地中埋設構造物の損壊	・保管場所下部及び隣接する地中埋設物は耐震性があるため、損壊による影響がないことを確認した。	・保管場所下部の地中埋設物は耐震性があるため、損壊による影響がないことを確認した。

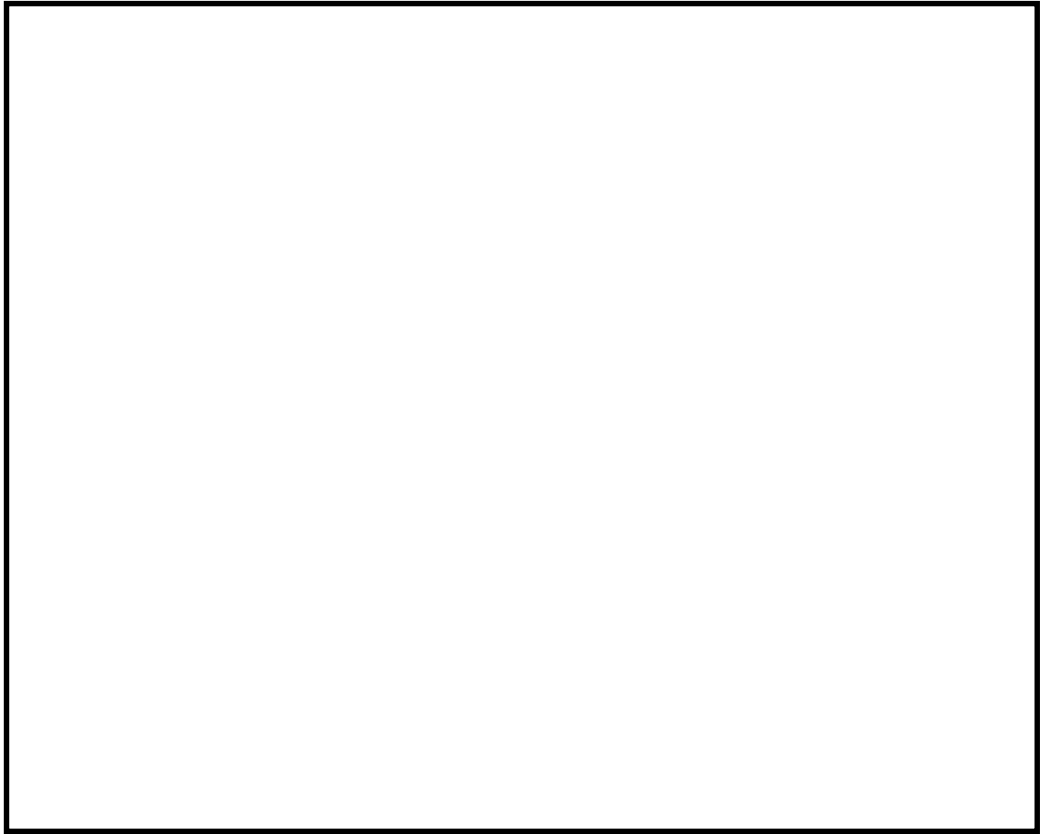
5. 屋外アクセスルートの評価

5.1 アクセスルートの概要

アクセスルートは幅が約 5m から 10m の道路であり, 第 5. 1-1 図に示すとおり緊急時対策所及び保管場所から重大事故等発生時の取水箇所（代替淡水貯槽, 北側淡水池, 高所淡水池）を経て, 各接続箇所まで複数ルートでアクセスが可能であり, 可搬型設備の運搬, 重大事故等対応要員の移動, 取水場所, ホース又はケーブル敷設ルート, 可搬型設備の接続口の状況把握, 対応が可能である。

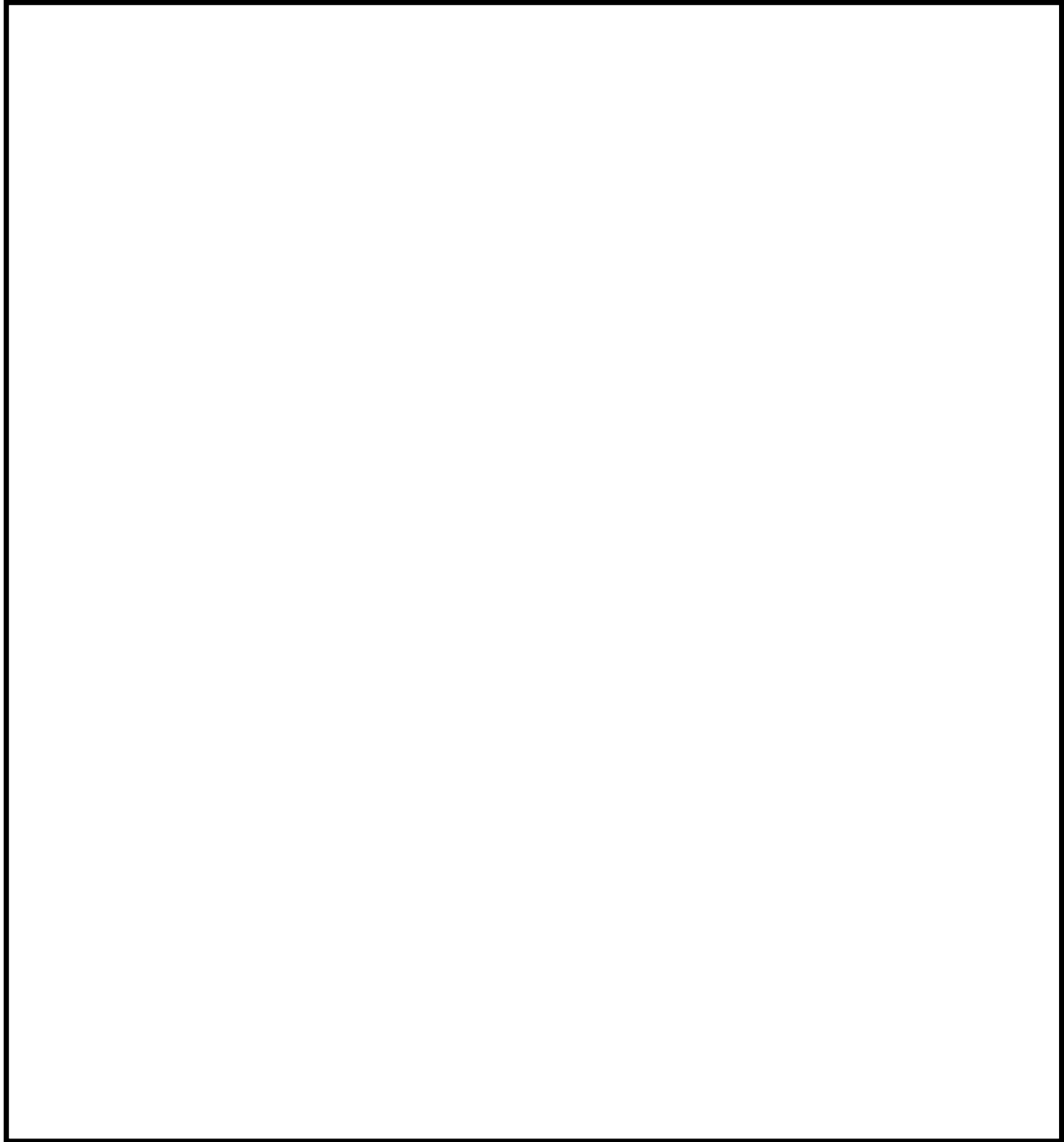
屋外アクセスルートの現場確認結果を別紙（14）に示す。

なお, 重大事故等発生直後に使用する可搬型設備（可搬型代替注水大型ポンプ, 大型ポンプ用送水ホース運搬車等）は, 先行してがれき撤去を行うホイールローダを追従して取水箇所や接続箇所に向かうため, すれ違いは生じない。仮にすれ違いが生じた場合でも, 敷地内の複数個所に可搬型設備の待機・旋回が可能なスペースがあることから, 影響はない。



第 5.1-1 図 保管場所～水源及び接続口までのアクセスルート概要

また，第 5.1-2 図に示すとおり，予備機置場から可搬型設備の運搬等に使用するルートとして，自主整備ルートを設定する。



第 5.1-2 図 保管場所からのアクセスルート概要（自主整備ルート含む）

5.2 地震及び津波時におけるアクセスルート復旧時間評価

(1) 地震時

地震時におけるアクセスルートについては、地震時に想定される被害事象を考慮し、緊急時対策所～保管場所～目的地までの復旧できるルートを選定し、復旧に要する時間の評価を行う。

(2) 津波時

敷地遡上津波時におけるアクセスルートについては、敷地西側の高所に高所淡水池、11m 盤接続口を設置し、敷地遡上津波の影響を受けないルートを設定するため、復旧に要する時間の評価は不要である。

5.3 地震による被害想定の方針，対応方針

地震によるアクセスルートへの影響について、2011年東北地方太平洋沖地震の被害状況（別紙（8）参照）を踏まえ、第5.3-1表に示すとおり網羅的に

(1) から (7) の被害要因を抽出し、評価を行う。

第 5.3-1 表 アクセスルートにおいて地震により懸念される被害事象

被害要因	懸念される被害事象	被害想定の方針	対応方針
(1) 周辺構造物の倒壊 (建屋, 送電鉄塔等)	損壊物による アクセスルートの閉塞	Sクラス (S _s 機能維持含む)以外の構造物は建屋の倒壊を想定し, アクセスルートへの影響を評価する。	<ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートに影響がある場合は, ホイールローダにより撤去する。 ・影響があるアクセスルートは通行せず, 別ルートを選択する。 ・万一復旧が必要な場合にはホイールローダにより撤去する。
(2) 周辺タンク等の損壊	火災, 溢水等による通行不能	Sクラス (S _s 機能維持含む)以外の可燃物, 薬品及び水を内包するタンク等が損壊した場合を仮定してアクセスルートへの影響を評価する。	<ul style="list-style-type: none"> ・影響があるアクセスルートは通行せず, 別ルートを選択する。 ・アクセスルートに影響がある場合は, 必要な対策 (自衛消防隊による消火活動, ホイールローダによる撤去等) を実施する。
(3) 周辺斜面の崩壊	アクセスルートへの土砂流入, 道路損壊による通行不能	斜面が急傾斜地崩壊危険箇所該当する場合は, 斜面崩壊の影響を考慮することとし, アクセスルートへの影響を評価する。	<ul style="list-style-type: none"> ・影響があるアクセスルートは通行せず, 別ルートを選択する。 ・アクセスルート上に影響がある崩壊土砂については, ホイールローダにより復旧を実施する。
(4) 道路面のすべり			
(5) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下	アクセスルートの不等沈下による通行不能	地震時に発生する段差の影響を評価する。	<ul style="list-style-type: none"> ・影響があるアクセスルートは通行せず, 別ルートを選択する。 ・事前対策 (土のうの準備等) の実施。また, ホイールローダによる復旧作業を行う。
(6) 地盤支持力の不足	—	—	—
(7) 地中埋設構造物の損壊	陥没による通行不能	陥没の可能性があるものを抽出する。	<ul style="list-style-type: none"> ・影響があるアクセスルートは通行せず, 別ルートを選択する。 ・事前対策 (土のうの準備等) の実施。また, ホイールローダによる復旧作業を行う。

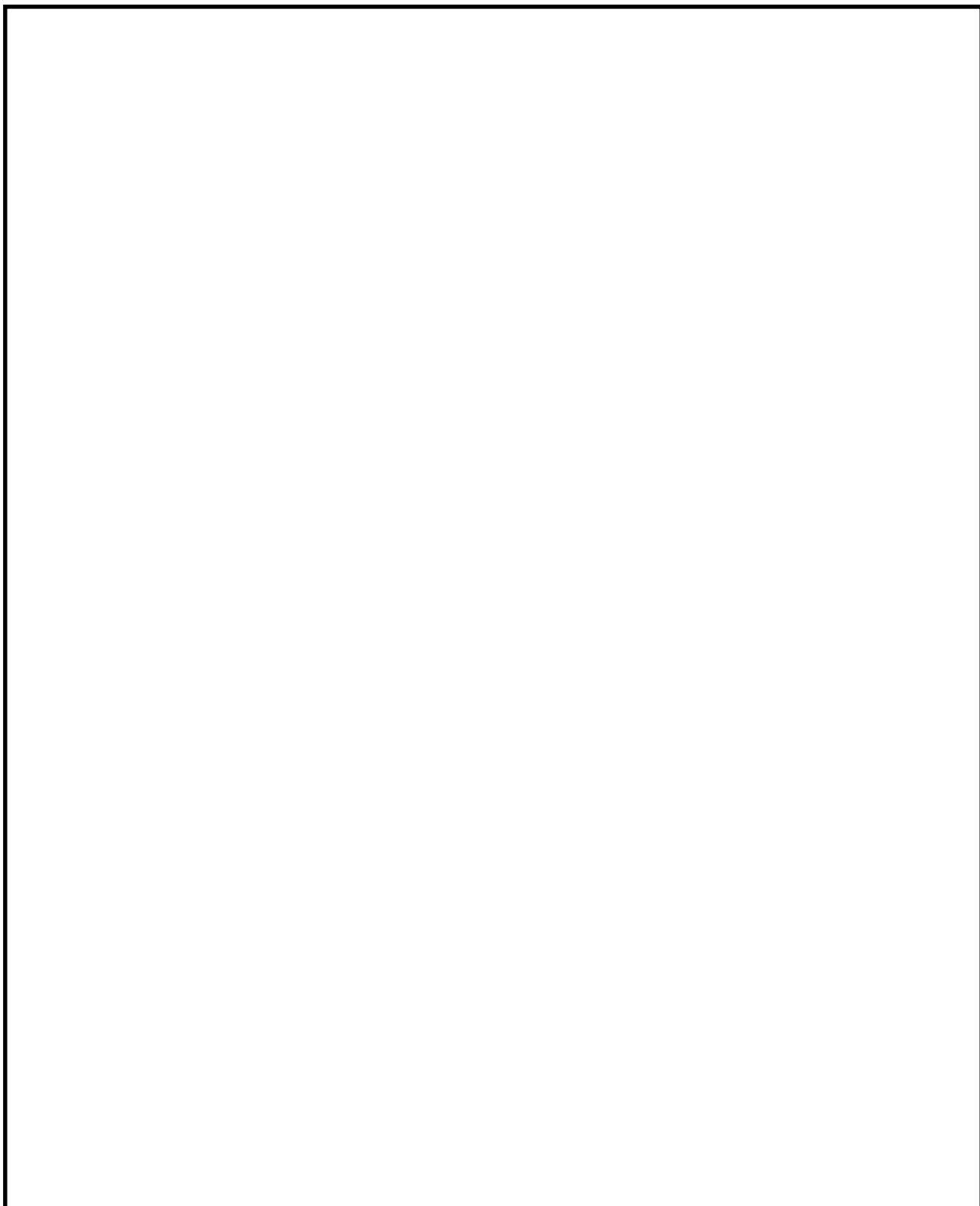
5.4 地震時の被害想定

5.4.1 周辺構造物等の倒壊・損壊による影響評価

【(1) 周辺構造物の倒壊（建屋，送電鉄塔等）】

アクセスルート近傍にある周辺構造物について評価を実施した結果，第5.4.1-1 図及び第5.4.1-1 表に示すとおり，建屋の損壊によるがれきの影響は受ける（別紙（15）参照）ものの，ホイールローダによるがれき撤去によりアクセスルートを確保することが可能であることを確認した。

- ・建屋損壊に伴うがれきの発生により，必要な幅員を確保できないアクセスルートも想定されるが，ホイールローダにてがれき等を撤去することによりアクセスルートの確保が可能である。
- ・西側保管場所の近傍には送電鉄塔が設置されているが，鉄塔基礎の安定性に影響を及ぼす要因について評価を行い，影響がないことを確認している。（別紙（12）参照）なお，同保管場所近傍の上空には送電線が架線されているが，送電線の垂れ下がりにより通行支障が発生した場合であっても，別ルートを選択することにより影響はない。



第 5.4.1-1 図 構造物配置図

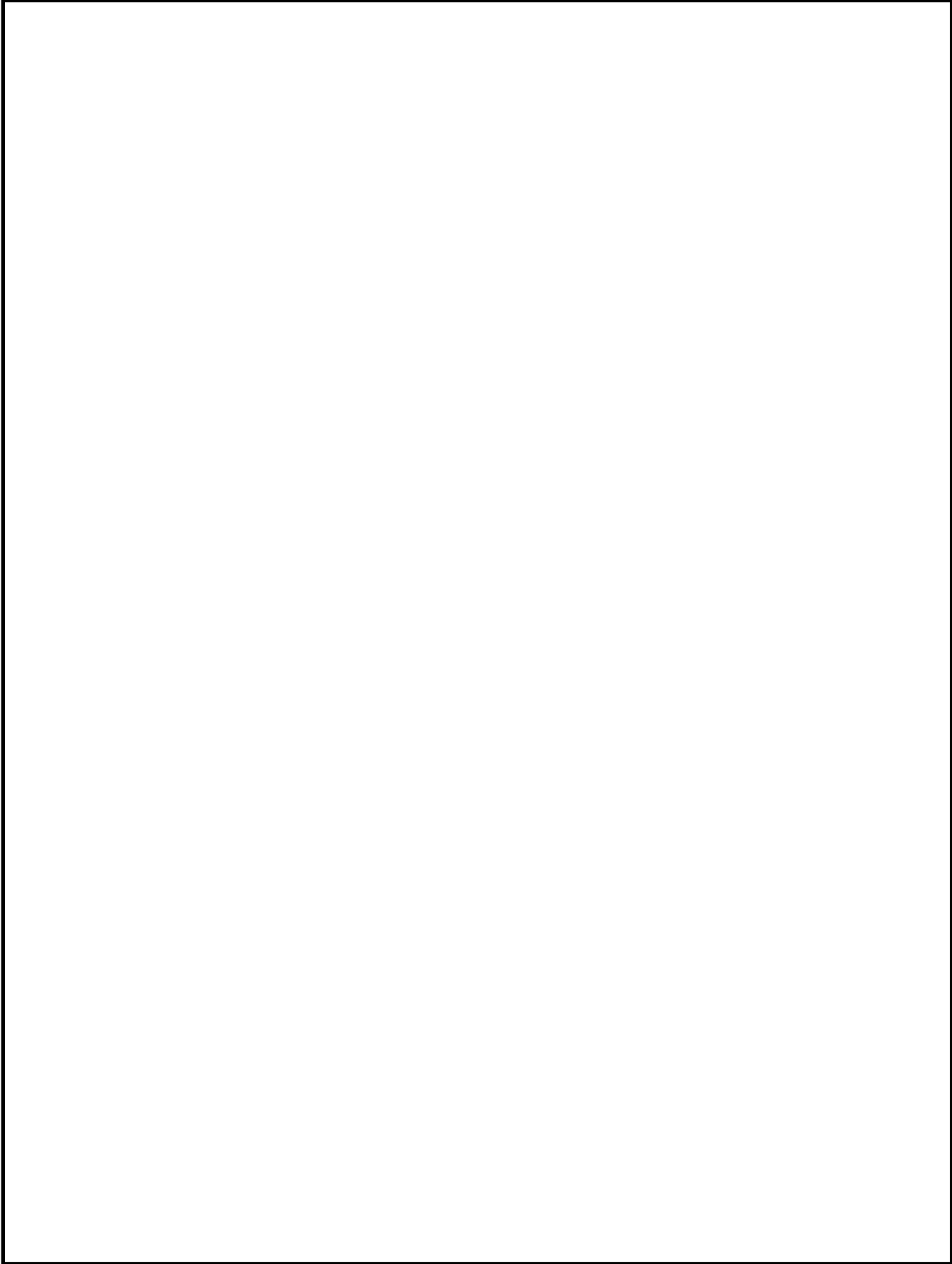
第 5.4.1-1 表 損壊時にアクセスルートの閉塞が懸念される構造物の
被害想定及び対応内容

名称	被害想定	対応内容
屋内開閉所 サンプルタンク室 (R/W) ヘパフィルター室 モルタル混練建屋 ドラムヤード A 棟 補修装置等保管倉庫 プロパンガスボンベ庫 機材倉庫 固体廃棄物作業建屋 緊急時対策室建屋 事務本館 タービンホール (東 I) サービス建屋 (東 I) サイトバンカー建屋 (東 I) 増強廃棄物処理建屋 換気空調ダクト	<ul style="list-style-type: none"> 地震により構造物が倒壊し、発生したがれきによりアクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> 構造物の損壊により発生したがれきがアクセスルートに干渉した場合は、ホイールローダにてがれき撤去を実施、がれき上の通行及びホースを敷設することで、アクセス性が確保可能である。
サービス建屋～チェックポイント歩道上屋 154kV 引留鉄構	<ul style="list-style-type: none"> 地震により構造物が倒壊し、発生したがれきによりアクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> 事前対策を実施するため、アクセス性が確保可能である。
275kV 送電鉄塔 (No. 1) 154kV 送電鉄塔 (No. 6) 154kV 送電鉄塔 (No. 7) 154kV 送電鉄塔 (No. 8)	<ul style="list-style-type: none"> 地震により送電線が断線し、アクセスルート上に垂れ下がりがり、アクセスルートを閉塞する。 	<ul style="list-style-type: none"> 送電鉄塔基礎の安定性評価結果から、影響を及ぼすことがないことを確認している。 万一、アクセスルートに送電線が垂れ下がった場合は、影響を受けていないルートを通行する。また、復旧が必要な場合には油圧式ケーブルカッターにて切断する等により通行可能とする。

【(2) 周辺タンク等の損壊】

(1) 可燃物施設及び薬品タンクの配置

アクセスルートに影響を及ぼす可能性のある可燃物施設及び薬品タンクの構内配置を第 5.4.1-2 図に示す。



第 4.4.1-2 図 周辺タンク等の損壊によるアクセスルートへの影響
1.0.2-70

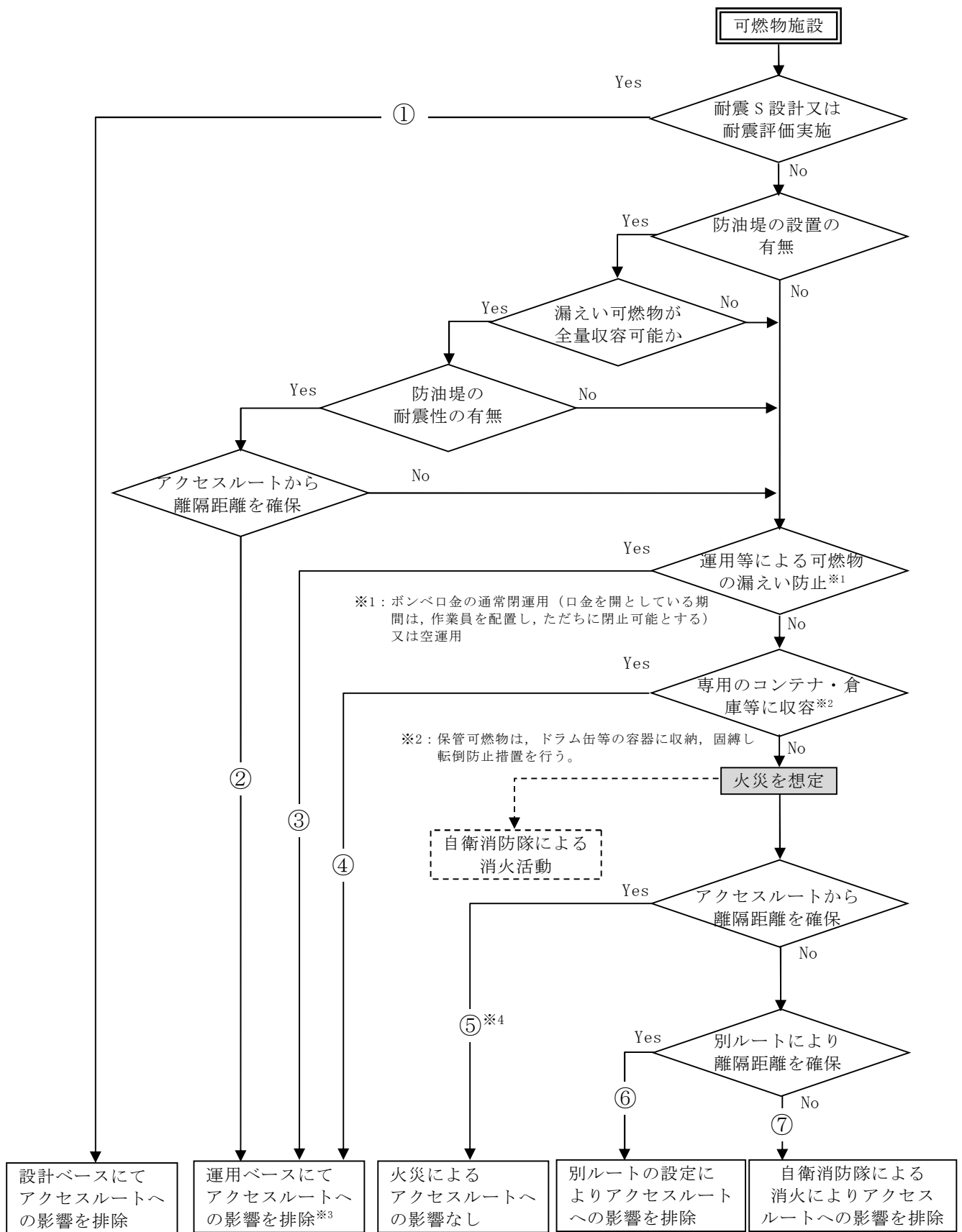
(2) 可燃物施設の損壊

a. 可燃物施設の損壊

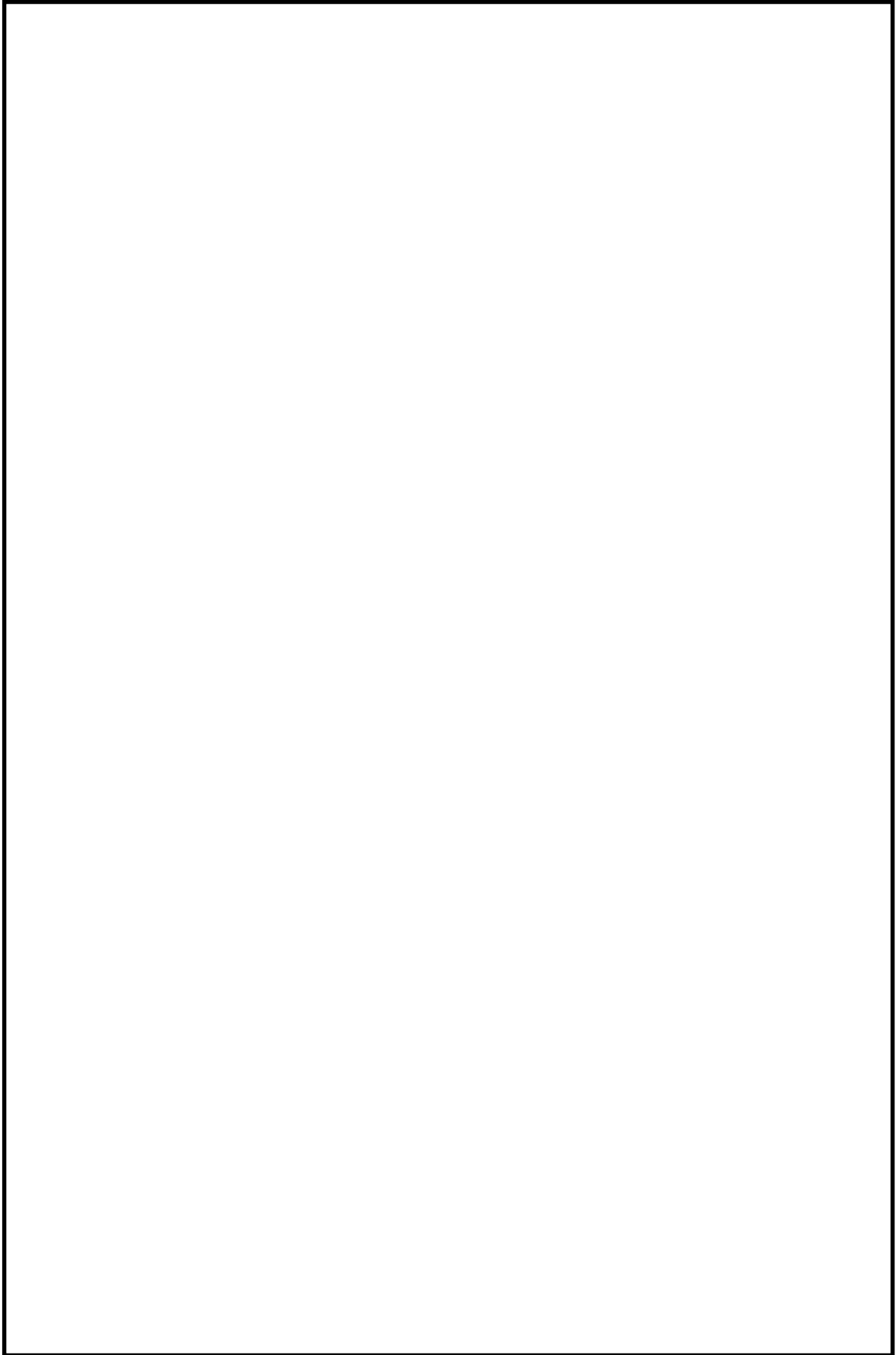
可燃物施設で漏えいが発生した場合の被害想定判定フローを第 5.4.1-3 図に示す。また、火災想定施設の配置を第 5.4.1-4 図に、火災想定施設の火災発生時における放射熱強度を第 5.4.1-5 図に示す。

可燃物施設について評価を実施した結果、第 5.4.1-2 表に示すとおりアクセスルートに影響がないことを確認した。また、可燃物施設の固縛状況を第 5.4.1-6 図に示す。

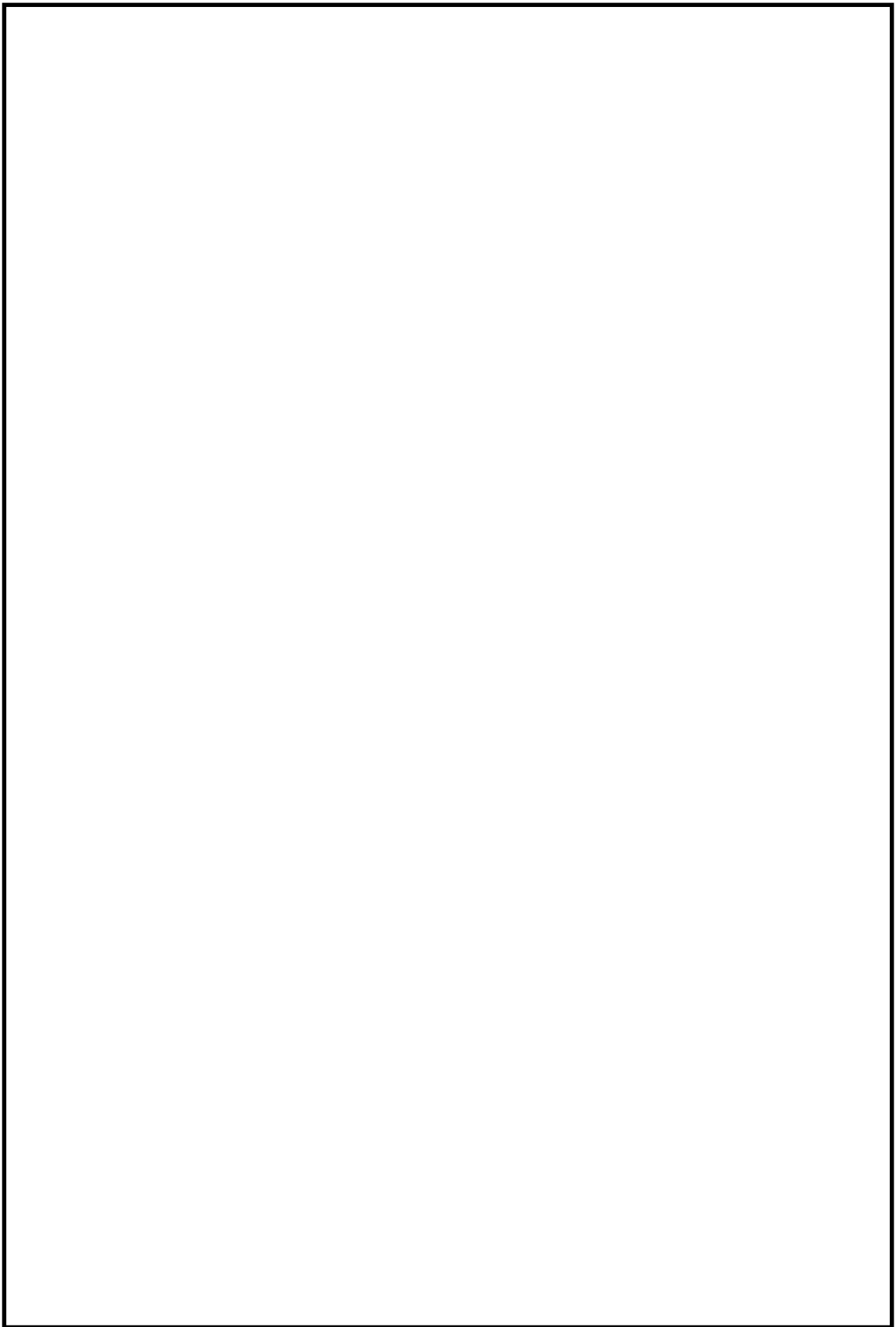
- ・アクセスルートは複数確保していることから、火災が発生した場合においても、別ルートの通行が可能である。自衛消防隊による消火活動を行う場合は、火災発生箇所近傍の使用可能な消火栓（原水タンク）又は防火水槽を用いる。
- ・主要な変圧器は、変圧器火災対策、事故拡大防止対策が図られていること、また、防油堤内に漏えいした絶縁油は防油堤地下の廃油槽に流下することから火災発生の可能性は極めて低い。（別紙(16)参照）
- ・万一、同時に可燃物施設において複数の火災が発生した場合には、自衛消防隊による早期の消火活動が可能であり、アクセスルートに対して影響の大きな箇所から消火活動を行う。（別紙(17)参照）



第 5.4.1-3 図 可燃物施設漏えい時被害想定 判定フロー



第 5. 4. 1-4 図 火災想定施設配置
1. 0. 2-73



第 5. 4. 1-5 図 火災時の放射熱強度
1. 0. 2-74

第 5.4.1-2 表 可燃物施設漏えい時被害想定 (1/5)

名称	内容物	容量	被害想定	対応内容*	
T/H 消火用 ディーゼル ポンプ用タンク	軽油	493L	基準地震動 S _s により タンク又は 附属配管が 破損し、漏 えいした可 燃物による 火災発生のお それがある。	<ul style="list-style-type: none"> ・当該タンクはコンクリート造りの建屋に設置された小規模タンクであり、火災時もアクセスルートへの影響は小さいと考える。 ・万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 ・万一、同時に複数の火災が発生した場合でも自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。 	④
ディーゼル発電 機用燃料タンク	軽油	970L		<ul style="list-style-type: none"> ・火災が発生した場合でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 ・万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 ・万一、同時に複数の火災が発生した場合でも自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。 	⑤
軽油貯蔵タンク	軽油	400kL×2	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・当該タンクは移設予定であり、移設に伴い、耐震 S クラス設計とすることから、火災は発生しない。 ・万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 	①
少量危険物 貯蔵所 No. 1	絶縁油	1kL	基準地震動 S _s によりタ ンク又は附 属配管が破 損し、漏えい した可燃物 による火災 発生のおそ れがある。	<ul style="list-style-type: none"> ・アクセスルートへ影響のない箇所へ移設予定であることから、アクセスルートへの影響はない。 ・万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 ・万一、同時に複数の火災が発生した場合でも自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。 	⑤
少量危険物 貯蔵所 No. 2	絶縁油	1kL			
少量危険物 貯蔵所 No. 3	絶縁油	1kL			

※第 5.4.1-3 図の①～⑦の判定番号を記載

第 5.4.1-2 表 可燃物施設漏えい時被害想定 (2/5)

名称	内容物	容量	被害想定	対応内容*
主変圧器	絶縁油	136kL	基準地震動 S_s によりタンク又は附属配管が破損し、漏えいした可燃物による火災発生のおそれがある。	<ul style="list-style-type: none"> 変圧器と二次側接続母線部ダクトの基礎で沈下量の差が極めて発生しにくい構造となっている。また、防油堤内に漏えいした絶縁油は防油堤地下の廃油槽に流下するため、アクセスルートに影響のある変圧器火災の可能性は極めて小さい。 万一、火災が発生した場合は別ルートを選択する。また、自衛消防隊による消火活動が可能である。 万一、同時に複数の火災が発生した場合でも自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
予備変圧器	絶縁油	35.9kL		<ul style="list-style-type: none"> アクセスルートへ影響のない箇所へ移設予定であることから、アクセスルートへの影響はない。 万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 万一、同時に複数の火災が発生した場合でも自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。
所内変圧器	絶縁油	21kL×2		<ul style="list-style-type: none"> 変圧器と二次側接続母線部ダクトの基礎で沈下量の差が極めて発生しにくい構造となっている。また、防油堤内に漏えいした絶縁油は防油堤地下の廃油槽に流下するため、アクセスルートに影響のある変圧器火災の可能性は極めて小さい。
起動変圧器	絶縁油	45.95kL 46.75kL		<ul style="list-style-type: none"> 万一、火災が発生した場合においても離隔距離がありアクセスルートへの影響はない。また、自衛消防隊による消火活動が可能である。 万一、同時に複数の火災が発生した場合でも自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。

※第 5.4.1-3 図の①～⑦の判定番号を記載

第 5.4.1-2 表 可燃物施設漏えい時被害想定 (3/5)

名称	内容物	容量	被害想定	対応内容*	
66kV 非常用 変電所	絶縁油	6.6kL	基準地震動 S _s によりタンク又は附属配管が破損し、漏えいした可燃物による火災発生のおそれがある。	<ul style="list-style-type: none"> 火災が発生した場合でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 万一、同時に複数の火災が発生した場合でも自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。 	⑤
1号エステート 変圧器	絶縁油	1.1kL		<ul style="list-style-type: none"> 火災が発生した場合でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 万一、同時に複数の火災が発生した場合でも自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。 	⑤
2号エステート 変圧器	絶縁油	1.1kL		<ul style="list-style-type: none"> 火災が発生した場合でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 万一、同時に複数の火災が発生した場合でも自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。 	⑤
絶縁油 保管タンク 緊急用エンジン 発電機燃料 タンク	—	—	なし	<ul style="list-style-type: none"> 当該タンクは空運用であることから、火災は発生しない。 	③
重油貯蔵タンク	重油	500kL	基準地震動 S _s によりタンク又は附属配管が破損し、漏えいした可燃物による火災発生のおそれがある。	<ul style="list-style-type: none"> 当該タンクは移設予定であり、移設に伴い、地下埋設式とすることから、火災は発生しない。 	⑤
緊急時対策室 建屋地下タンク	重油	20kL		<ul style="list-style-type: none"> 地下埋設式のタンクであり火災は発生しない 	⑤

※第 5.4.1-3 図の①～⑦の判定番号を記載

第 5.4.1-2 表 可燃物施設漏えい時被害想定 (4/5)

名称	内容物	容量	被害想定	対応内容*	
緊急時対策室 建屋 (燃料小出槽)	重油	490L	基準地震動 S _s によりタンク又は附属配管が破損し、漏えいした可燃物による火災発生のおそれがある。	<ul style="list-style-type: none"> 火災が発生した場合でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 万一、同時に複数の火災が発生した場合でも自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。 	⑤
オイル サービスタンク	重油	390L			
構内服洗濯用 タンク	重油	1.82kL			
熔融炉灯油 タンク	灯油	10kL		<ul style="list-style-type: none"> 火災が発生した場合は迂回する。また、自衛消防隊による消火活動が可能である。 万一、同時に複数の火災が発生した場合でも自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。 	⑥
雑固体減容処理 設備用バーナ	灯油	925L		<ul style="list-style-type: none"> 当該設備はコンクリート造りの建屋に設置されたタンクであり、火災時もアクセスルートへの影響は小さいと考える。 万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 	⑤
廃棄物処理建屋 廃油タンク	廃油	1.9kL		<ul style="list-style-type: none"> 当該設備はコンクリート造りの建屋に設置されたタンクであり、火災時もアクセスルートへの影響は小さいと考える。 万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 	⑤
タービン建屋	第 2 石油類	360L			
	第 3 石油類	1.9kL			
	第 4 石油類	19.4kL			
油倉庫	第 1 石油類	900L	なし	<ul style="list-style-type: none"> 倉庫そのものが危険物を保管するための専用の保管庫(壁、柱、床等を不燃材料で設置等)となっているため、火災の発生のリスクは低い。 万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 	④
	第 2 石油類	2.2kL			
	第 3 石油類	18.2kL			
	第 4 石油類	21kL			
	アルコール類	200L			
No.1 保修用 油倉庫	第 1 石油類	100L			
	第 2 石油類	4kL			
	第 4 石油類	90kL			

※第 5.4.1-3 図の①～⑦の判定番号を記載

第 5.4.1-2 表 可燃物施設漏えい時被害想定 (5/5)

名称	内容物	容量	被害想定	対応内容*	
No.2 保修用油倉庫	第 4 石油類	100kL	なし	<ul style="list-style-type: none"> 倉庫そのものが危険物を保管するための専用の保管庫（壁、柱、床等を不燃材料で設置等）となっているため、火災の発生のリスクは低い。 万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 	④
工事協力会油倉庫	第 1 石油類	1kL			
	第 2 石油類	3.1kL			
	第 3 石油類	2.5kL			
	第 4 石油類	2.9kL			
保修用屋外油貯蔵所	潤滑油	80kL	基準地震動 S_s によりドラム缶が破損し、漏えいした可燃物による火災発生のおそれがある。	<ul style="list-style-type: none"> 火災が発生した場合でも、アクセスルートからの離隔距離が確保されており、アクセスルートへの影響はない。 万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 万一、同時に複数の火災が発生した場合でも自衛消防隊による早期の消火活動が可能である。 	⑤
協力会社ボンベ小屋	アセチレン	6m ³ ×50	なし	<ul style="list-style-type: none"> ボンベはチェーンにより固縛されており、転倒による損傷は考えにくく、また着火源とも成り難いため火災の発生リスクは低い。 万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 	④
	プロパン	5m ³ ×10			
	フロン	2m ³ ×10			
H2 ボンベ庫	水素	7m ³ ×20			
予備ボンベ庫	水素	7m ³ ×40			
所内ボイラープロパンボンベ庫	プロパン	50kg×4			
焼却炉用プロパンボンベ庫	プロパン	500kg×5			
サービス建屋ボンベ庫	アセチレン	1.5m ³ ×3			
廃棄物処理建屋化学分析用ボンベ庫	アセチレン	7kg×1			
食堂用プロパンボンベ庫	プロパン	50kg×18			
水素貯槽	水素	6.7kL	なし	<ul style="list-style-type: none"> 基礎に固定して設置しており、転倒による損傷は考えにくく、また着火源とも成り難いため火災の発生リスクは低い。 万一、火災が発生した場合でも、自衛消防隊による消火活動が可能である。 	④

※第 5.4.1-3 図の①～⑦の判定番号を記載

【可燃物施設の固縛状況等】



T/H 消火用ディーゼルポンプ室



T/H 消火用ディーゼルポンプ室
T/H 消火用ディーゼルポンプ用タンク設置状況



協力会社ボンベ小屋



協力会社ボンベ小屋
アセチレン・プロパンボンベ設置状況



プロパンボンベ庫



プロパンボンベ庫
プロパンボンベの固縛状況

第 5. 4. 1-6 図 可燃物施設の固縛状況

b. 可搬型設備の火災

保管場所に配備する可搬型設備の火災について評価を実施した結果、第 5. 4. 1-3 表に示すとおり、被害想定への対応を実施することから、アクセスルート及び可搬型設備に影響はない。

第 5.4.1-3 表 可搬型設備の被害想定

対象設備	内容物	被害想定	対応内容
<ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備 【西側保管場所】 【南側保管場所】 	軽油	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備の車両火災による他の車両への影響 可搬型設備のアクセスルートへの運搬不能 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備間の離隔距離を 2.5m 以上とることにより，周囲の車両に影響を及ぼさない。 西側及び南側保管場所には，火災を感知するための感知設備を設置するため，早期に検知が可能である。 火災が発生した場合には，自衛消防隊による消火活動が可能である。

c. 構内（防火帯内側）の植生火災

構内の植生火災について評価を実施した結果，第 5.4.1-4 表に示すとおり，被害想定への対応を実施することから，アクセスルート及び可搬型設備に影響がないことを確認した。また，第 5.4.1-7 図に感知設備の例を示す。

第 5.4.1-4 表 構内植生による被害想定

対象	被害想定	対応内容
構内の植生	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型設備保管場所近傍の植生火災による可搬型設備への影響 アクセスルート近傍の植生火災による可搬型設備の運搬不能 	<ul style="list-style-type: none"> 西側及び南側保管場所には，火災を感知するための感知設備を設置するため，早期に検知が可能である。また，自衛消防隊による消火活動が可能である。 植生火災が発生した場合には，防火エリアを設定することから，西側及び南側保管場所の可搬型設備，アクセスルートは影響を受けない（別紙（6）参照）



炎感知器



熱感知カメラ

第 5.4.1-7 図 感知設備（例示）

(3) 薬品タンクの損壊

薬品タンク漏えい時について評価した結果, 第 5. 4. 1-5 表に示すとおり, アクセスルートへ影響がないことを確認した。

- ・屋外に設置されている窒素ガス供給設備液体窒素貯蔵タンクは, 漏えいした場合であっても外気中に拡散することから, 漏えいによる影響が限定的と考えられる。
- ・薬品タンクは堰内又は建屋内に設置されているため, 漏えいによる影響は限定的と考えられる。

第 5.4.1-5 表 薬品タンク漏えい時被害想定 (1/2)

名称	内容物	容量	被害想定	対応内容
硫酸貯蔵タンク※1	硫酸	50kL	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (人体への影響) ・皮膚、粘膜に対して腐食性がある。 ・経口摂取すると口、のどが腐食され、胃の灼熱感、嘔吐等を引き起こす。	(※1) タンクが破損し漏えいしても全容量を収容できる堰をタンク周辺に設置している。 (※2) タンク周辺に堰を設置している。 (※3) タンクは建屋内に設置されている。 (※4) アクセスルートよりも低い位置に設置している。 ・万一、薬品の漏えいを確認した場合は、保護具を着用することから、人体への影響はない。
R/W 中和硫酸供給用硫酸タンク※1		600L		
希硫酸槽※1		444L		
硫酸貯槽※1		3kL		
カチオン塔用硫酸希釈槽※3		880L		
カチオン塔用硫酸計量槽※3		160L		
MB-P 塔用硫酸計量槽※3		155L		
MB-P 塔用硫酸希釈槽※3		155L		
硫酸希釈槽※2		1.19kL		
苛性ソーダ貯蔵タンク※2	苛性ソーダ	50kL	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (ガス発生) ・毒性の強いガスの発生は少ない。 (人体への影響) ・接触により皮膚表面の組織を侵す。	
溶融炉苛性ソーダタンク※1		3kL		
苛性ソーダ貯槽※2		10kL		
アニオン塔用苛性ソーダ計量槽※3		540L		
MB-P 塔用苛性ソーダ計量槽※3		155L		
硫酸第一鉄薬注タンク※4	硫酸第一鉄	7kL	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (人体への影響) ・目に入ると痛み、粘膜に炎症を生じる。	
溶融炉アンモニアタンク※1	アンモニア	1kL	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏えいする。 (人体への影響) ・皮膚、粘膜に対して刺激および腐食性がある。	

第 5.4.1-5 表 薬品タンク漏えい時被害想定 (2/2)

名称	内容物	容量	被害想定	対応内容
S/B 用次亜塩素 溶解タンク※ ³	次亜 塩素酸 ナト リウム	200L	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏 えいする。 (人体への影響) ・接触による皮膚の刺激等を生 ずることがある。	(※2) タンク周辺に堰 を設置している。 (※3) タンクは建屋内 に設置されている。 ・万一、薬品の漏えいを 確認した場合は、保護 具を着用することか ら、人体への影響はな い。
構内用次亜塩素 溶解タンク※ ³		200L		
PAC 貯槽※ ²	ポリ 塩化 アルミ ニウム	6kL	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏 えいする。 (人体への影響) ・接触により目、皮膚を刺激す る。	
アニオン塔※ ³	アニ オン 樹脂	5.4kL ×2	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏 えいする。 (人体への影響) ・接触により目を刺激する。	
カチオン塔※ ³	カチ オン 樹脂	3.49kL ×2	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、漏 えいする。 (人体への影響) ・経口摂取により胃部を刺激す る。	
窒素ガス供給設備 液体窒素貯蔵タンク	液化 窒素	55.6kL	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し、液 化窒素が漏えいする。 (人体への影響) ・閉鎖空間においては窒息、ま た、誤って触れることで凍傷 のおそれがある。	

(4) タンクからの溢水

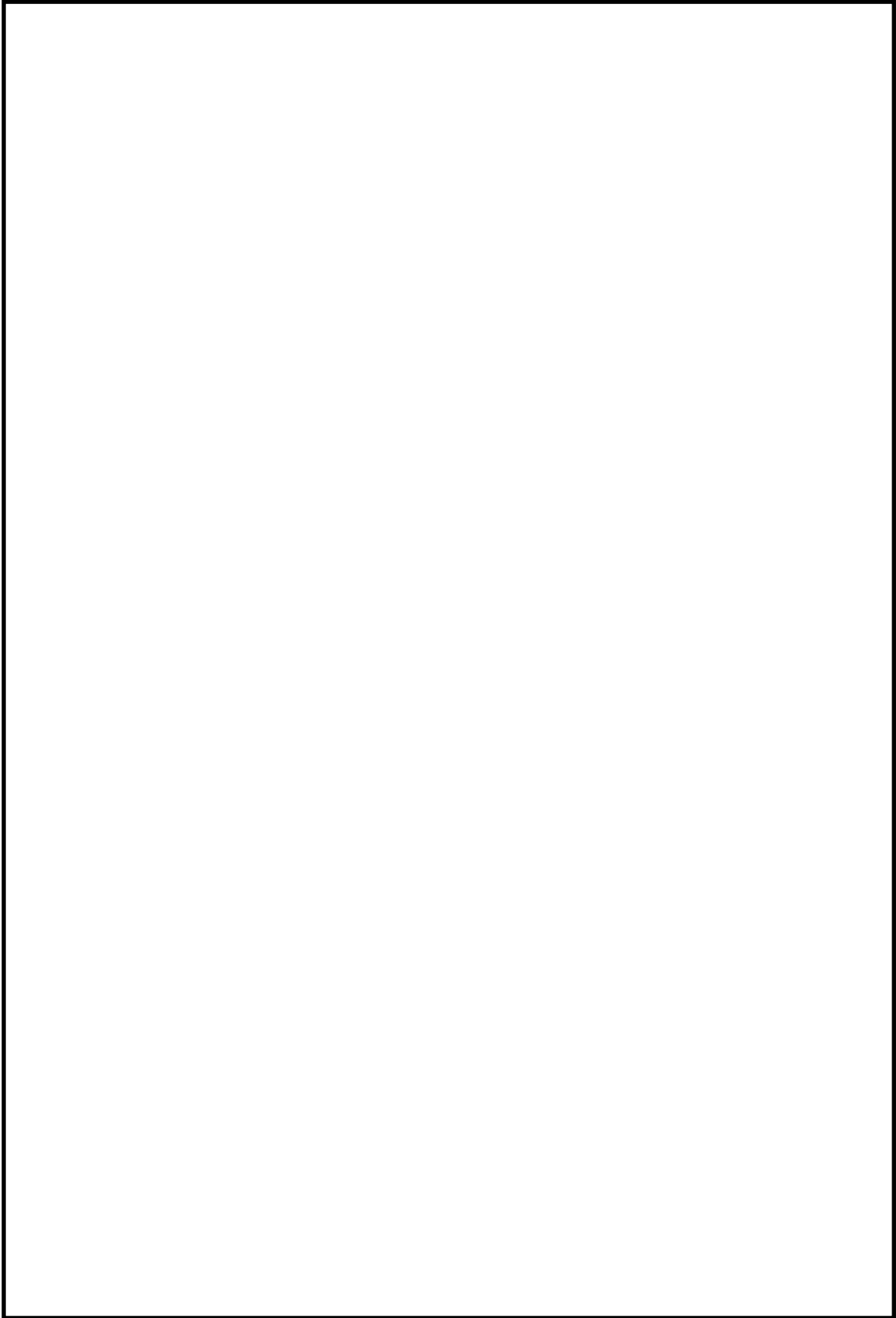
アクセスルート近傍にある溢水源となる可能性のあるタンクの配置を第 5.4.1-8 図に示す。溢水源となる可能性のあるタンクについて基準地震動 S_s によるタンク及び付属配管の破損による溢水を想定し、アクセスルートへの影響評価を実施した結果、第 5.5.1-6 表に示すとおりアクセスル

トに影響がないことを確認した。また、この際の破損設定は、タンクの破損形状を保守的な設定とし、溢水影響の大きい方向に指向性を持たせて流出させるものとして評価を実施した。

屋外タンクからの溢水を考慮した場合においても、周辺の道路上及び排水設備を自然流下し比較的短時間で拡散することからアクセスルートにおける徒歩*及び可搬型設備の走行及び運搬に影響はない(別紙(18),(19)参照)。

※建屋の浸水時における歩行可能な水深は、歩行困難水深及び水圧でドアが開かなくなる水深などから30cm以下と設定されており、屋外においても同様な値とする。

「地下空間における浸水対策ガイドライン」(平成28年1月現在 国土交通省HP) 参照



第 5.4.1-8 図 周辺タンクの溢水によるアクセスルートへの影響

第 5.4.1-6 表 溢水タンク漏えい時被害想定

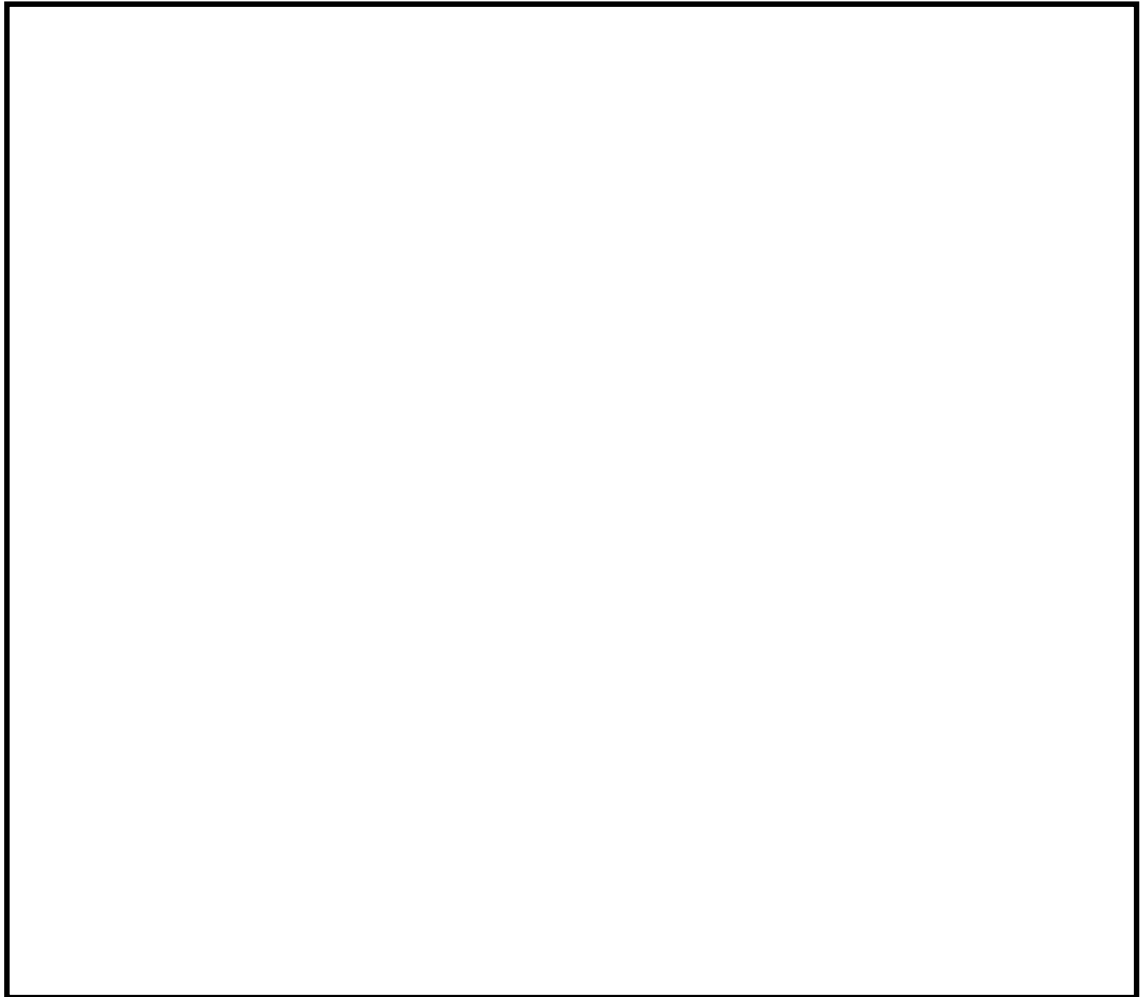
名称	容量	被害想定	対応内容
碍子洗浄タンク	100kL	・基準地震動 S_s によるタンク及び附属配管の破損による溢水	・地震によりタンク又は附属配管が破損した場合でも、周辺の空地が平坦かつ広大であり、比較的短時間で拡散することから、アクセス性に影響はないと考えられる。 ・溢水が発生した場合であっても、純水、ろ過水等であり、人体への影響はない。 ・西側接続口については、津波や竜巻等の影響を考慮し地下格納槽内に設置することからタンク破損による溢水での影響はない。
HHOG 冷水塔	1.5kL		
HHOG 補給水タンク	2.39kL		
取水口ろ過水ヘッドタンク	20kL		
ブローダウンタンク	1.67kL		
S/B 飲料水タンク	10kL		
チェックポイント高置水槽	4kL		
AD ビル飲料水タンク	22kL		
構内服ランドリー受水槽	4kL		
600 トン純水タンク	600kL		
工事協力会社事務所受水槽	30kL		
放管センター受水槽	22kL		
原子力館受水槽（濾過水）	12kL		
原子力館受水槽（飲料水）	12kL		
ろ過用水高築水槽	20kL		
活性炭ろ過器	40kL×2		
No. 1pH 調整槽	2.7kL		
No. 2pH 調整槽	1.32kL		
凝集沈殿槽	78kL		
パルセーター	200kL		
第 1 ろ過水タンク	150kL		
加圧水槽	1.1kL		
薬品混合槽	8.4kL		
加圧浮上分離槽	74.82kL		
第 2 ろ過水タンク	150kL		
濃縮槽	62kL		
多目的タンク	1,500kL		
モノバルブフィルター	92.2kL×2		
モノスコアフィルター	15.3kL		
原水タンク	1,000kL		
ろ過水貯蔵タンク	1,500kL		
純水貯蔵タンク	500kL		
脱炭酸水槽	2kL×2		
温水槽	14kL		
中間槽	15kL		

5.4.2 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりに対する影響評価

【(3) 周辺斜面の崩壊，(4) 道路面のすべり】

(1) アクセスルート沿い斜面の概要

アクセスルート沿いの斜面の位置を第 5.4.2-1 図に示す。



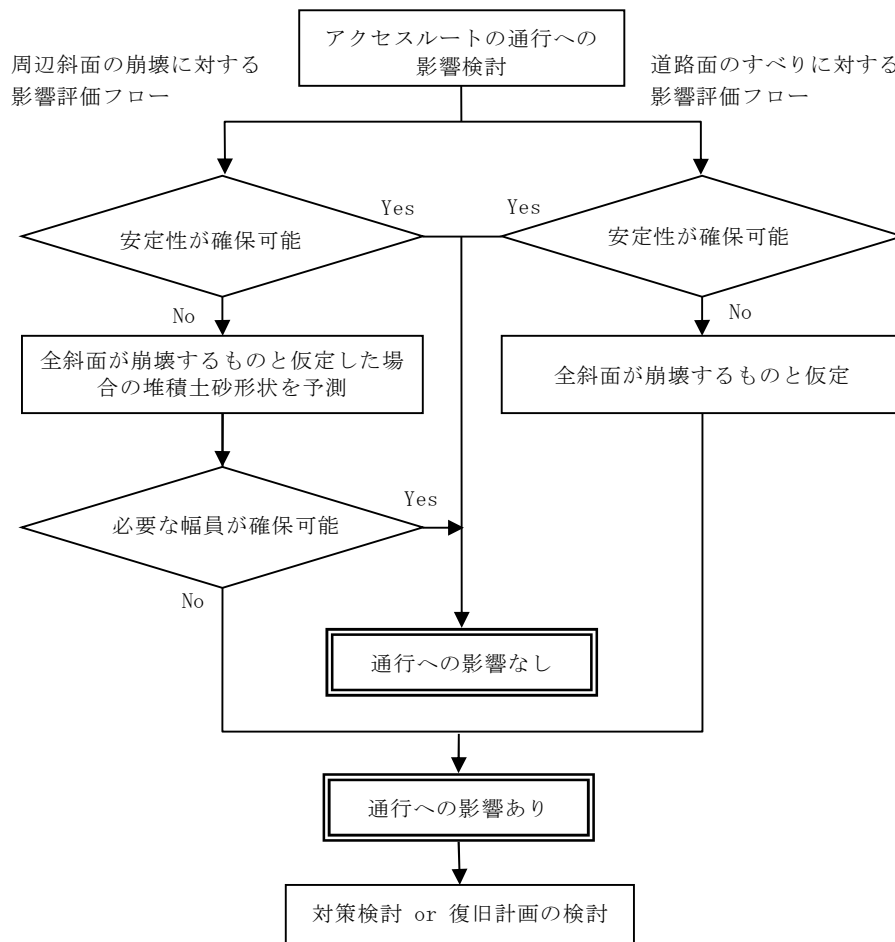
※②、③は今後，設計・造成するエリアのため，写真は掲載せず

第 5.4.2-1 図 アクセスルート沿いの主な斜面の位置

(2) 斜面崩壊する被害想定のおえ方

第 5.4.2-2 図に周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりに対する影響評価フローを示す。

アクセスルートの周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりについては、安定性が確保されていない全斜面が崩壊するものと仮定した場合の堆積土砂形状を予測し、必要な幅員が確保可能か確認する。なお、必要な幅員が確保できない場合は、斜面に対する対策検討又は別途復旧時間の評価を行う。



第 5.4.2-2 図 周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりに対する影響評価フロー

(3) 評価

アクセスルートの設置に伴う造成計画・設計において、周辺斜面の有無や敷地下斜面の安定性の確認を行う。評価結果は追而とする。

5.4.3 沈下等に対する影響評価

一部評価結果は追而

【(5) 液状化及び揺すり込みによる不等沈下、液状化に伴う浮き上がり】

別紙(8)のとおり、東北地方太平洋沖地震や中越沖地震時東海第二発電所や他の原子力発電所の道路には、不等沈下に伴う段差等が以下の箇所に発生していることから、同様の箇所に段差発生を想定し、不等沈下による通行不能が発生しないか確認し、通行に支障がある段差が発生した場合は、発生段差への対策検討又は別途復旧時間の評価を行う。

- ・ 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部（埋設物等境界部）
- ・ 地山と埋戻部等との境界部

なお、アクセスルート上の地中埋設構造物については、図面確認やプラントワークダウンにより確認した。

また、アクセスルート下の地中構造物の液状化に伴う浮き上がりについて評価を行い、浮き上がりが想定される場合には、対策を行い、浮き上がりを防止する。

さらに、海岸付近のアクセスルートについては、液状化による側方流動を考慮した沈下の検討を行う。

第5.4.3-1図に示す新規で整備するアクセスルート下部に地中埋設構造物が埋設されている箇所は、沈下量等に関わらず、第5.4.3-2図のような路盤補強を行うことから、影響評価対象から除外する。

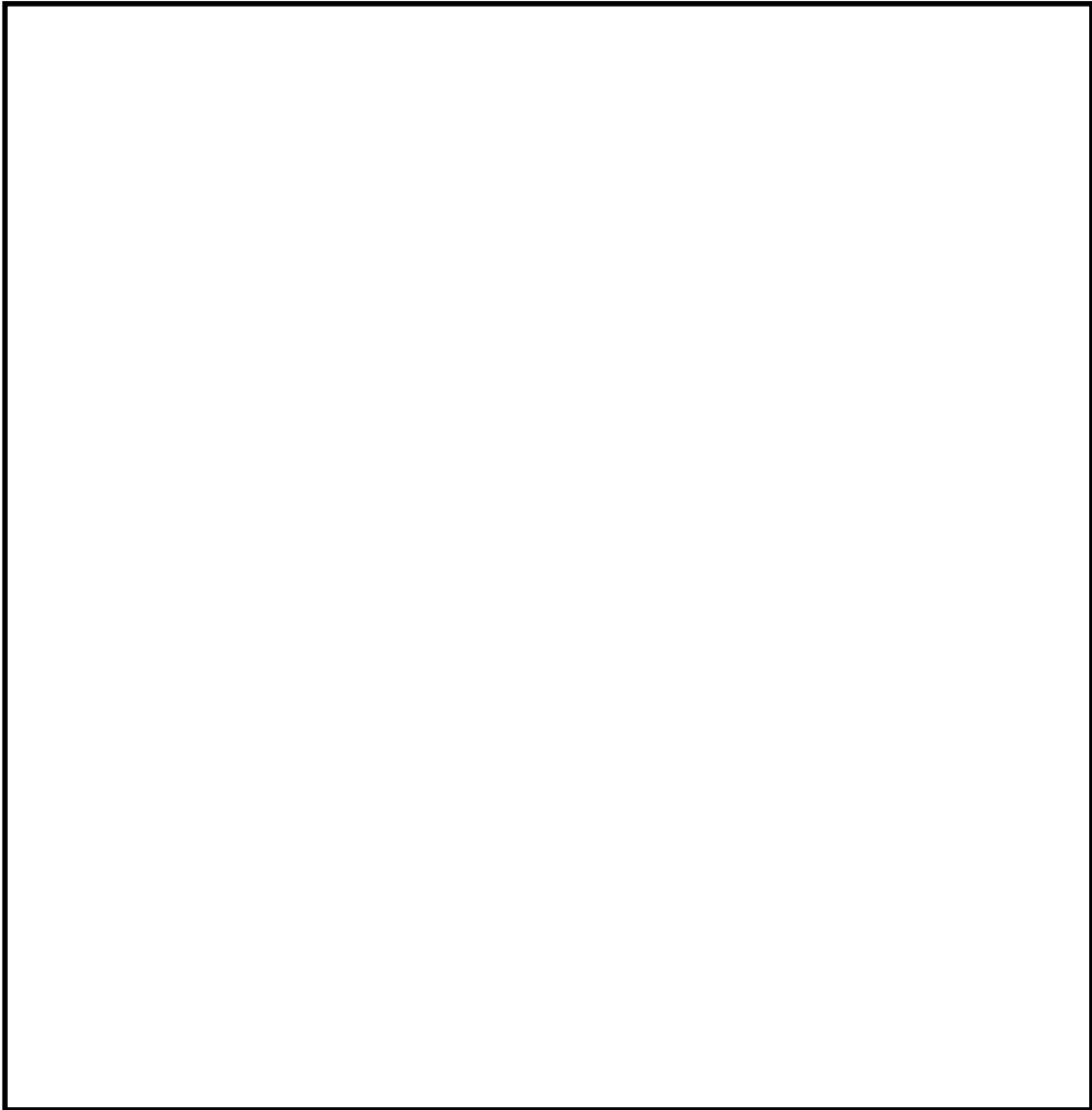
(1) 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部（埋設物等境界部）の評価方法

第 5.4.3-1 図に示す地中埋設構造物と埋戻部等との境界部（埋設物等境界部）を段差発生の可能性のある箇所として抽出した。

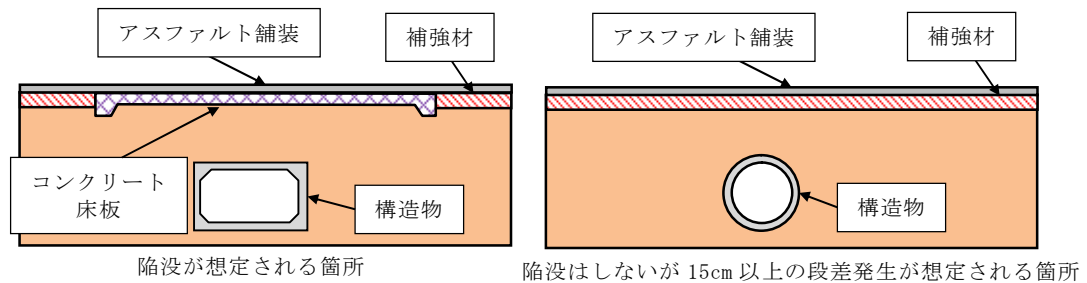
この抽出箇所において、4.3.3(1)と同様に基準地震動 S_s に対する液状化及び揺すり込みによる沈下を考慮し、両沈下量の合計を総沈下量として沈下量の評価を行う。

液状化及び揺すり込みによる沈下によりアクセスルート上に発生する地表面の段差量の評価基準値については、緊急車両が徐行により走行可能な段差量 15cm とする。

また、液状化に伴う浮き上がりが生じる可能性のある箇所として、アクセスルート下の地中埋設構造物設置箇所を抽出した。



第 5.4.3-1 図 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部の抽出結果
 (表中の番号は第 5.4.3-1, 2, 4 表の構造物番号を示す)



第 5.4.3-2 図 路盤補強のイメージ

a. 液状化による沈下量の算定方法

4.3.3(1)と同様に，液状化による沈下量は，地下水位以深～GL. -20mの地層を液状化による沈下の対象層とし，その層厚の5.5%とした。

b. 揺すり込みによる沈下量の算定方法

4.3.3(1)と同様に，揺すり込みによる沈下量は，地表～地下水位以浅の地層を揺すり込み沈下の対象層とし，その層厚の1%とした。

c. 液状化に伴う浮き上がりの評価方法

4.3.3(1)の評価方法に加え，第5.4.3-1表に示す箇所のうち，以下の条件に該当する箇所を評価対象とする。

条件② 地震時の復旧ルート（第5.5.1-1図及び第5.5.1-2図参照）
上の箇所

条件③ 斜面崩壊の影響を受けない箇所

d. 地下水位の設定

4.3.3(1)と同様に，沈下量の算出における地下水位については，過去のボーリング等により地下水位観測記録などを基に設定する。

(2) 地中埋設構造物と埋戻部等との境界部（埋設物等境界部）の評価

a. 不等沈下の評価

評価結果を第 5.4.3-1 表に示す。

15cm 以上の段差発生が想定される箇所（第 5.4.3-1 表中の No.100, 117, 118 の構造物埋設部）については、段差緩和対策として第 4.5.3-2 図のような路盤補強を実施することで通行性を確保する。

また、想定を上回る沈下量が発生し、通行に支障のある段差が生じた場合に備えて、段差を応急的に復旧する作業ができるよう資材（土のう等）の配備並びに訓練を実施し、段差を復旧・車両が通行できることを確認している。（別紙（20），（21）参照）

第 5.4.3-1 表 沈下量算出結果 (1/2)

：段差 (相対沈下量が15cmを超える箇所)

No	名称	路面高	基礎 下端	構造物高	地下 水位	相対 沈下量	車両通行 可否
		T. P. + (m)	T. P. + (m)	(m)	T. P. + (m)	(cm)	15cm以下：○
1	変圧器排油管	8.0	5.4	0.27	1.5	0.3	○
2	電線管路	8.0	7.2	0.10	2.0	0.1	○
3	電線管路	8.0	5.7	0.90	2.0	0.9	○
4	電線管路	8.0	5.7	0.90	2.0	0.9	○
5	電線管路	8.0	5.7	0.85	2.0	0.9	○
6	電線管路	8.0	5.7	0.85	2.0	0.9	○
7	電線管路	8.0	6.6	0.32	2.0	0.3	○
8	電線管路	8.0	6.7	0.16	1.5	0.2	○
9	電線管路	8.0	6.8	0.16	1.5	0.2	○
10	電線管路	8.0	6.6	0.16	2.0	0.2	○
11	電線管路	8.0	6.5	0.16	1.0	0.2	○
12	電線管路	8.0	6.5	0.16	1.0	0.2	○
13	電線管路	8.0	7.0	0.16	1.0	0.2	○
14	電線管路	8.0	7.1	0.10	2.0	0.1	○
15	電線管路	8.0	6.5	0.20	1.5	0.2	○
16	電線管路	8.0	6.6	0.25	1.5	0.3	○
17	電線管路	8.0	6.8	0.10	1.5	0.1	○
18	電線管路	8.0	6.8	0.15	1.5	0.2	○
19	電線管路	8.0	7.3	0.10	1.0	0.1	○
20	電線管路	8.0	6.9	0.14	1.0	0.1	○
21	電線管路	8.0	6.9	0.13	1.0	0.1	○
22	電線管路	8.0	6.9	0.14	1.0	0.1	○
23	電線管路	8.0	6.6	0.13	1.0	0.1	○
24	電線管路	8.0	6.6	0.15	1.0	0.2	○
25	電線管路	8.0	7.4	0.11	2.0	0.1	○
26	電線管路	8.0	7.4	0.11	2.0	0.1	○
27	電線管路	8.0	7.4	0.11	2.0	0.1	○
28	電線管路	8.0	7.6	0.10	2.0	0.1	○
29	電線管路	8.0	7.2	0.11	1.0	0.1	○
30	一般排水	8.0	6.3	0.40	1.5	0.4	○
31	一般排水	8.0	6.3	0.40	1.5	0.4	○
32	旧消火配管	8.0	6.3	0.17	1.0	0.2	○
33	旧消火配管	8.0	6.6	0.17	1.0	0.2	○
34	消火配管	8.0	6.7	0.11	1.0	0.1	○
35	旧消火配管	8.0	6.9	0.11	1.5	0.1	○
36	ろ過水配管	8.0	6.6	0.09	1.0	0.1	○
37	ろ過水配管	8.0	6.6	0.09	1.5	0.1	○
38	ろ過水配管	8.0	6.5	0.32	2.0	0.3	○
39	旧ろ過水配管	8.0	6.9	0.17	2.0	0.2	○
40	旧ろ過水配管	8.0	6.8	0.17	2.0	0.2	○
41	ろ過水配管	8.0	6.2	0.11	1.0	0.1	○
42	R/B,D/Gストームドレン配管	8.0	6.8	0.11	1.0	0.1	○
43	T/Bストームドレン配管	8.0	6.8	0.11	1.0	0.1	○
44	排水配管	8.0	6.6	0.11	1.0	0.1	○
45	排水配管	8.0	6.6	0.11	1.0	0.1	○
46	排水配管	8.0	6.6	0.11	1.0	0.1	○
47	旧RHRS配管	8.0	5.4	0.81	1.5	0.8	○
48	OG管	8.0	4.4	0.08	2.0	0.1	○
49	OG管	8.0	5.1	0.08	1.5	0.1	○
50	MUW配管	8.0	6.2	0.17	2.0	0.2	○
51	MUW配管	8.0	5.8	0.17	2.0	0.2	○
52	MUW配管	8.0	6.6	0.06	2.0	0.1	○
53	MUW配管	8.0	5.8	0.17	2.0	0.2	○
54	旧DGSW管	8.0	4.3	0.46	2.0	0.5	○
55	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	2.0	0.1	○
56	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	2.0	0.1	○
57	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	1.5	0.1	○
58	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	1.5	0.1	○
59	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	1.5	0.1	○
60	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	1.0	0.1	○
61	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	1.0	0.1	○
62	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	1.0	0.1	○
63	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	1.0	0.1	○
64	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	1.5	0.1	○
65	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	1.0	0.1	○
66	ケーブル管路	8.0	6.7	0.12	1.0	0.1	○

第 5.4.3-1 表 沈下量算出結果 (2/2)

：段差 (相対沈下量が15cmを超える箇所)

No	名称	路面高		基礎 下端	構造物高 (m)	地下 水位		相対 沈下量 (cm)	車両通行 可否 15cm以下：○
		T. P. + (m)	T. P. + (m)			T. P. + (m)	T. P. + (m)		
67	消火系トレンチ	8.0	7.8	0.25	2.0	0.3	○		
68	排水枡	8.0	7.4	0.60	1.5	0.6	○		
69	原水系, 消火系トレンチ	8.0	7.6	0.45	2.0	0.5	○		
70	消火系トレンチ	8.0	7.7	0.30	2.0	0.3	○		
71	電線管トレンチ	8.0	7.8	0.24	2.0	0.2	○		
72	油系トレンチ	8.0	7.6	0.38	2.0	0.4	○		
73	排水枡	8.0	6.9	1.10	2.0	1.1	○		
74	電線管トレンチ	8.0	7.7	0.27	2.0	0.3	○		
75	ろ過水系トレンチ	8.0	7.7	0.30	2.0	0.3	○		
76	消火系トレンチ	8.0	7.7	0.26	1.5	0.3	○		
77	海水系トレンチ	8.0	7.3	0.70	1.0	0.7	○		
78	消火系トレンチ	8.0	7.7	0.31	1.0	0.3	○		
79	消火系トレンチ	8.0	7.7	0.26	1.0	0.3	○		
80	電線管トレンチ	8.0	7.8	0.20	1.0	0.2	○		
81	消火系トレンチ	8.0	7.3	0.75	1.0	0.8	○		
82	排水枡	8.0	7.6	0.42	1.0	0.4	○		
83	排水枡	8.0	7.4	0.60	1.5	0.6	○		
84	補助蒸気系トレンチ	8.0	7.9	0.15	1.5	0.2	○		
85	原水系トレンチ	8.0	7.5	0.48	2.0	0.5	○		
86	排水枡	8.0	7.7	0.29	2.0	0.3	○		
87	ろ過水系トレンチ	8.0	7.1	0.90	2.0	0.9	○		
88	排水溝	8.0	7.5	0.51	2.0	0.5	○		
89	起動変圧器洞道	8.0	3.0	2.95	2.0	3.0	○		
90	主変圧器洞道	8.0	2.9	3.00	2.0	3.0	○		
91	非常用冷却水管路	8.0	4.2	2.00	1.0	2.0	○		
92	非常用冷却水管路	8.0	4.4	1.80	1.0	1.8	○		
93	電力ケーブル管路	8.0	5.9	0.90	1.0	0.9	○		
94	電力ケーブル管路	8.0	5.9	0.90	1.0	0.9	○		
95	電力ケーブル管路	8.0	5.9	0.90	1.0	0.9	○		
96	取水管路	8.0	2.4	3.20	1.0	3.2	○		
97	取水管路	8.0	2.4	3.20	1.0	3.2	○		
98	取水管路	8.0	2.4	3.20	1.0	3.2	○		
99	補機冷却水管路	8.0	4.8	3.12	1.0	3.1	○		
100	放水路	8.0	-3.1	4.60	1.5	25.3	×		
101	放水管路	8.0	1.4	3.20	1.5	5.9	○		
102	放水管路	8.0	1.4	3.20	1.5	5.9	○		
103	放水管路	8.0	1.4	3.20	1.5	5.9	○		
104	補機冷却水管路	8.0	4.8	3.12	1.5	3.1	○		
105	非常用冷却水路	8.0	5.2	2.80	1.0	2.8	○		
106	非常用冷却水路	8.0	5.2	2.80	1.0	2.8	○		
107	電力ケーブル暗渠	8.0	4.6	2.85	1.0	2.9	○		
108	非常用冷却水管路	8.0	2.0	2.00	1.0	2.0	○		
109	非常用冷却水管路	8.0	2.2	1.80	1.0	1.8	○		
110	電力ケーブル管路	8.0	5.9	0.90	1.0	0.9	○		
111	電力ケーブル管路	8.0	6.2	0.60	1.0	0.6	○		
112	取水管路	8.0	2.4	3.20	1.0	3.2	○		
113	取水管路	8.0	2.4	3.20	1.0	3.2	○		
114	取水管路	8.0	2.4	3.20	1.0	3.2	○		
115	電力ケーブル管路	8.0	5.1	1.30	1.0	1.3	○		
116	補機冷却水管路	8.0	1.0	3.07	1.0	3.1	○		
117	放水路	8.0	-2.6	4.60	1.0	25.3	×		
118	復水器冷却用取水路	8.0	-7.7	8.80	2.0	48.4	×		
119	一般排水路	8.0	5.6	0.60	2.0	0.6	○		
120	一般排水路	8.0	5.8	0.30	2.0	0.3	○		
121	一般排水路	8.0	5.9	0.40	1.0	0.4	○		
122	一般排水路	8.0	1.4	0.40	1.0	0.4	○		
123	一般排水路	8.0	4.5	0.40	1.0	0.4	○		
124	一般排水路	8.0	3.8	0.60	1.0	0.6	○		
125	予備変圧器洞道	8.0	6.1	0.27	2.0	0.3	○		

b. 液状化に伴う浮き上がりの評価

液状化による浮き上がりが想定される箇所は、第 5.4.3-2 表中の No.101～103, 117, 118 の構造物埋設部であることから、これらの地中埋設構造物について、浮き上がりの評価を行い、安全率が評価基準値の 1.0 を上回らないことを確認する。評価結果を第 5.4.3-3 表に示す。

なお、安全率が 1.0 以下となった場合は、第 5.4.3-2 図のような路盤補強を実施し、浮き上がり防止することで通行性を確保する。

第 5.4.3-2 表 浮き上がり評価対象の抽出結果 (1/2)

：浮き上がり評価対象

No	名称	条件① 地下水位よりも低い	条件② 復旧ルート下部	条件③ 斜面崩壊の影響を受けない
1	変圧器排油管	—	○	○
2	電線管路	—	○	○
3	電線管路	—	—	○
4	電線管路	—	—	○
5	電線管路	—	○	—
6	電線管路	—	○	—
7	電線管路	—	○	○
8	電線管路	—	—	○
9	電線管路	—	—	○
10	電線管路	—	○	○
11	電線管路	—	○	○
12	電線管路	—	○	○
13	電線管路	—	—	○
14	電線管路	—	○	○
15	電線管路	—	○	○
16	電線管路	—	○	○
17	電線管路	—	○	○
18	電線管路	—	○	○
19	電線管路	—	○	○
20	電線管路	—	○	○
21	電線管路	—	○	○
22	電線管路	—	○	○
23	電線管路	—	○	○
24	電線管路	—	○	○
25	電線管路	—	—	○
26	電線管路	—	—	○
27	電線管路	—	—	○
28	電線管路	—	—	○
29	電線管路	—	○	○
30	一般排水	—	○	○
31	一般排水	—	○	○
32	旧消火配管	—	○	○
33	旧消火配管	—	○	○
34	消火配管	—	○	○
35	旧消火配管	—	○	○
36	ろ過水配管	—	○	○
37	ろ過水配管	—	○	○
38	ろ過水配管	—	○	○
39	旧ろ過水配管	—	○	○
40	旧ろ過水配管	—	○	○
41	ろ過水配管	—	○	○
42	R/B,D/Gストームドレン配管	—	○	○
43	T/Bストームドレン配管	—	○	○
44	排水配管	—	○	○
45	排水配管	—	○	○
46	排水配管	—	○	○
47	旧RHRS配管	—	○	○
48	OG管	—	—	○
49	OG管	—	○	○
50	MUW配管	—	○	○
51	MUW配管	—	○	○
52	MUW配管	—	○	○
53	MUW配管	—	○	—
54	旧DGSW管	—	○	○
55	ケーブル管路	—	○	○
56	ケーブル管路	—	○	○
57	ケーブル管路	—	○	○
58	ケーブル管路	—	○	○
59	ケーブル管路	—	○	○
60	ケーブル管路	—	○	○
61	ケーブル管路	—	○	○
62	ケーブル管路	—	○	○
63	ケーブル管路	—	○	○
64	ケーブル管路	—	○	○
65	ケーブル管路	—	—	○
66	ケーブル管路	—	—	○

○：条件に該当する場合 —：条件に該当しない場合

第 5.4.3-2 表 浮き上がり評価対象の抽出結果 (2/2)

 : 浮き上がり評価対象

No	名称	条件① 地下水位よりも低い	条件② 復旧ルート下部	条件③ 斜面崩壊の影響を受けない
67	消火系トレンチ	—	○	○
68	排水枡	—	○	○
69	原水系、消火系トレンチ	—	○	—
70	消火系トレンチ	—	○	○
71	電線管トレンチ	—	○	○
72	油系トレンチ	—	—	○
73	排水枡	—	—	○
74	電線管トレンチ	—	—	○
75	ろ過水系トレンチ	—	○	○
76	消火系トレンチ	—	○	○
77	海水系トレンチ	—	○	○
78	消火系トレンチ	—	○	○
79	消火系トレンチ	—	○	○
80	電線管トレンチ	—	○	○
81	消火系トレンチ	—	—	○
82	排水枡	—	○	○
83	排水枡	—	○	○
84	補助蒸気系トレンチ	—	○	○
85	原水系トレンチ	—	○	○
86	排水枡	—	○	○
87	ろ過水系トレンチ	—	○	○
88	排水溝	—	○	○
89	起動変圧器洞道	—	○	○
90	主変圧器洞道	—	○	○
91	非常用冷却水管路	—	○	○
92	非常用冷却水管路	—	○	○
93	電力ケーブル管路	—	○	○
94	電力ケーブル管路	—	○	○
95	電力ケーブル管路	—	○	○
96	取水管路	—	○	○
97	取水管路	—	○	○
98	取水管路	—	○	○
99	補機冷却水管路	—	○	○
100	放水路	○	—	○
101	放水管路	○	○	○
102	放水管路	○	○	○
103	放水管路	○	○	○
104	補機冷却水管路	—	○	○
105	非常用冷却水路	—	○	○
106	非常用冷却水路	—	○	○
107	電力ケーブル暗渠	—	—	○
108	非常用冷却水管路	—	—	○
109	非常用冷却水管路	—	—	○
110	電力ケーブル管路	—	—	○
111	電力ケーブル管路	—	—	○
112	取水管路	—	—	○
113	取水管路	—	—	○
114	取水管路	—	—	○
115	電力ケーブル管路	—	—	○
116	補機冷却水管路	—	—	○
117	放水路	○	○	○
118	復水器冷却用取水路	○	○	○
119	一般排水路	—	○	○
120	一般排水路	—	○	○
121	一般排水路	—	○	○
122	一般排水路	—	○	○
123	一般排水路	—	○	○
124	一般排水路	—	○	○
125	予備変圧器洞道	—	○	○

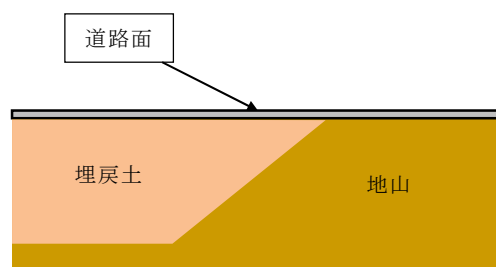
第 5.4.3-3 表 浮き上がり評価結果

No.	名称	揚圧力 (kN/m)	浮き上がり抵抗 (kN/m)	安全率
101	放水管路	追而	追而	追而
102	放水管路	追而	追而	追而
103	放水管路	追而	追而	追而
117	放水路	追而	追而	追而
118	復水器冷却用取水路	追而	追而	追而

(3) 地山と埋戻部との境界部の評価

地山と埋戻部との境界部等には、第 5.4.3-3 図のように段差が生じないように擦り付ける工夫がされているため、通行に支障となる段差は発生しない。

敷地内における地山と埋戻部の該当箇所の記載は追而とする。



第 5.4.3-3 図 地山と埋戻部の境界の状況

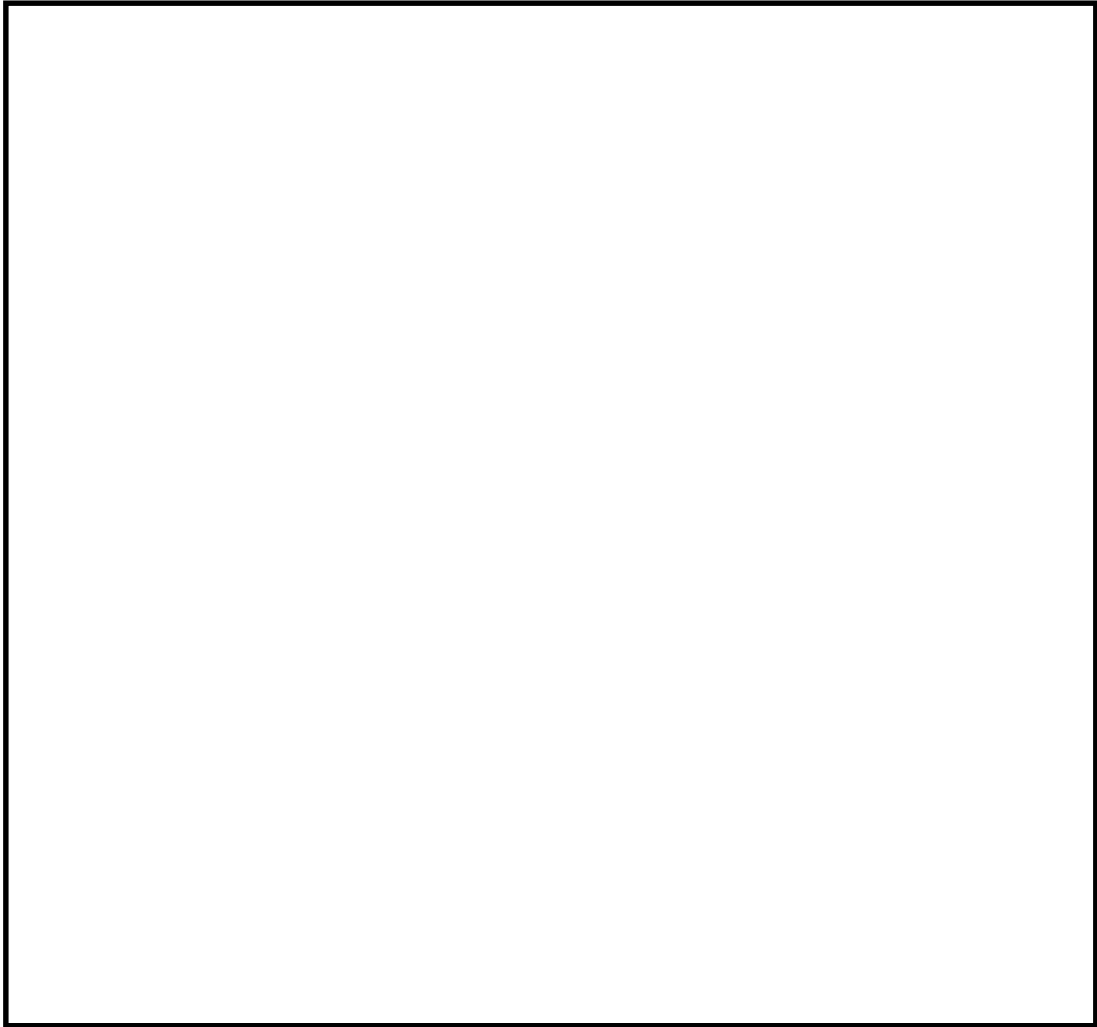
(4) 側方流動による沈下

防潮堤脇のアクセスルートの段差評価において、地震時の液状化に伴う側方流動が段差評価に与える影響を検討する。

a. 評価方法

道路橋示方書・同解説 V 耐震設計編（平成 14 年 3 月）より、水際線から概ね 100m 程度の範囲とされていることから、海岸より概ね 100m 程度の範囲を側方流動の評価対象とする。

評価範囲を第 5.4.3-4 図に示す。



第 5.4.3-4 図 側方流動の評価範囲

b. 評価結果

側方流動による段差が車両の通行に影響を与えない設計とする。評価結果は追而とする。

【(7) 地中埋設構造物の損壊】

地中埋設構造物の損壊による道路面への影響については、主変圧器洞道のような耐震性が十分ではない地中埋設構造物が地震により損壊し、段差が発生するものと想定した。なお、アクセスルート上の地中埋設構造物については、図面確認やプラントウォークダウンにより確認した。

検討の結果、第 5.4.3-1 表中の No.89～92, 96～109, 112～114, 116～118 の地中埋設構造物は大型のため、損壊により通行が困難となるおそれがあるため、第 5.4.3-2 図のような路盤補強を実施することで通行性を確保する。

アクセスルートの路盤補強の対象範囲は、以下のいずれかの条件に該当する箇所とする。整理結果を第 5.4.3-4 表、路盤補強の範囲を第 5.4.3-5 図に示す。

条件① 15cm 以上の段差発生が想定される埋設物の設置箇所

条件② 液状化による浮き上がりが想定される埋設物の設置箇所

条件③ 損壊により通行が困難となるおそれのある埋設物の設置箇所

なお、第 5.4.3-4 表中の No.42, 43, 47, 77～79, 93～95, 110, 111, 115 の構造物は、いずれの条件にも該当しないが、近傍で路盤補強を行うため、合わせて路盤補強を実施する。

また、路盤補強の実施箇所のうち、陥没はしないが 15cm 以上の段差発生が想定される箇所には段差を抑制させるために補強材による路盤補強、陥没が想定される箇所にはコンクリート床板の敷設及びコンクリート床板端部の段差を抑制させるために補強材による路盤補強を行うものとする。

第 5.4.3-4 表 路盤補強の対象構造物 (1/2)

：路盤補強の実施対象

No	名称	条件① 15cm以上の段差発	条件② 浮き上がり対象	条件③ 損壊時に通行が困難
1	変圧器排油管	—	—	—
2	電線管路	—	—	—
3	電線管路	—	—	—
4	電線管路	—	—	—
5	電線管路	—	—	—
6	電線管路	—	—	—
7	電線管路	—	—	—
8	電線管路	—	—	—
9	電線管路	—	—	—
10	電線管路	—	—	—
11	電線管路	—	—	—
12	電線管路	—	—	—
13	電線管路	—	—	—
14	電線管路	—	—	—
15	電線管路	—	—	—
16	電線管路	—	—	—
17	電線管路	—	—	—
18	電線管路	—	—	—
19	電線管路	—	—	—
20	電線管路	—	—	—
21	電線管路	—	—	—
22	電線管路	—	—	—
23	電線管路	—	—	—
24	電線管路	—	—	—
25	電線管路	—	—	—
26	電線管路	—	—	—
27	電線管路	—	—	—
28	電線管路	—	—	—
29	電線管路	—	—	—
30	一般排水	—	—	—
31	一般排水	—	—	—
32	旧消火配管	—	—	—
33	旧消火配管	—	—	—
34	消火配管	—	—	—
35	旧消火配管	—	—	—
36	ろ過水配管	—	—	—
37	ろ過水配管	—	—	—
38	ろ過水配管	—	—	—
39	旧ろ過水配管	—	—	—
40	旧ろ過水配管	—	—	—
41	ろ過水配管	—	—	—
42	R/B,D/Gストームドレン配管	—	—	—
43	T/Bストームドレン配管	—	—	—
44	排水配管	—	—	—
45	排水配管	—	—	—
46	排水配管	—	—	—
47	旧RHRS配管	—	—	—
48	OG管	—	—	—
49	OG管	—	—	—
50	MUW配管	—	—	—
51	MUW配管	—	—	—
52	MUW配管	—	—	—
53	MUW配管	—	—	—
54	旧DGSW管	—	—	—
55	ケーブル管路	—	—	—
56	ケーブル管路	—	—	—
57	ケーブル管路	—	—	—
58	ケーブル管路	—	—	—
59	ケーブル管路	—	—	—
60	ケーブル管路	—	—	—
61	ケーブル管路	—	—	—
62	ケーブル管路	—	—	—
63	ケーブル管路	—	—	—
64	ケーブル管路	—	—	—
65	ケーブル管路	—	—	—
66	ケーブル管路	—	—	—

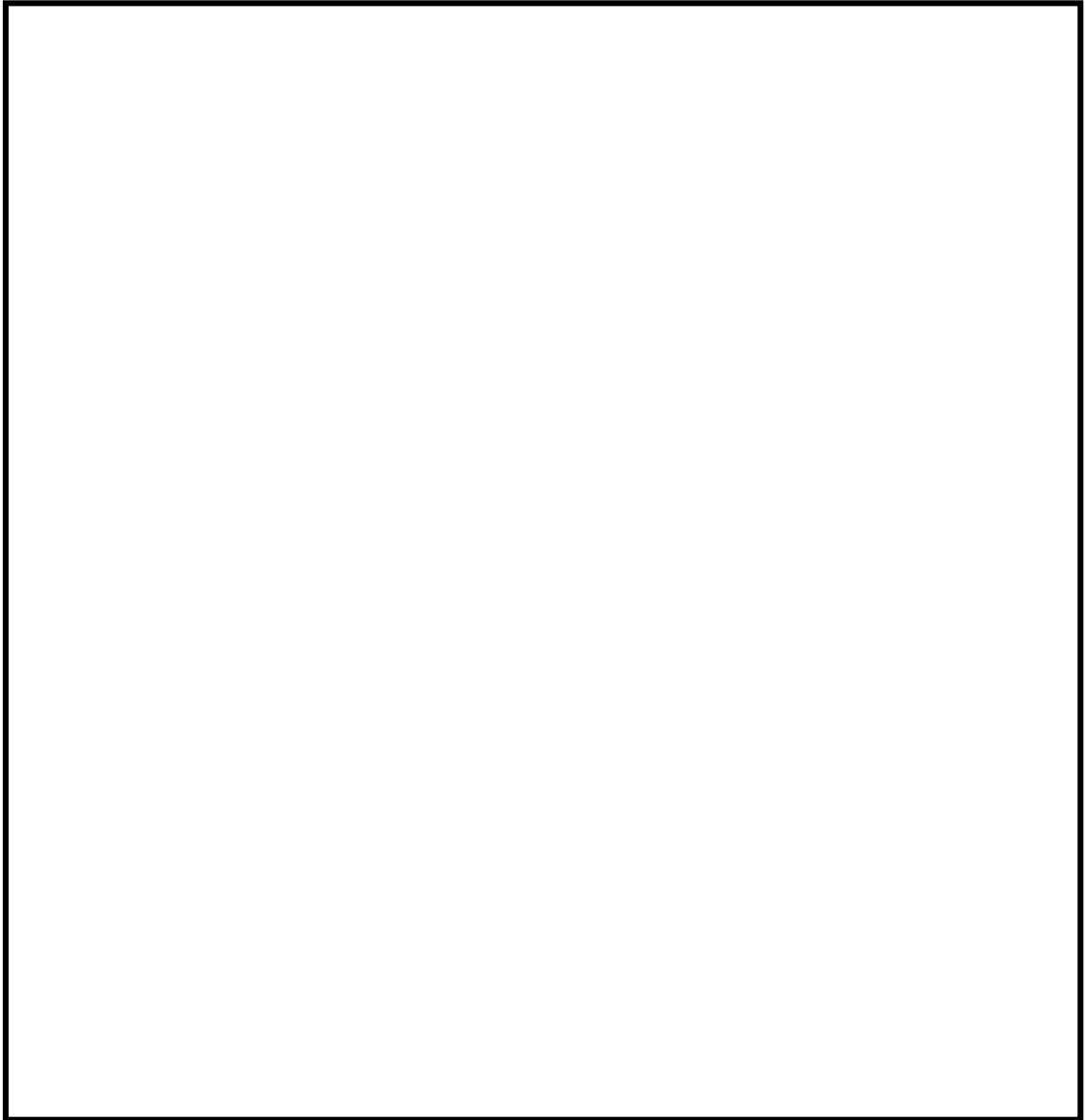
○：条件に該当する場合 —：条件に該当しない場合

第 5.4.3-4 表 路盤補強の対象構造物 (2/2)

：路盤補強の実施対象

No	名称	条件① 15cm以上の段差発	条件② 浮き上がり対象	条件③ 損壊時に通行が困難
67	消火系トレンチ	—	—	—
68	排水枡	—	—	—
69	原水系, 消火系トレンチ	—	—	—
70	消火系トレンチ	—	—	—
71	電線管トレンチ	—	—	—
72	油系トレンチ	—	—	—
73	排水枡	—	—	—
74	電線管トレンチ	—	—	—
75	ろ過水系トレンチ	—	—	—
76	消火系トレンチ	—	—	—
77	海水系トレンチ	—	—	—
78	消火系トレンチ	—	—	—
79	消火系トレンチ	—	—	—
80	電線管トレンチ	—	—	—
81	消火系トレンチ	—	—	—
82	排水枡	—	—	—
83	排水枡	—	—	—
84	補助蒸気系トレンチ	—	—	—
85	原水系トレンチ	—	—	—
86	排水枡	—	—	—
87	ろ過水系トレンチ	—	—	—
88	排水溝	—	—	—
89	起動変圧器洞道	—	—	○
90	主変圧器洞道	—	—	○
91	非常用冷却水管路	—	—	○
92	非常用冷却水管路	—	—	○
93	電力ケーブル管路	—	—	—
94	電力ケーブル管路	—	—	—
95	電力ケーブル管路	—	—	—
96	取水管路	—	—	○
97	取水管路	—	—	○
98	取水管路	—	—	○
99	補機冷却水管路	—	—	○
100	放水路	○	—	○
101	放水管路	—	○	○
102	放水管路	—	○	○
103	放水管路	—	○	○
104	補機冷却水管路	—	—	○
105	非常用冷却水路	—	—	○
106	非常用冷却水路	—	—	○
107	電力ケーブル暗渠	—	—	○
108	非常用冷却水管路	—	—	○
109	非常用冷却水管路	—	—	○
110	電力ケーブル管路	—	—	—
111	電力ケーブル管路	—	—	—
112	取水管路	—	—	○
113	取水管路	—	—	○
114	取水管路	—	—	○
115	電力ケーブル管路	—	—	—
116	補機冷却水管路	—	—	○
117	放水路	○	○	○
118	復水器冷却用取水路	○	○	○
119	一般排水路	—	—	—
120	一般排水路	—	—	—
121	一般排水路	—	—	—
122	一般排水路	—	—	—
123	一般排水路	—	—	—
124	一般排水路	—	—	—
125	予備変圧器洞道	—	—	—

○：条件に該当する場合 —：条件に該当しない場合



第 5.4.3-5 図 アクセスルート及び路盤補強実施箇所

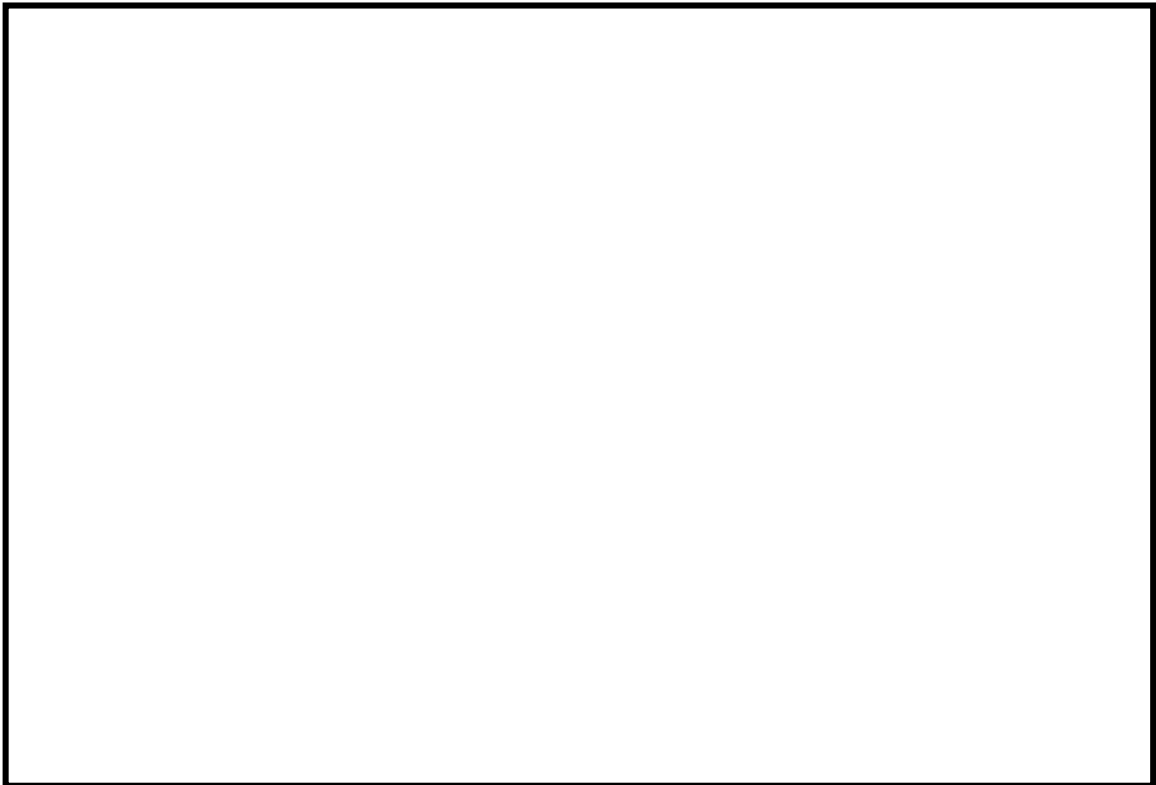
5.5 地震及び津波時におけるアクセスルートの復旧時間評価結果

5.5.1 地震時の復旧時間の評価結果

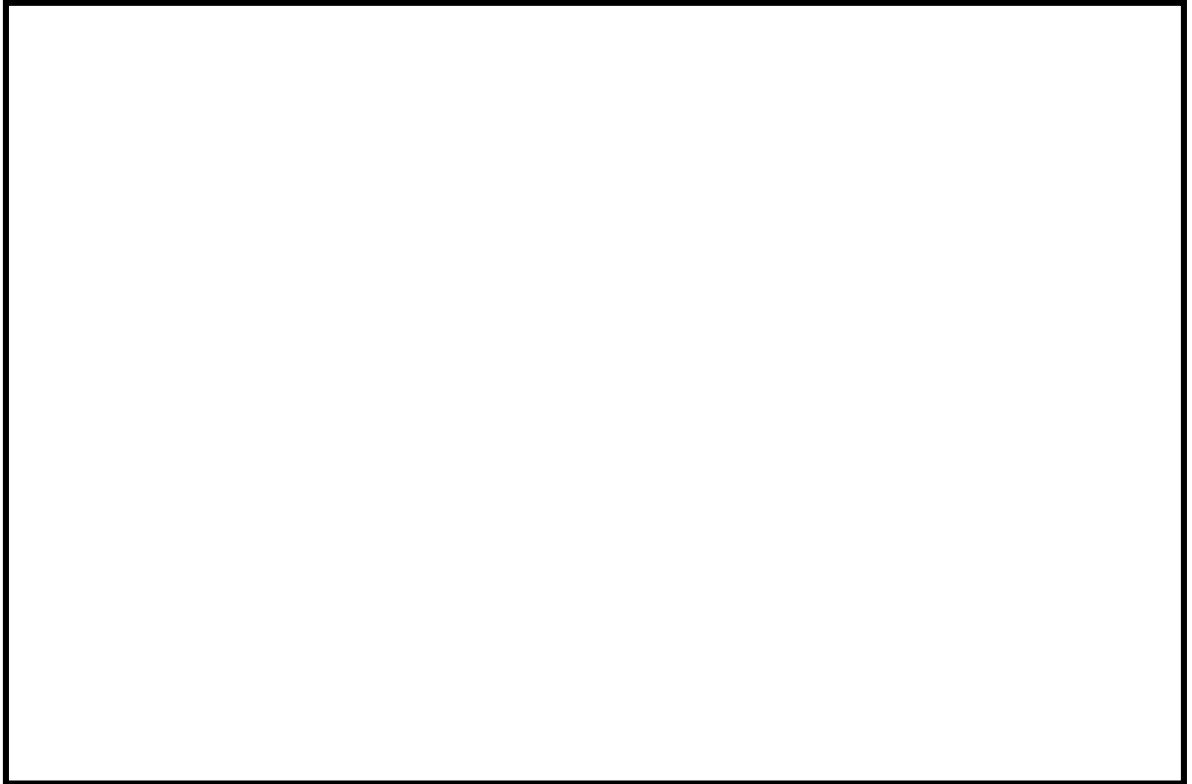
地震時におけるアクセスルートの選定は、西側及び南側保管場所のうち、要員の集合場所となる緊急時対策所から遠い南側保管場所、重大事故等発生時の取水箇所（代替淡水貯槽、北側淡水池、高所淡水池）を経て、各接続箇所までの以下の複数ルートを選定し、各ルートの時間評価を行う。

- ・地震の影響を受けないルート（第 5.5.1-1 図）
- ・(1) ～ (7) の被害想定結果を踏まえ、地震時に発生するがれき等の復旧を行うルート（第 5.5.1-2 図から第 5.5.1-3 図）

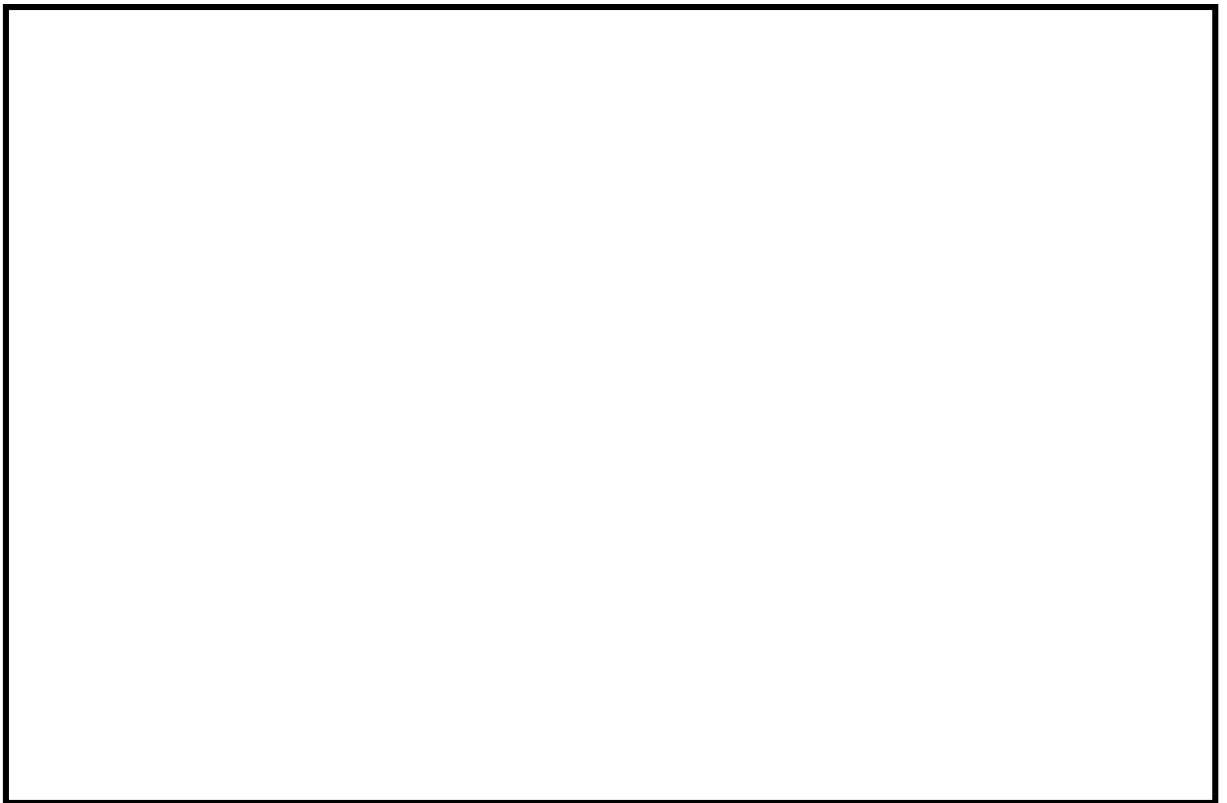
また、地震時の被害想定の一覧を別紙（22）に示す。



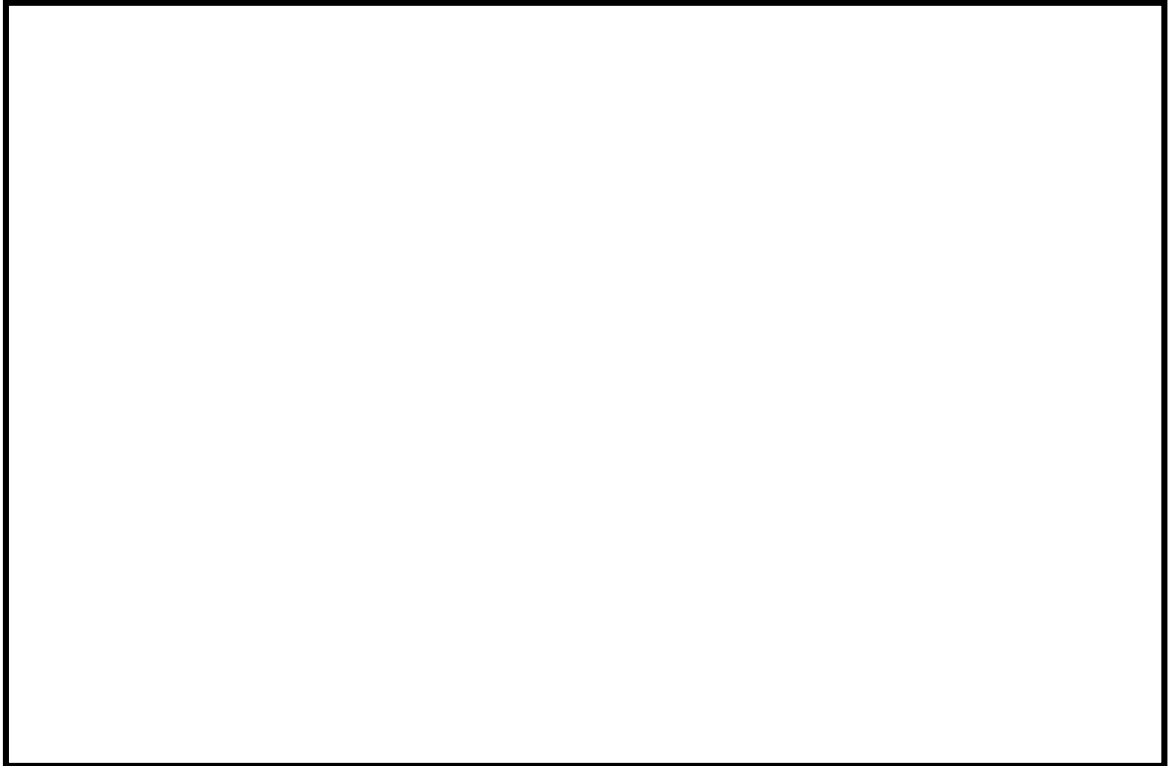
第 5.5.1-1 図 緊急時対策所～高所淡水池～11m盤接続口
及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～西側接続口までの
アクセスルート概要



第 5.5.1-2 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までの
アクセスルート概要



第 5.5.1-3 図 緊急時対策所～北側淡水池～東側接続口，西側接続口までの
アクセスルート概要



第 5.5.1-4 図 緊急時対策所～北側淡水池～代替淡水貯槽までの
アクセスルート概要

(1) 復旧方法

第 5.5.1-5 図に地震時におけるアクセスルート，第 5.5.1-6 図に崩壊土砂撤去の考え方を示す。

a. がれき撤去

アクセスルート上の構造物倒壊によるがれきが堆積している箇所については，ホイールローダを用いてがれきをルート外へ押出しすることによりルートを復旧する。(別紙 (20)，(23)，補足説明資料 (3) 参照)

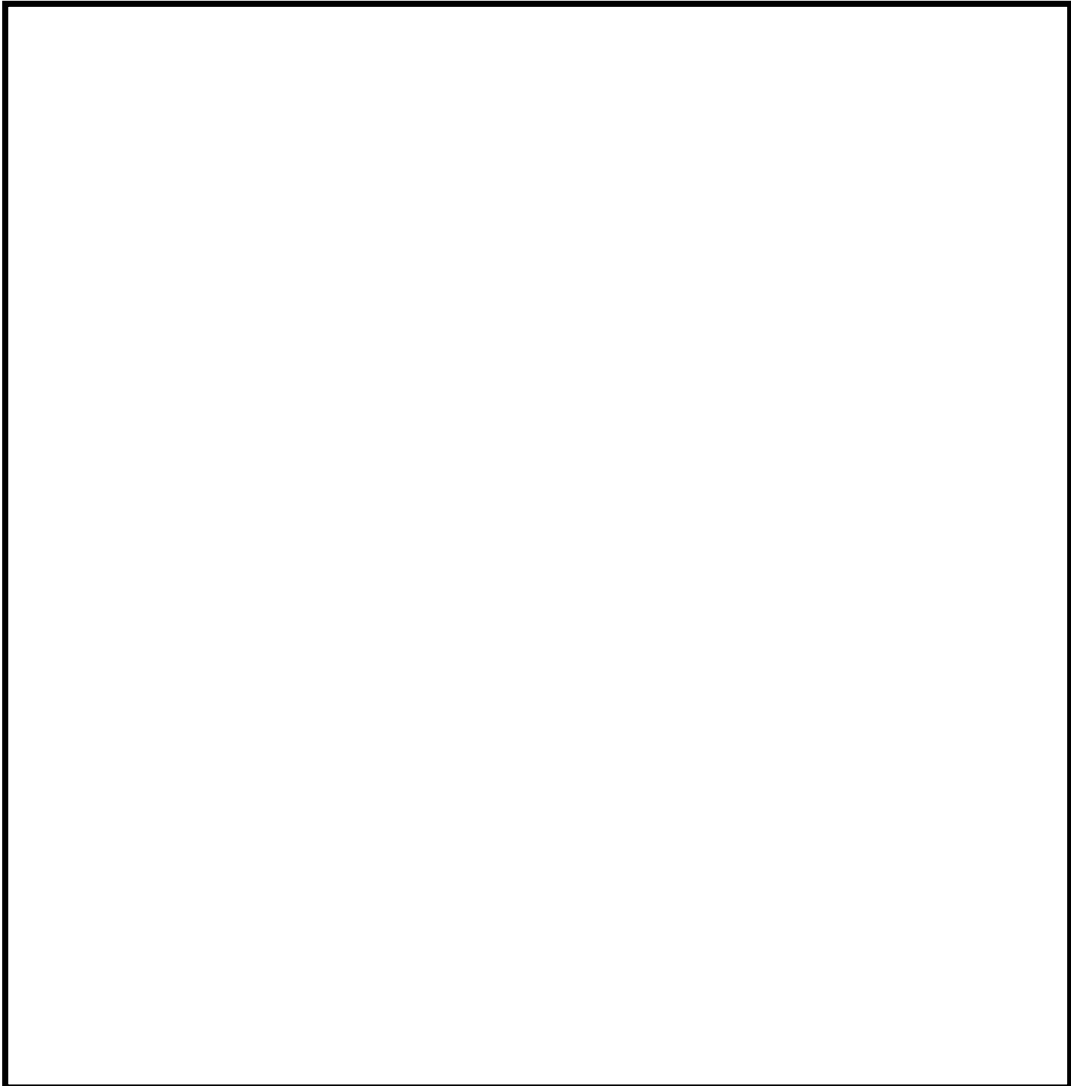
b. 崩壊土砂撤去

アクセスルート上の崩壊土砂が堆積している箇所については，ホイールローダを用いて土砂をルート外へ押出しすることによりルートを復旧

する。(別紙 (20), (23), 補足説明資料 (3) 参照)





復旧道路の条件は以下のとおり。

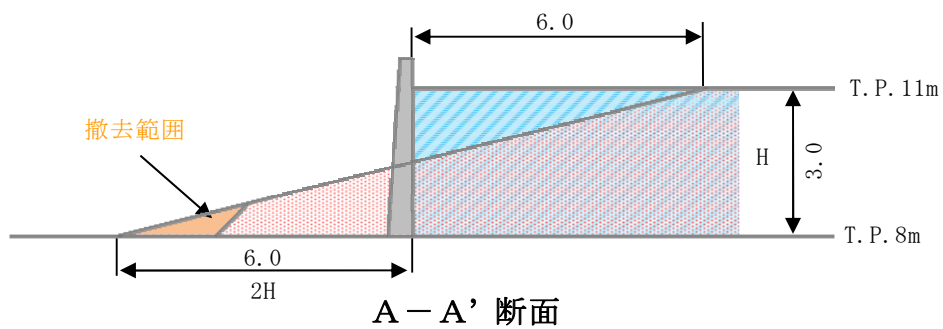
- ・アクセスルートとして必要な幅員を確保する。(別紙 (15) 参照)
- ・切土法面勾配は文献を参考に 1:1.0 とする。(第 5.5.1-6 図, 第 5.5.1-7 図参照)



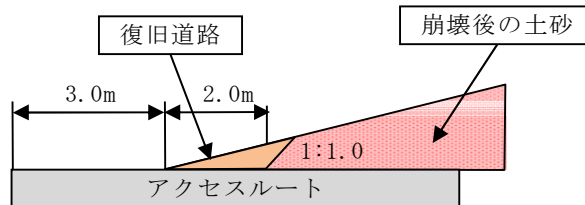
第 5.5.1-5 図 地震時におけるアクセスルート

【凡例】

	アクセスルート
	復旧するアクセスルート
	崩壊土砂到達範囲
	T.P. 11m エリア崩壊方向



第 5.5.1-6 図 崩壊土砂撤去の考え方



※自然地山ではないものの、掘削規模(高さ約 1m)を考慮し、「平成 21 年 6 月 道路土工 切土工・斜面安定工指針 (社団法人日本道路協会)」における法高 5m 以下の砂質土を参考に 1:1.0 とした。

地山の土質		切土高	勾配
硬岩			1:0.3~1:0.8
軟岩			1:0.5~1:1.2
砂	密実でない粒度分布の悪いもの		1:1.5~
砂質土	密実なもの	5m以下	1:0.8~1:1.0
		5~10m	1:1.0~1:1.2
	密実でないもの	5m以下	1:1.0~1:1.2
		5~10m	1:1.2~1:1.5

第 5.5.1-7 図 仮復旧方法のイメージ (拡大図)

(2) 復旧時間評価

a. がれき撤去

アクセスルート上のがれき堆積箇所の復旧時間については、各建屋のがれき量を算出し、ホイールローダの標準仕様を参考に算出した。(別紙(23) 参照)

b. 崩壊土砂撤去

アクセスルート上の崩壊土砂堆積箇所の復旧時間については、崩壊形状に応じて対象とする土砂を算出し、ホイールローダの作業量を参考に算出した。(別紙(23) 参照)

(3) アクセスルートの復旧に要する時間の評価

a. がれき及び崩壊土砂撤去

アクセスルートの復旧に要する時間は、被害想定をもとに、構内の移動速度や倒壊した構造物のがれき撤去及び崩壊土砂の撤去に要する時間等を考慮し、設定した全てのアクセスルートについて算出する

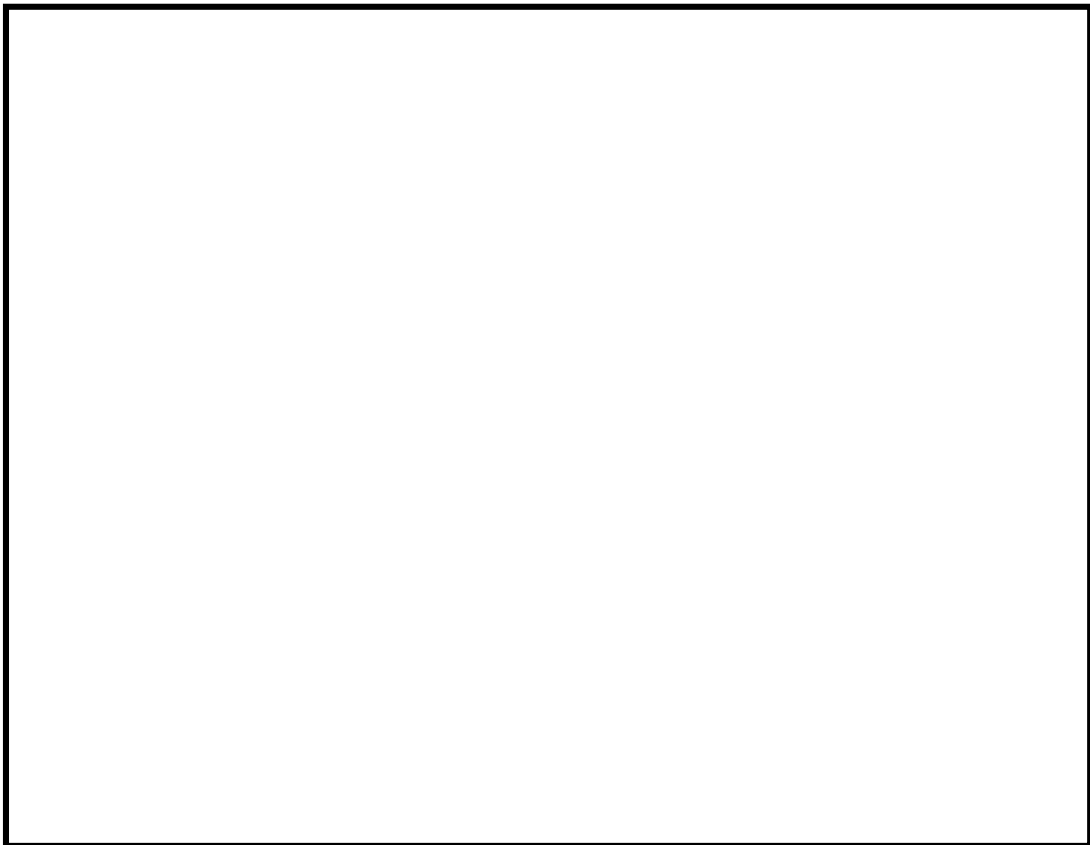
b. 条件

- ・ホイールローダの移動速度は、通常走行時：10km/h、がれき撤去時：30 秒/12m (別紙(23) 参照)、人員(徒歩)の移動速度は4km/h とする。
- ・アクセスルート確保要員は、緊急時対策所に集合し、復旧作業を開始する。
- ・アクセスルート確保要員は、緊急時対策所から保管場所へ向かい、ホイールローダを操作しがれき撤去を実施する。

c. 評価

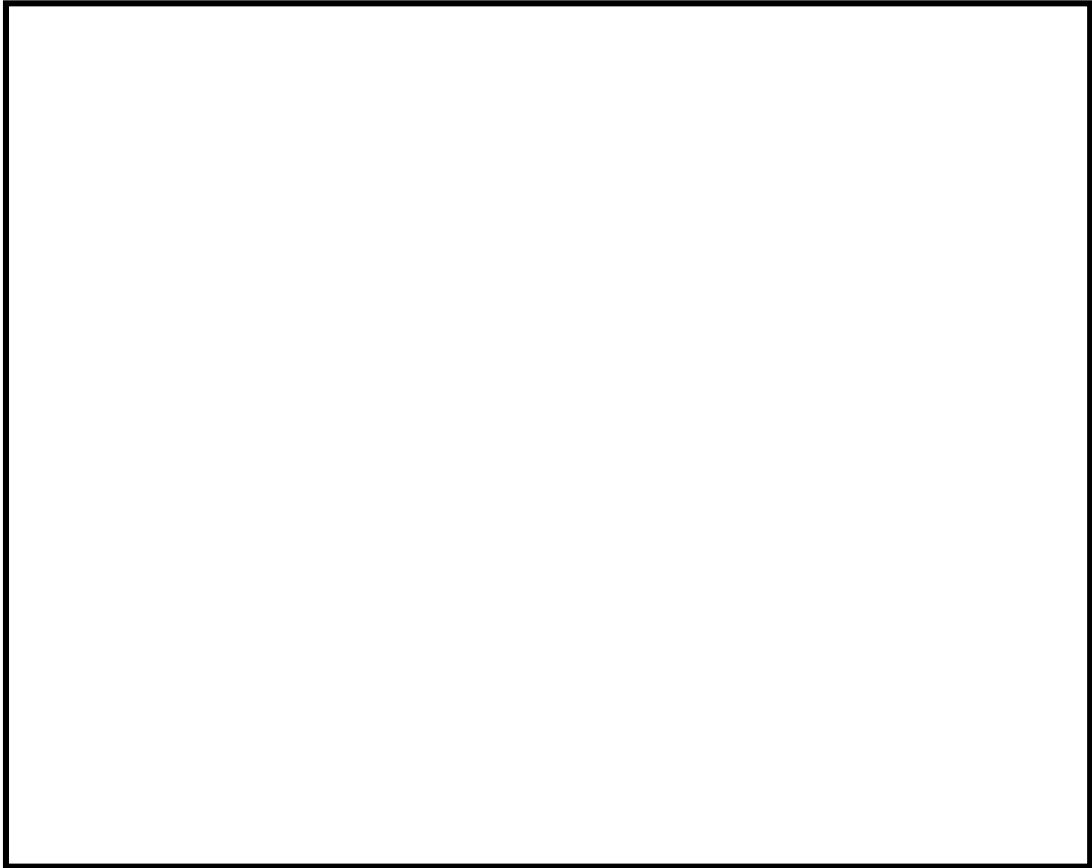
地震によるがれき等の影響を受けないアクセスルートは重機等による復旧を必要としない。(第 5.5.1-8 図, 第 5.5.1-9 図)

また, 地震時に発生するがれき等の復旧を行うルートについて, 各アクセスルートの復旧時間の詳細を第 5.5.1-10 図から第 5.5.1-15 図に示す。合わせて, 除雪時間については別紙 (3), 降灰除去時間については別紙 (4), 崩壊土砂の復旧計画を別紙 (24) に示す。



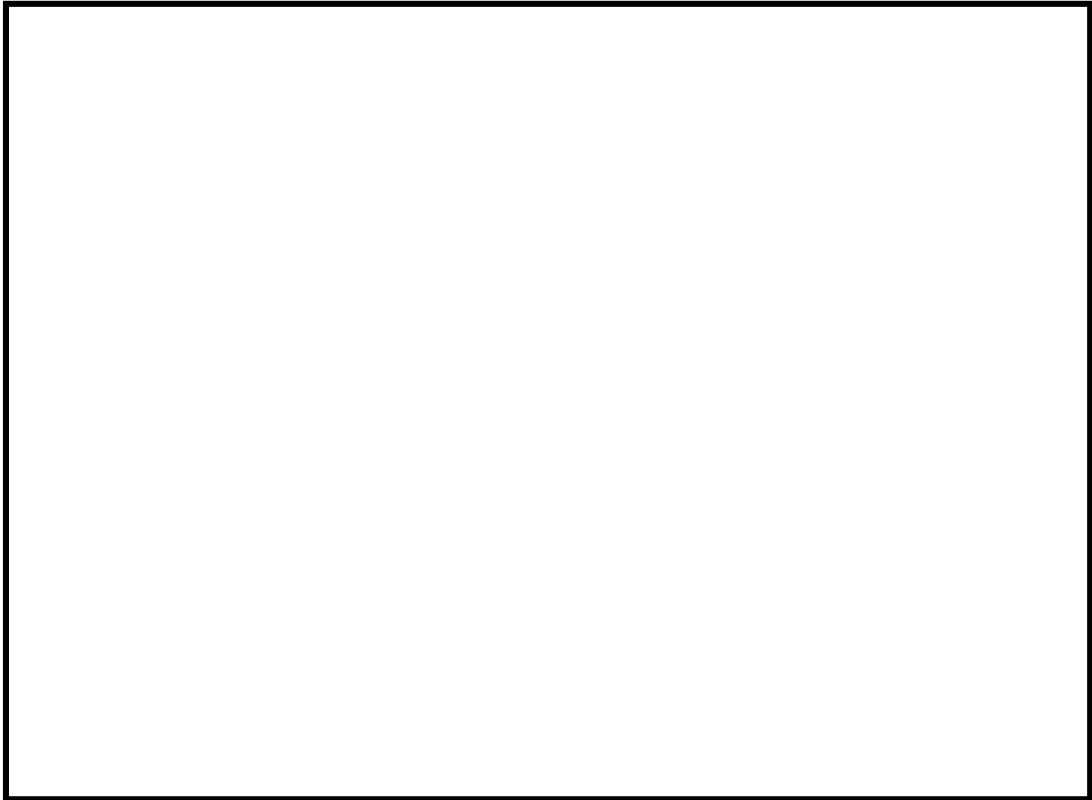
区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
がれき撤去なし					

第 5.5.1-8 図 設定した A ルート及び復旧時間



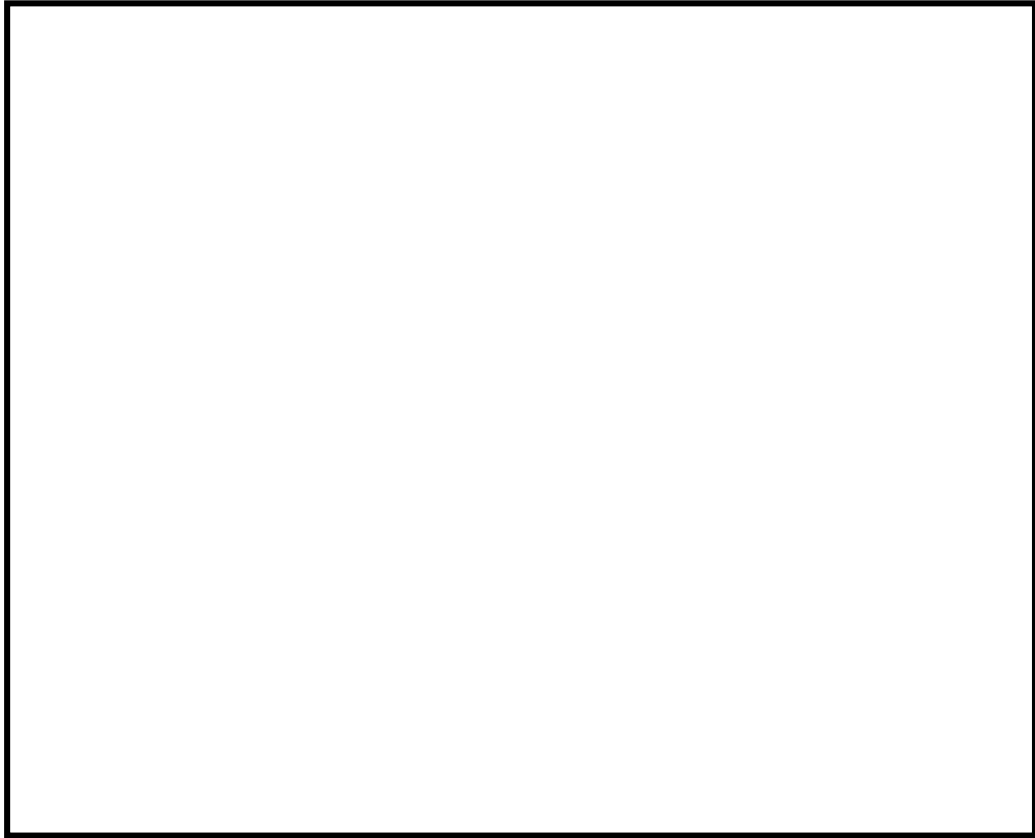
区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
がれき撤去なし					

第 5.5.1-9 図 設定した B ルート及び復旧時間



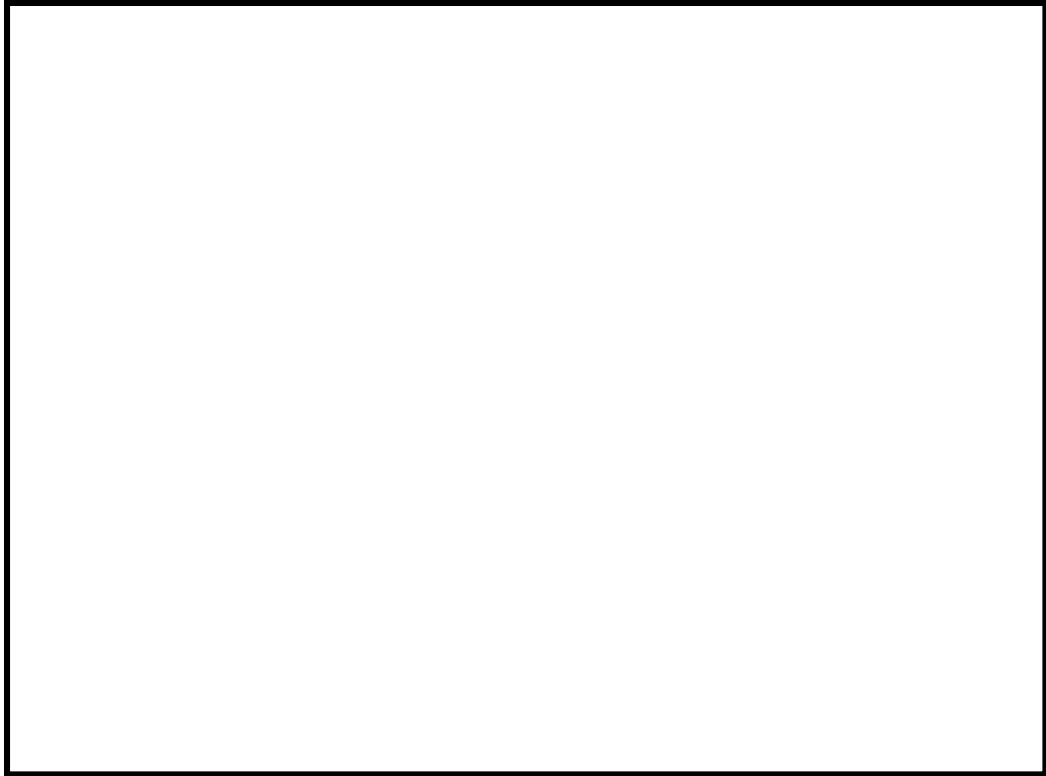
区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	徒歩移動	緊急時対策所→南側保管場所	216	4	4
②→③	重機移動	南側保管場所→代替淡水貯槽	1701	10	14
	がれき撤去 (F)	屋内開閉所		4	18
③→④	重機移動	代替淡水貯槽→西側接続口	66	1	19

第 5.5.1-10 図 設定した C ルート及び復旧時間



区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	徒歩移動	緊急時対策所→南側保管場所	216	4	4
②→③	重機移動	南側保管場所→サービス建屋（東Ⅰ）	526	4	8
③→④	重機移動	サービス建屋（東Ⅰ）西側 → サービス建屋（東Ⅰ）東側	1136	7	15
	がれき撤去 (A)	サイトバンカー建屋（東Ⅰ）		2	17
④→⑤	重機移動	サービス建屋（東Ⅰ）→東側接続口	497	3	20
	がれき撤去 (B)	補修装置等保管倉庫		3	23
	がれき撤去 (C)	プロパンガスボンベ室		2	25
	がれき撤去 (D)	モルタル混練建屋		1	26

第 5.5.1-11 図 設定したDルート及び復旧時間



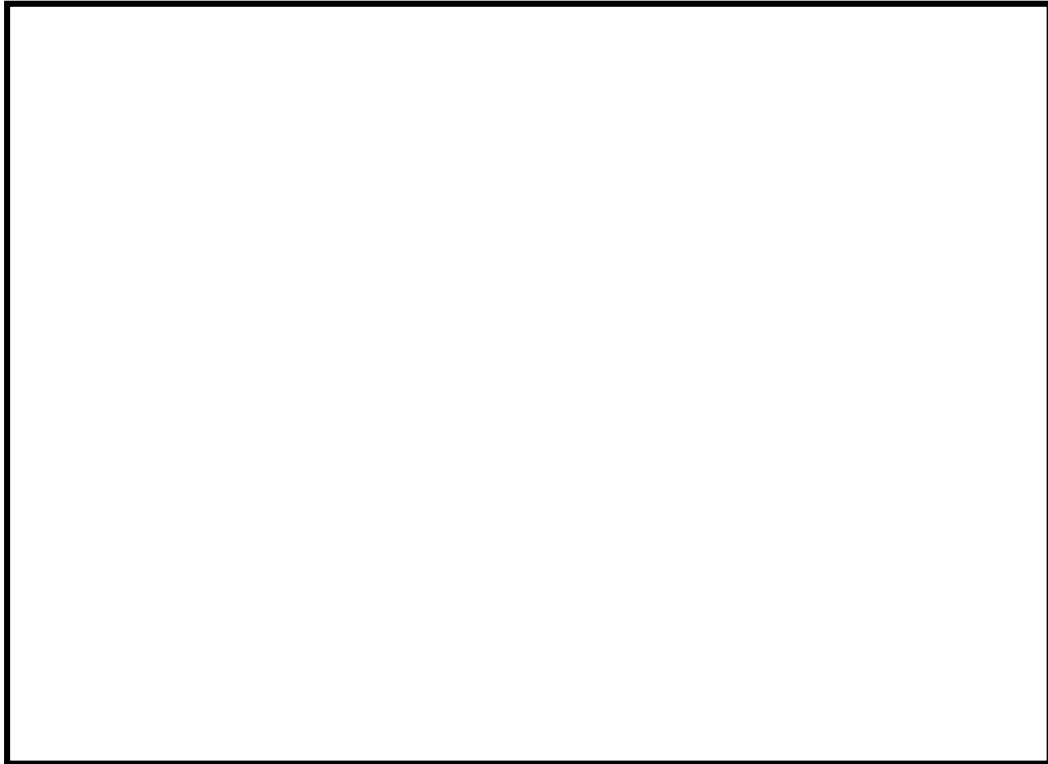
区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	徒歩移動	緊急時対策所→南側保管場所	216	4	4
②→③	重機移動	南側保管場所→北側淡水池	908	5	9
	がれき撤去 (A)	屋内開閉所		4	13
③→④	重機移動	北側淡水池→西側接続口	611	3	16
	土砂撤去 (B)	崩壊土砂		48	64

第 5.5.1-12 図 設定した E ルート及び復旧時間



区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	徒歩移動	緊急時対策所→南側保管場所	216	4	4
②→③	重機移動	南側保管場所→北側淡水池	1290	8	12
③→④	重機移動	北側淡水池→東側接続口	369	2	14
	がれき撤去 (A)	機材倉庫		3	17
	がれき撤去 (B)	モルタル混練建屋		1	18

第 5.5.1-13 図 設定した F ルート及び復旧時間



区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	徒歩移動	緊急時対策所→南側保管場所	216	4	4
②→③	重機移動	南側保管場所→北側淡水池	908	5	9
	がれき撤去 (A)	屋内開閉所		4	13
③→④	重機移動	北側淡水池→代替淡水貯槽	647	3	16
	がれき撤去 (B)	崩壊土砂		48	64

第 5.5.1-14 図 設定した G ルート及び復旧時間



区間	項目	対象	距離 (約 m)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	徒歩移動	緊急時対策所→南側保管場所	216	4	4
②→③	重機移動	南側保管場所→北側淡水池	1290	8	12
③→④	重機移動	北側淡水池→サービス建屋 (東 I)	674	4	16
	がれき撤去 (A)	機材倉庫		3	19
	がれき撤去 (B)	プロパンガスボンベ室		2	21
	がれき撤去 (C)	補修装置等保管倉庫		3	24
	がれき撤去 (D)	サイトバンカー建屋 (東 I)		2	26

第 5.5.1-15 図 設定したHルート及び復旧時間

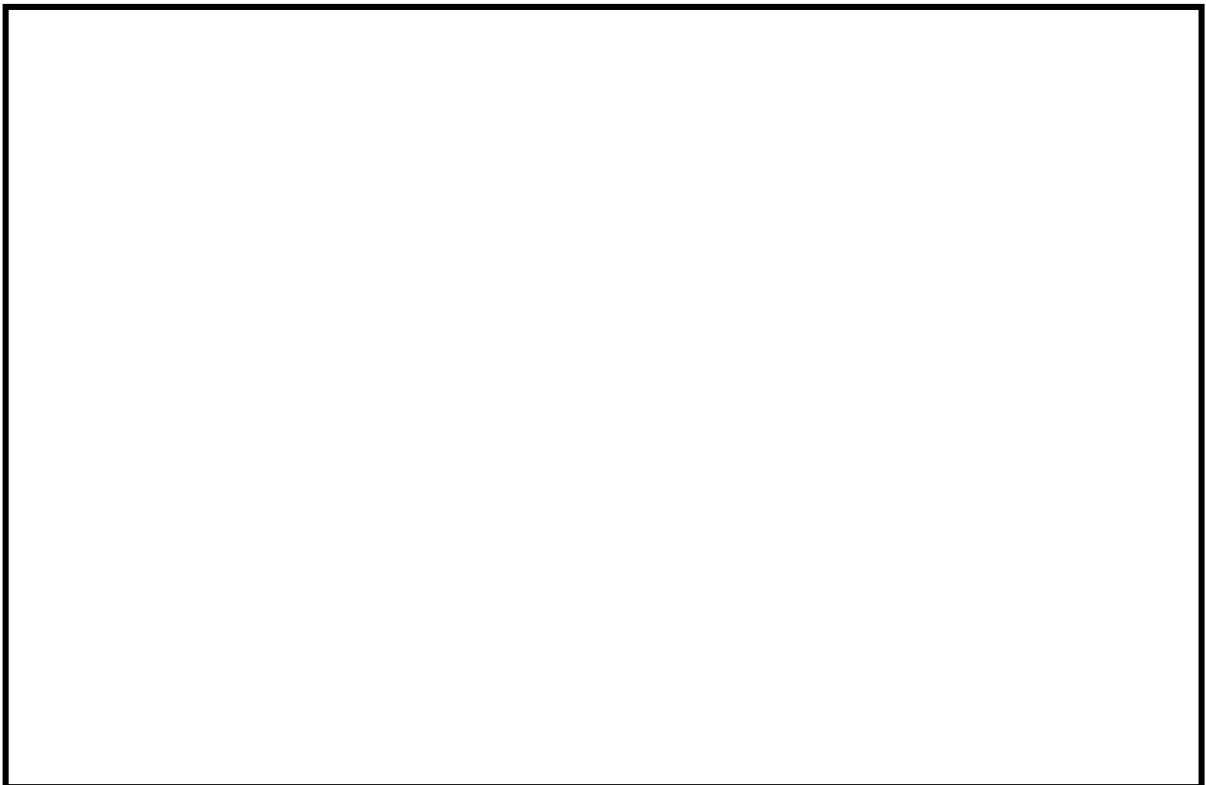
5.5.2 津波時の復旧時間の評価結果

敷地遡上津波時におけるアクセスルートについては、敷地西側の高所に高所淡水池、11m 盤接続口を設置し、敷地遡上津波の影響を受けないルートが選定できることから、復旧に要する時間の評価は不要である。

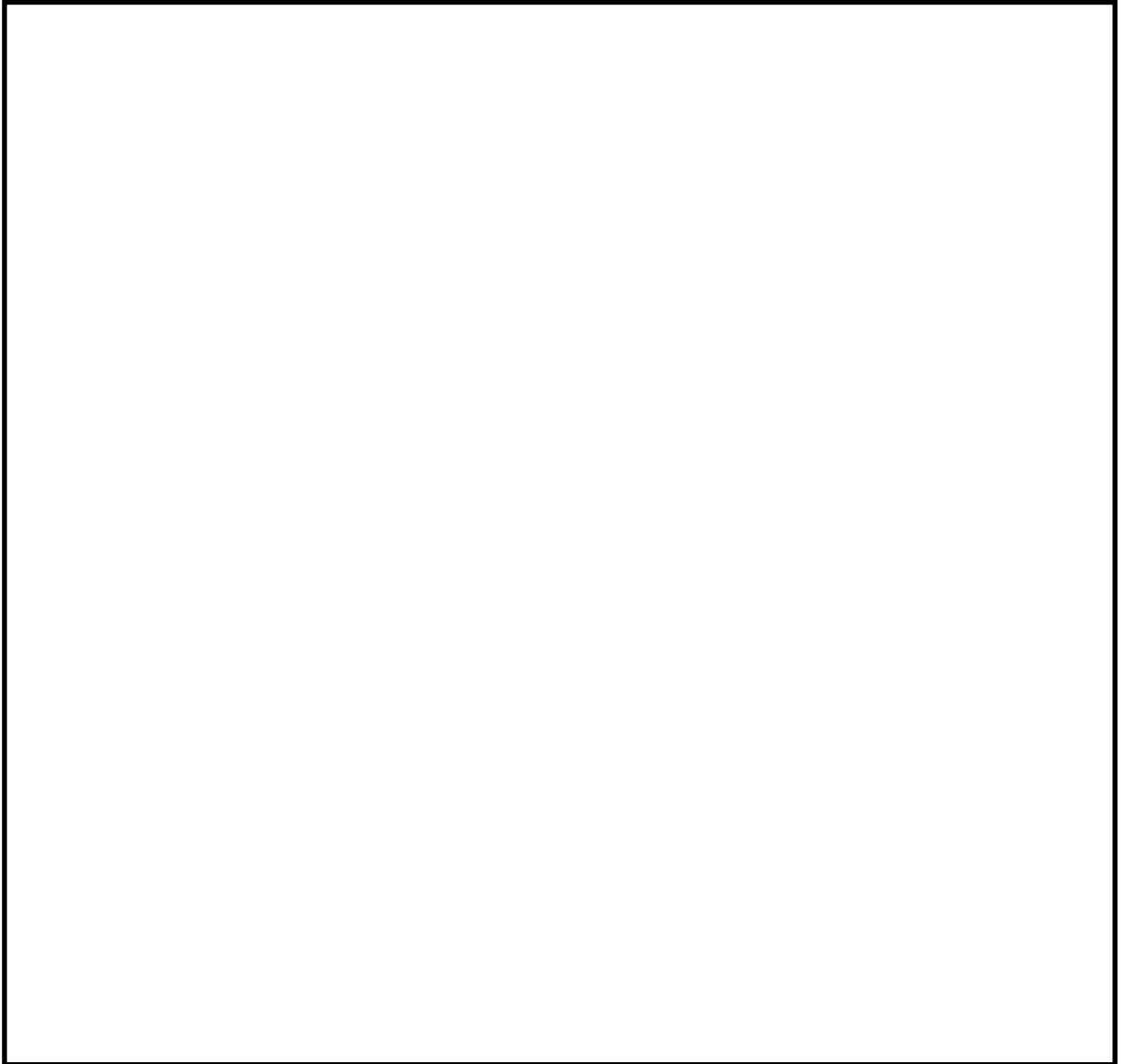
第 5.5.2-1 図にアクセスルート概要図を示す。

また、敷地遡上津波時の重大事故等対応において選定するアクセスルート（緊急時対策所～保管場所～高所淡水池～11m 盤接続口）が津波による影響を受けないことを津波遡上解析の結果により確認している。

第 5.5.2-2 図に敷地遡上津波時の最大浸水深分布を示す。



第 5.5.2-1 図 緊急時対策所～高所淡水池～11m盤接続口
アクセスルート概要



第 5.5.2-2 図 敷地遡上津波時の最大浸水深分布

5.6 屋外作業の成立性

「重大事故等対策の有効性評価」における重要事故シーケンスでの時間評価を行う必要のある屋外作業について、外部起因事象に対する影響を評価した結果、以下のとおり作業は可能であることを確認した。

なお、可搬型設備の保管場所及び屋外アクセスルート等の点検状況について別紙(25)、敷地内の他設備との同時被災時におけるアクセスルートへの影響を別紙(26)に示す。

(1) 屋外アクセスルートへの影響

a. 屋外アクセスルートの確認

敷地内に配置している周辺監視カメラ等により、アクセスルート等の状況を確認した災害対策要員から報告を受けた災害対策本部の現場統括当番者は、通行可能なアクセスルートの状況を災害対策本部内に周知する。

万一、通行ができない場合は、がれき等の撤去や応急復旧の優先順位を考慮の上、アクセスルートを判断し、アクセスルート確保要員へ指示及び発電長へ連絡する。

要員からの報告後、速やかにアクセスルートの判断を行うため、作業の成立性への影響はない。

b. 屋外アクセスルートの復旧

アクセスルートは幅員が約 5m から 10m の道路であり、地震、敷地遡上津波の影響を受けないアクセスルートについては、復旧は不要である。

また、地震時におけるアクセスルートの被害想定の結果、地震に伴い発生するがれき等はホイールローダ等の重機により撤去を行うことで、可搬型設備の運搬等、重大事故等対処が確実に実施できるアクセスルー

トを確保可能である。

なお、アクセスルート上に地震に伴い発生したガレキが堆積した場合でも、最大 60 分で被害想定箇所の復旧は可能である。

c. 車両の通行性

アクセスルートは幅員が約 5m から 10m の道路であり、地震、敷地遡上津波の影響を受けないアクセスルートについては、車両の通行性に影響はない。また、地震時におけるアクセスルートの被害想定の結果、地震に伴い発生するガレキ等はホイールローダ等の重機により撤去を行うことで、可搬型設備の運搬等、重大事故等対処が確実に実施できるアクセスルートが確保可能であることから、車両の通行性に影響はない。

アクセスルートの復旧作業を実施した場合は、必要な幅員を復旧するため復旧箇所は片側通行となるが、可搬型設備は設置場所に移動する際の往路のみとなるため、車両の通行性に影響はない。

また、タンクローリは可搬型設備へ給油するために可搬型設備の設置場所と保管場所近傍の可搬型設備用軽油タンクを往復するが、アクセスルートの復旧後に移動することから、車両の通行性に影響はない。

なお、アクセスルート復旧後の道路の状況は、液状化による不等沈下等を考慮してあらかじめ路盤補強等の対策を実施することから、15cm を上回る段差の発生はないと想定しているが、万一、想定を上回る沈下量が発生したとしても土のう等による仮復旧を実施し、車両が徐行運転をすることでアクセスは可能である。（別紙（21）参照）

重大事故等対応のためのホース又はケーブルを敷設した場合でも、ホース又はケーブルを敷設していないルートを通行可能であることから、車両の通行性に影響はない。

なお、ホースブリッジを設置する場合は、ホース敷設完了後のアクセス性を考慮し、作業完了後の要員にて実施するため有効性評価上の作業時間に影響を与えるものではない。（別紙（27）参照）

d. 作業環境

現場での作業を安全に実施するため事故時の作業環境について、予め想定しておくことが重要である。災害対策要員は、アクセスルート復旧後における可搬型設備の設置、ホース又はケーブルの敷設等の作業の実施に当たって、現場の安全確認を考慮し作業を実施する。また、現場の作業環境が悪化（照明の喪失、騒音、放射線量の上昇等）しても作業を可能とするための装備として、ヘッドライト、LEDライト、耳栓、放射線防護具を携帯する。

e. 現場における操作性

緊急時での対応作業を円滑に進めるため十分な作業スペースが確保されていることが重要である。作業スペース確保のため、操作場所近傍に不要な物品等を保管しないこととする。また、現場操作に対し工具を必要とするものは可搬型設備の保管場所に保管又は可搬型設備に搭載する。

操作に対し知識・訓練を必要とするものについては、教育・訓練により必要な力量を確保する。

(2) アクセスルート通行時における通信手段及び照明の確保

重大事故等対応要員から災害対策本部への報告、災害対策本部から重大事故等対応要員への指示は、通常の連絡手段（ページング及び電力保安通信用電話設備）が使用できない場合でも、無線連絡設備、衛星電話設備等の通信手段にて実施することが可能であり、屋外作業への影響はない。

夜間における屋外アクセスルート通行時には、ホイールローダ等の重

機・車両に搭載されている照明，ヘッドライト，LED ライト等を使用することが可能であり，屋外作業への影響はない。（別紙（28），（29）参照）

(3) 作業の成立性

地震，敷地遡上津波時に重大事故等対処を実施するための屋外アクセスルートは，地震及び敷地遡上津波の影響を受けないルートが確保でき，かつ，ホイールローダ等の重機によるがれき等の撤去を行うことでも確保可能であり，第 5.6-1 表に示すとおり，有効性評価の想定時間が最も厳しい重要事故シーケンスの要求時間内での作業が可能である。

以下に可搬型設備を用いた屋外作業の成立性の評価条件を示す。

① 以下の屋外作業について成立すること。

a. 地震時

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作
- (b) 可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作
- (c) タンクローリによる燃料補給準備

b. 津波時

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作

② 作業成立性を評価するルートは，屋外アクセスルート設定の方針，水源の優先度等を踏まえ，以下のとおりとする。

a. 地震時

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作
 - ・代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉注水（第 5.5.1-10 図）

(b) 可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作

- ・北側淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への水源補給（第 5.5.1-14 図）

b. 津波時

(a) 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作

- ・高所淡水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉注水（第 5.5.1-10 図）

c. 作業の起点となる重大事故等対応要員の出発点は緊急時対策所とする。

なお、作業の起点前に必要となる以下の事項は合計時間に含める。

- 事務本館から緊急時対策所までの徒歩時間（15 分）
- 状況把握（5 分）

d. 可搬型設備は、緊急時対策所から離れている南側保管場所から出動する。

e. 地震に伴い発生するがれき等の影響を受ける可能性があっても人力によるホース敷設が可能な以下の箇所について、人力によるホース敷設時間を作業時間に含める。

- 増強廃棄物処理建屋換気空調ダクト上（ホース敷設作業時間：10 分）
- サービス建屋（東 I）前（ホース敷設作業時間：35 分※）

※可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作時の所要時間（ホースを敷設する本数の少ない可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作時では 20 分）（補足説明資料（3）参照）

f. 地震に伴い発生するがれき等の影響を受けるルートは、ホイールローダ等の重機により車両通行やホース敷設等に必要な幅員を確保する。

□は 37 条（有効性評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第 5.6-1 表 屋外作業の成立性評価結果

作業名	評価 ルート※1	アクセスルート 復旧時間 ①	作業時間 ②	有効性評価 想定時間※4	評価結果		
					① + ②		
地震時	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作（南側保管場所～代替淡水貯槽～西側接続口）	Aルート	0分	165分※2	3時間	165分※5	○
	可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作（南側保管場所～北側淡水池～代替淡水貯槽）	Gルート	60分	160分※2	48時間	220分※6	○
	タンクローリによる燃料補給準備（南側保管場所～可搬型代替注水大型ポンプ設置場所）	—	0分	90分※3	6.5時間	210分※7	○
敷地遡上津波時	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作（南側保管場所～高所淡水池～11m盤接続口）	Bルート	0分	160分※2	3時間	160分	○

※1：第 5.5.1-8 図から第 5.5.1-15 図に示したルートから評価ルートを選定

※2：評価ルートにおいて可搬型代替注水大型ポンプを使用する作業時間で考慮する項目は以下のとおり

- ・ 出動準備時間（防護具着用，保管場所までの移動，車両等出動前確認）
- ・ 保管場所から水源までの移動時間（アクセスルート復旧と並行にて実施）
- ・ 水中ポンプ設置時間
- ・ ホース敷設及び接続時間
- ・ 事務本館から緊急時対策所までの徒歩時間及び状況把握時間

※3：燃料補給準備で考慮する項目は以下のとおり

- ・ 防護具着用時間
- ・ 緊急時対策所から保管場所までの移動時間
- ・ タンクローリ移動時間
- ・ 補給準備時間（可搬型設備用軽油タンク上蓋開放等）
- ・ 軽油タンクからタンクローリへの補給時間

※4：重要事故シーケンスごとに有効性評価の想定時間が異なる場合には，最短の想定時間を記載

※5：地震に伴い発生するがれきの撤去を行うルート（第 5.5.1-10 図（Cルート））を使用する場合 170 分

※6：別ルート（Hルート）を使用する場合の合計時間は 210 分（人力によるホース敷設（サービス建屋（東 I）前）作業時間を含む）

※7：外部参集要員の参集時間（120 分）を含む

6. 屋内アクセスルートの評価

屋内アクセスルートについては、重大事故等時に必要となる屋内での現場操作場所までのアクセス性について、地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水を評価し、アクセス可能であることを確認する。

なお、外部起因事象として想定される津波のうち基準津波については、防潮堤が設置されているため、屋内アクセスルートは影響を受けない。また、基準津波を超え敷地に遡上する津波については、屋内アクセスルートが設定されている原子炉建屋が水密化され、影響を受けない。

6.1 影響評価対象

評価する屋内現場操作及び操作場所については、技術的能力1.1～1.19で整備する重大事故等時において、期待する手順の屋内現場操作について、屋内アクセスルートに影響のおそれがある地震、地震随伴火災及び地震による内部溢水について、現場操作ごとにその影響を評価する。

なお、機器等の起動失敗原因調査のためのアクセスルートについては、可能であれば、現場調査を実施する位置付けであることから、評価対象外とする。

技術的能力における対応手順で期待する屋内現場操作一覧を第6-1表に記す。また、屋内アクセスルートの設定について別紙（30）に記す。

また、重要事故シーケンスにおけるアクセスルートについて一覧を第6-2表に、重要事故シーケンスごとのアクセスルート経路を第6-1図から第6-8図、重要事故シーケンスにおける現場作業一覧について第6-3表、屋内作業の成立性評価結果を第6-4表に示す。

6.2 評価方法

屋内アクセスルートに影響を与えるおそれがある以下の事項について評価する。

a. 地震時の影響評価

重大事故等時の現場操作対象場所までのアクセスルートにおける周辺施設の損傷、転倒及び落下等によってアクセス性への影響がないことを確認する。

具体的には、以下の観点で確認を実施する。

- ・現場操作対象機器との離隔距離をとる等により、アクセス性に影響を与えないことを確認する。
- ・周辺に作業用ホイスト、レール、グレーチング、手すり等がある場合、落下防止措置等により、アクセス性に与える影響はないことを確認する。
- ・周辺に転倒する可能性のある常置品がある場合、固縛や転倒防止処置の実施により、アクセス性に与える影響はないことを確認する。
- ・上部に照明器具がある場合、蛍光灯等の落下を想定しても、アクセス性に与える影響はないことを確認する。

また、万一、周辺にある常置品が転倒した場合を考慮し、通行可能な通路幅が確保できない常置品はあらかじめ移設・撤去等を行う。

なお、常置品、仮置き資機材の設置に対する運用、管理については、社内規程に基づき実施する。

b. 地震随伴火災の影響評価

屋内アクセスルート近傍の油内包又は水素内包機器について、地震により機器が転倒し、火災源とならないことを確認する。

影響評価の考え方等については、別紙（31）に示す。

c. 地震による内部溢水の影響評価

屋内アクセスルートにある建屋のフロアについて、地震により溢水源となるタンク等の損壊に伴い、各フロアにおける最大溢水水位で歩行可能な溢水高さであることを確認する。

影響評価の考え方等については、別紙（32）に示す。

6.3 評価結果

現場確認結果を別紙（33）に示す。上記観点より現場ウォークダウンによる確認を実施し、アクセスルート近傍に設置している転倒する可能性のある常置品がある場合、固縛や転倒防止処置により、アクセス性に与える影響がないことを確認した。また、万一、周辺にある常置品が転倒した場合であっても、通行可能な通路幅があるか、通路幅がない場合は移設・撤去を行うため、アクセス性に与える影響がないことを確認した。

なお、仮置資機材は通行可能な通路幅が確保できるような配置とする。

また、有効性評価における重要事故シーケンスで評価している屋内の現場作業について第 6-3 表に示すとおり、有効性評価における想定時間内に作業が実施できることを確認した。経路上の溢水を考慮し、仮に移動時間を 1.5 倍とした場合であっても、有効性評価における事象発生からの作業開始想定時間及びそれ以前の作業の状況を確認した結果、有効性評価想定時間内に作業が実施可能であることを確認した。

また、技術的能力 1.1～1.19 の重大事故等時において期待する手順についても、地震随伴火災、地震随伴内部溢水を考慮しても屋内に設定したアクセスルートを通行できることを確認した。その結果については、別紙(31),

(32) に示す。

6.4 屋内作業への影響について

a. 地震時の影響評価

通常運転時，作業に伴い一時的に足場を構築する場合があるが，その場合は社内マニュアルに定める運用（足場材が地震等により崩れた場合にも扉の開操作に支障となることがないように離隔距離をとる等考慮して設置する等）により管理するとともに，屋内作業に当たっては，溢水状況，空間放射線量，環境温度等，現場の状況に応じて人身安全を最優先に適切な放射線防護具を選定した上で，アクセスルートを通行する。

b. アクセスルート通行時における通信手段及び照明の確保

現場要員から中央制御室への報告，中央制御室から現場要員への指示は，通常の連絡手段（ページング及び電力保安通信用電話設備）が使用できない場合でも，携帯型有線通話設備，無線連絡設備等の通信手段にて実施することが可能であり，屋内作業への影響はない。

電源喪失等により建屋内の通常照明が使用できない場合，要員は中央制御室等に配備しているヘッドライト，LED ライト等を使用することで，操作場所へのアクセス，操作が可能である。（別紙（28）参照）

第 6-1 表 技術的能力における対応手段で期待する屋内現場操作一覧 (1/7)

対応手段	該当 条文	屋内現場操作	資機材の 転倒に よる影響	火災源 の有無 ※2	溢水源 の有無
高圧代替注水系による原子炉の冷却 (高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却)	1.2	(現場操作①) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段 F ⑧) → [⑧-5] → (⑧階段 F ⑦) → [⑦-6] → (⑦階段 G ⑧) → [⑧-6] → (⑧階段 G ⑦) → [⑦-7]】 (現場操作②) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段 B ③) → [③-7] → (③階段 B ⑥) → (⑥階段 E ⑦) → [⑦-7]】	無	有 ⑳ ㉑ ㉒ ㉓	有
重大事故等の進展抑制 (ほう酸水注入系による進展抑制)	1.2	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段 D ⑤) → (⑤階段 A ②) → [②-4] → [②-5]】	無	有 ③④	有
逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 (高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素確保)	1.3	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段 D ⑤) → (⑤階段 A ④) → [④-6] → [④-7] → [④-6] → [④-8] → [④-9] → [④-8]】	無	有 ⑩⑪	有
インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手順	1.3	(残留熱除去系注入弁 (A) 隔離の場合) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段 B ④) → [④-4]】	無	有 ⑩	有
		(残留熱除去系注入弁 (B) 隔離の場合) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥梯子 A ④) → [④-2]】	無	有 ⑩⑪	有

※1 運転員(現場対応)が重大事故等対応要員と合流する地点までの移動経路{(④梯子 B ③) → (③ハッチ開放) → (③梯子 C ④) → (④ハッチ開放) → (④梯子 D ⑤) → (⑤階段 I ⑥)}

※2 対応手段として期待する設備は火災源としない

第 6-1 表 技術的能力における対応手段で期待する屋内現場操作一覧 (2/7)

対応手段	該当 条文	屋内現場操作	資機材の 転倒に よる影響	火災源 の有無 ※2	溢水源 の有無
原子炉運転中の低 圧代替注水 (低圧代替注水系 (可搬型)による 原子炉注水(淡水 /海水))	1.4	(残留熱除去系(C)配管を使用 した場合) 【中央制御室→※1→(⑥-17) →(⑥階段D⑤)→(⑤階段A④) →[④-1]→(④階段A③)→[③ -1]→[③-2]】	無	有 ⑩	有
		(低圧炉心スプレイ系配管を使用 した場合) 【中央制御室→※1→(⑥-17) →(⑥階段B④)→[④-3]→[④ -5]】	無	有 ⑩⑪	有
原子炉運転停止中 の復旧 (残留熱除去系 (原子炉停止時冷 却系)復旧後の原 子炉除熱)	1.4	(残留熱除去系(A)の場合) 【中央制御室→※1→(⑥-17) →(⑥階段F⑧)→[⑧-4]】	無	無	無
		(残留熱除去系(B)の場合) 【中央制御室→※1→(⑥-17) →(⑥階段E⑧)→[⑧-3]】	無	有 ⑲⑳	無
残留熱除去系(原 子炉停止時冷却 系)による原子炉 除熱	1.4	(残留熱除去系(A)の場合) 【中央制御室→※1→(⑥-17) →(⑥階段F⑧)→[⑧-4]】	無	無	無
		(残留熱除去系(B)の場合) 【中央制御室→※1→(⑥-17) →(⑥階段E⑧)→[⑧-3]】	無	有 ⑲⑳	無

※1 運転員(現場対応)が重大事故等対応要員と合流する地点までの移動経路{(④梯子B③)
→(③ハッチ開放)→(③梯子C④)→(④ハッチ開放)→(④梯子D⑤)→(⑤階段I
⑥)}

※2 対応手段として期待する設備は火災源としない

第 6-1 表 技術的能力における対応手段で期待する屋内現場操作一覧 (3/7)

対応手段	該当 条文	屋内現場操作	資機材の 転倒に よる影響	火災源 の有無 ※2	溢水源 の有無
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置スクラビング水移送)	1.5	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段H⑦) → [⑦-8]】	無	有 ⑱ ⑲ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗	無
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄) 【水源が多目的タンクの場合】	1.5	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段H⑦) → [⑦-8]】	無	有 ⑱ ⑲ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗	無
		【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段H⑦) → [⑦-8]】	無	有 ⑱ ⑲ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗	無
格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作	1.5	(S/C側ベントの場合) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → [⑥-14]】 (D/W側ベントの場合) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段I⑤) → (⑤梯子D④) → (④梯子C③) → (③階段J②) → [②-6]】 (S/C, D/Wベント共通) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段H⑤) → (⑤階段G④) → [④-10]】	無	(共通) 有 ⑫ ⑬ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗	無
炉心の著しい損傷防止するための代替格納容器スプレイ (代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器内の冷却(淡水/海水))	1.6	(残留熱除去系(A)を使用した場合) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段D⑤) → (⑤階段A④) → (④階段A③) → [③-3] → [③-4] → [③-5] → [③-6]】	無	有 ⑩	有
		(残留熱除去系(B)を使用した場合) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段B⑤) → [⑤-2] → [⑤-1] → (⑤階段B⑥) → [⑥-12] → [⑥-11]】	無	無	有

※1 中央制御室から附属棟電気室1階まで移動経路{(④梯子B③) → (③ハッチ開放) → (③梯子C④) → (④ハッチ開放) → (④梯子D⑤) → (⑤階段I⑥)}

※2 対応手段として期待する設備は火災源としない

第 6-1 表 技術的能力における対応手段で期待する屋内現場操作一覧 (4/7)

対応手段	該当 条文	屋内現場操作	資機材の 転倒に よる影響	火災源 の有無 ※2	溢水源 の有無
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱)	1.7	(S/C, D/Wベント共通) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段H⑤) → (⑤階段G④) → (④-10)】	無	有 ⑫ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗	無
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置スクラビング水移送)	1.7	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段H⑦) → [⑦-8]】	無	有 ⑱ ⑲ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗	無
格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄)	1.7	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段H⑦) → [⑦-8]】	無	有 ⑱ ⑲ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗	無
【水源が多目的タンクの場合】		【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段H⑦) → [⑦-8]】	無	有 ⑱ ⑲ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗	無
格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作	1.7	(S/C側ベントの場合) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → [⑥-14]】 (D/W側ベントの場合) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段I⑤) → (⑤梯子D④) → (④梯子C③) → (③階段J②) → [②-6]】 (S/C, D/Wベント共通) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段H⑤) → (⑤階段G④) → [④-10]】	無	(共通) 有 ⑫ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗	無
二次隔離弁操作室空気ボンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化	1.7	二次隔離弁操作室空気ボンベユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化 【二次隔離弁操作要員の操作であり,当該弁の近傍で行う作業のため,上欄の(S/C, D/Wベント共通)と同様】	無	有 ⑫ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗	無

※1 中央制御室から附属棟電気室1階まで移動経路{(④梯子B③) → (③ハッチ開放) → (③梯子C④) → (④ハッチ開放) → (④梯子D⑤) → (⑤階段I⑥)}

※2 対応手段として期待する設備は火災源としない

第 6-1 表 技術的能力における対応手段で期待する屋内現場操作一覧 (5/7)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の転倒による影響	火災源の有無※2	溢水源の有無
原子炉压力容器への注水 (低圧代替注水系(可搬型)による原子炉压力容器への注水)	1.8	(残留熱除去系(C)配管を使用した場合) 【中央制御室→※1→(⑥-17)→(⑥階段D⑤)→(⑤階段A④)→[④-1]→(④階段A③)→[③-1]→[③-2]】	無	有 ⑩	有
		(低圧炉心スプレイ系配管を使用した場合) 【中央制御室→※1→(⑥-17)→(⑥階段B④)→[④-5]→[④-3]】	無	有 ⑩⑪	有
燃料プール代替注水 (可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水))	1.11	(R/Wコントロール室脇入口扉を使用した場合) 【中央制御室→※1→(⑥-18扉開放)→(⑥-16)→(⑥-15)→(⑥階段D⑤)→(⑤階段A②)→(②-1)→(②階段A①)→[①-1]→[①-2]→[①-3]→(①階段A⑤)→(⑤階段D⑥)→(⑥-18)】	無	有 ③④⑥ ⑩⑫⑬ ⑭⑮⑯ ⑰	有
		(原子炉建屋大物搬入口扉を使用した場合) 【中央制御室→※1→(⑥-20扉開放)→(⑥階段D⑤)→(⑤階段A①)→(①階段C②)→[②-3]→[②-2]→[②-7]→(②階段C①)→[①-1]→[①-2]→[①-3]→(①階段A⑤)→(⑤階段D⑥)→(⑥-20)】	無	有 ③④⑤ ⑥⑩	有
燃料プールスプレイ (可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールスプレイ(淡水/海水))	1.11	(R/Wコントロール室脇入口扉を使用した場合) 【上記「燃料プール代替注水」同様】	無	有 ③④⑥ ⑩⑫⑬ ⑭⑮⑯ ⑰	有
		(原子炉建屋大物搬入口扉を使用した場合) 【上記「燃料プール代替注水」同様】	無	有 ③④⑤ ⑥⑩	有

※1 中央制御室から附属棟電気室1階まで移動経路{(④梯子B③)→(③ハッチ開放)→(③梯子C④)→(④ハッチ開放)→(④梯子D⑤)→(⑤階段I⑥)}

※2 対応手段として期待する設備は火災源としない

第 6-1 表 技術的能力における対応手段で期待する屋内現場操作一覧 (6/7)

対応手段	該当 条文	屋内現場操作	資機材の 転倒に よる影響	火災源 の有無 ※2	溢水源 の有無
代替交流電源設備 による非常用所内 電気設備への給電 (常設代替交流電 源設備による非常 用所内電気設備へ の給電)	1. 14	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段 I ⑧) → [⑧-1] → (⑧ 階段 I ⑦) → [⑦-1] → (⑦階段 I ⑥) → [⑥-7] → [⑥-8]】	無	無	無
代替交流電源設備 による非常用所内 電気設備への給電 (可搬型代替交流 電源設備による非 常用所内電気設 備への給電)	1. 14	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段 I ⑧) → [⑧-2] → (⑧ 階段 I ⑦) → [⑦-2] → (⑦階段 I ⑥) → [⑥-7] → [⑥-8]】	無	無	無
代替直流電源設備 による非常用所内 電気設備への給電 (所内常設直流電 源設備による非常 用所内電気設備へ の給電)	1. 14	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → [⑥-19] → [⑥-7] → [⑥-8] → [⑥-19] → [⑥-9] → [⑥-7] → [⑥-6] → [⑥-5] → [⑥-4] → [⑥ -7] → [⑥-8]	無	無	無
代替直流電源設備 による非常用所内 電気設備への給電 (可搬型代替直流 電源設備による非 常用所内電気設 備への給電)	1. 14	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → [⑥-7] → [⑥-8] → [⑥-10] → [⑥-7] → [⑥-8]	無	無	無
常設直流電源喪失 時の遮断器用制御 電源の復旧	1. 14	(常設直流電源喪失時の遮断器用 制御電源の復旧) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段 I ⑧) → [⑧-1] → [⑧ -2] → (⑧階段 I ⑦) → [⑦-1] → [⑦-2] → (⑦階段 I ⑥) → [⑥ -7] → [⑥-8]	無	無	無
		(可搬型代替低圧電源車による遮 断器用制御電源の復旧) 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → (⑥階段 I ⑧) → [⑧-2] → (⑧ 階段 I ⑦) → [⑦-2] → (⑦階段 I ⑥) → [⑥-7] → [⑥-8]	無	無	無

※1 中央制御室から付属棟電気室 1 階まで移動経路 {(④梯子 B ③) → (③ハッチ開放) → (③梯子 C ④) → (④ハッチ開放) → (④梯子 D ⑤) → (⑤階段 I ⑥)}

※2 対応手段として期待する設備は火災源としない

第 6-1 表 技術的能力における対応手段で期待する屋内現場操作一覧 (7/7)

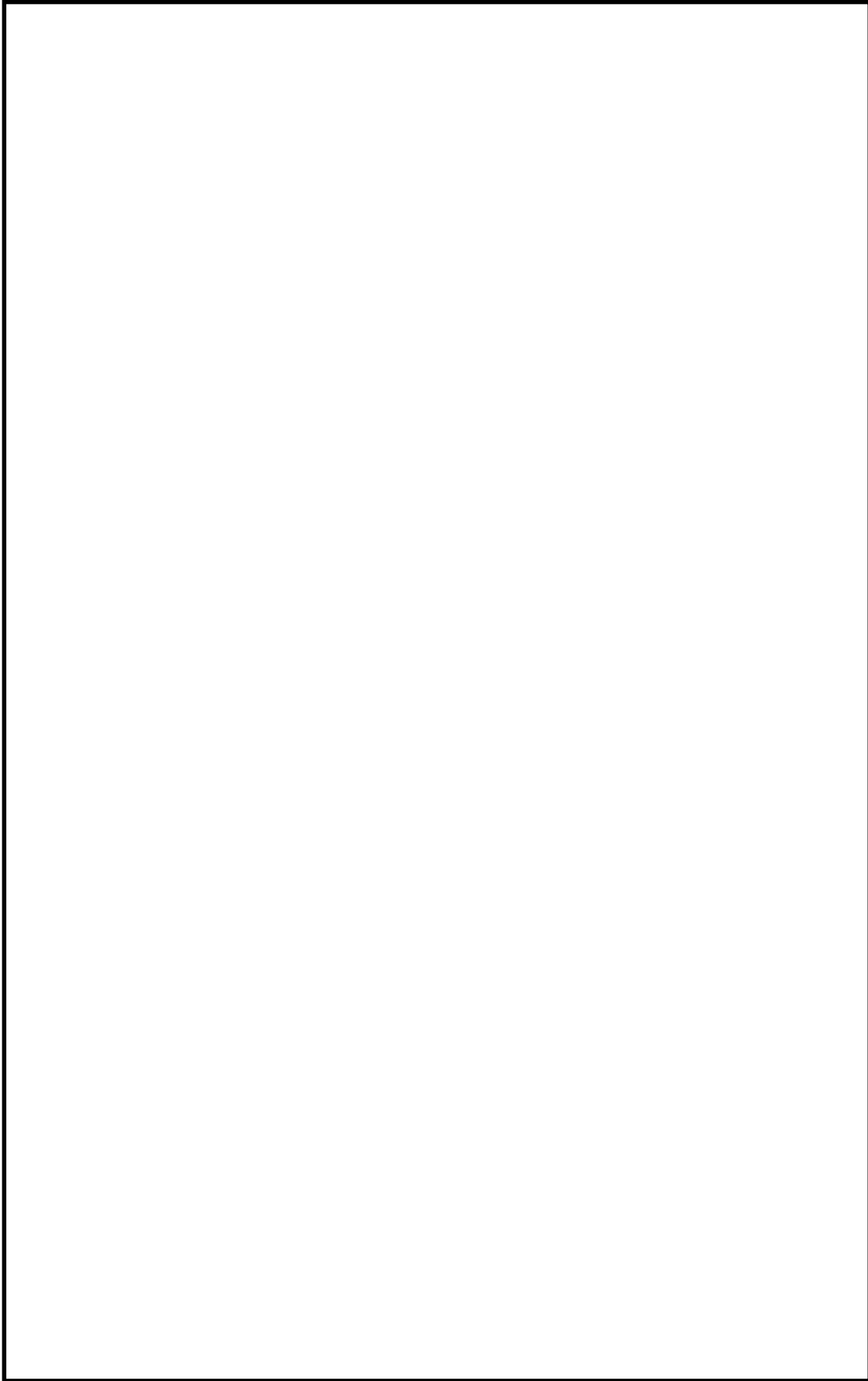
対応手段	該当 条文	屋内現場操作	資機材の 転倒に よる影響	火災源 の有無 ※2	溢水源 の有無
代替交流電源設備 による代替所内電 気設備への給電 (常設代替交流電 源設備による代替 所内電気設備への 給電)	1. 14	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → [⑥-13] → [⑥-10] → [⑥ -8] → [⑥-9] → [⑥-7] → [⑥ -6]】	無	有 ⑳ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖	無
代替交流電源設備 による代替所内電 気設備への給電 (常設代替交流電 源設備による代替 所内電気設備への 給電)	1. 14	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → [⑥-13] → [⑥-10] → [⑥ -8] → [⑥-9] → [⑥-7] → [⑥ -6]】	無	有 ⑳ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖	無
代替交流電源設備 による代替所内電 気設備への給電 (可搬型代替交流 電源設備による代 替所内電気設備へ の給電)	1. 14	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → [⑥-13] → [⑥-10] → [⑥-8] → [⑥-7]】	無	有 ⑳ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖	無
代替直流電源設備 による代替所内電 気設備への給電 (常設代替直流電 源設備による代替 所内電気設備への 給電)	1. 14	不要な直流負荷切離し 【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → [⑥-7] → [⑥-8] → [⑥-9] → [⑥-7] → [⑥-6] → [⑥- 10] → [⑥-8] → [⑥-9] → [⑥ -7] → [⑥-6]】	無	無	無
代替直流電源設備 による代替所内電 気設備への給電 (可搬型代替直流 電源設備による代 替所内電気設備へ の給電)	1. 14	【中央制御室→ ※1 → (⑥-17) → [⑥-10] → ⑥-13】	無	有 ⑳ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖	無
チェン징エリア の設置及び運用 手順	1. 16	【(⑥-17) → (⑤階段 I ⑥) → (④ 梯子 D ⑤) → (③梯子 C ④) → [③ -8]】	無	無	無

※1 中央制御室から附属棟電気室 1 階まで移動経路 {(④梯子 B ③) → (③ハッチ開放) → (③梯子 C ④) → (④ハッチ開放) → (④梯子 D ⑤) → (⑤階段 I ⑥)}

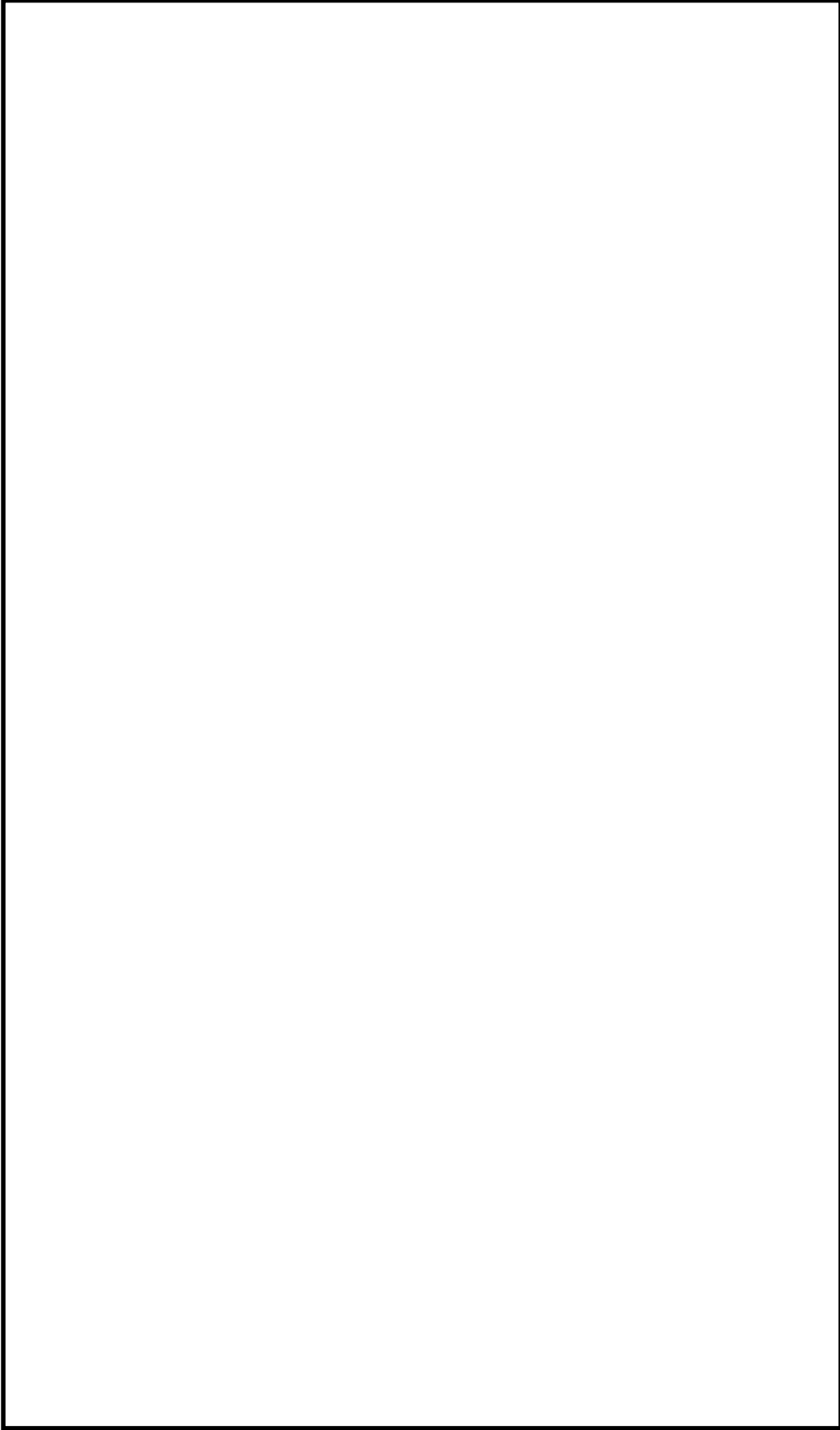
※2 対応手段として期待する設備は火災源としない

第 6-2 表 「重大事故等対策の有効性評価」 屋内アクセスルート整理表

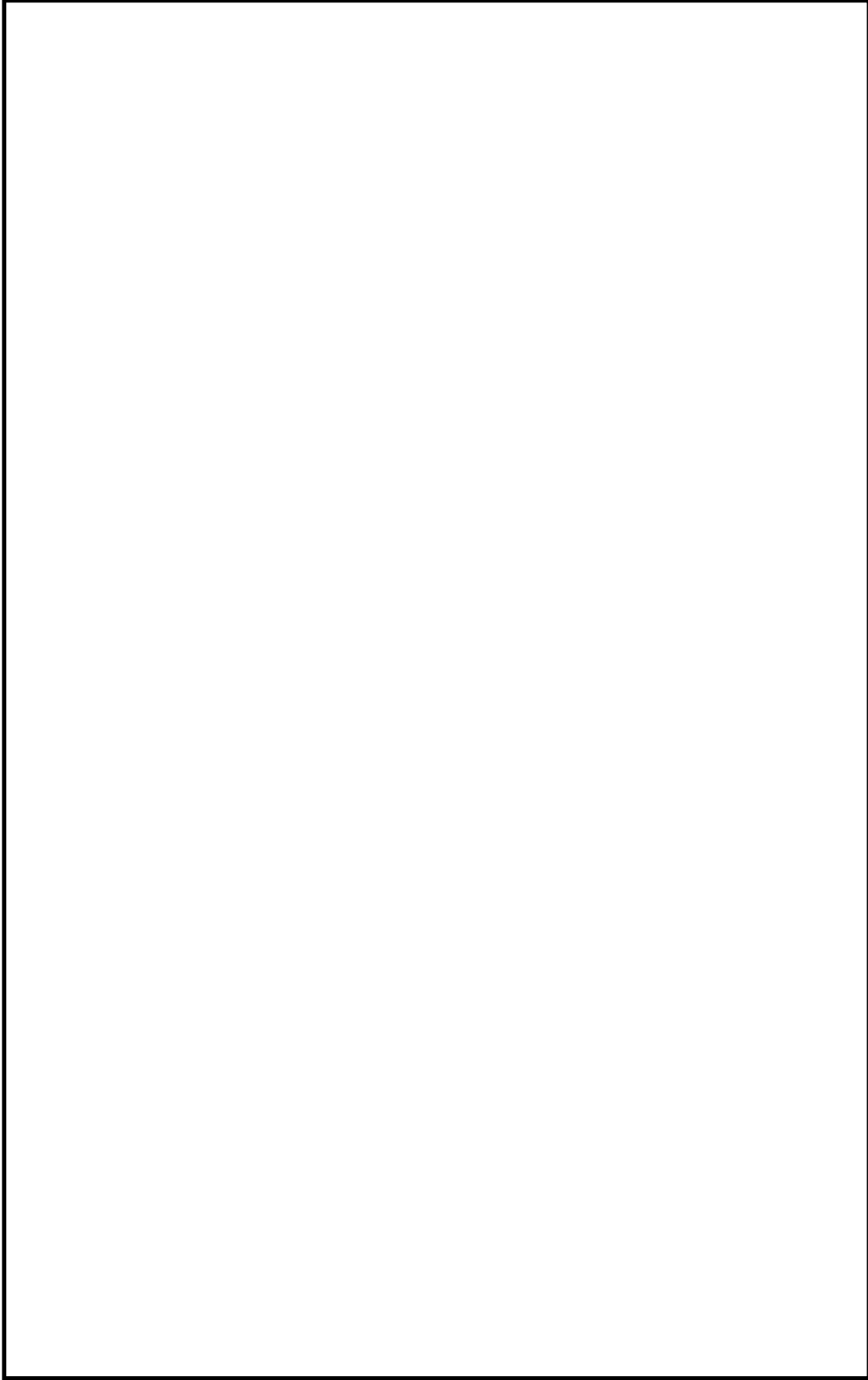
「重大事故等対策の有効性評価」 事故シーケンス		ルート図
①	高圧・低圧注水機能喪失	現場操作なし (図面なし)
②	高圧注水・減圧機能喪失	現場操作なし (図面なし)
③	全交流動力電源喪失 (長期 T B)	第 6-1 図
④	全交流動力電源喪失 (T B D, T B U)	第 6-2 図
⑤	全交流動力電源喪失 (T B P)	第 6-3 図
⑥	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	第 6-4 図
⑦	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	現場操作なし (図面なし)
⑧	原子炉停止機能喪失	現場操作なし (図面なし)
⑨	L O C A 時注水機能喪失	現場操作なし (図面なし)
⑩	格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)	第 6-5 図
⑪	津波浸水による注水機能喪失	③～⑤で包括
⑫	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)	⑥で包括
⑬	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用しない場合)	第 6-6 図
⑭	高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	⑥で包括
⑮	原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	⑥で包括
⑯	水素燃焼	⑥で包括
⑰	溶融炉心・コンクリート相互作用	⑥で包括
⑱	想定事故 1	現場操作なし (図面なし)
⑲	想定事故 2	現場操作なし (図面なし)
⑳	崩壊熱除去機能喪失 (停止時)	第 6-7 図
㉑	全交流動力電源喪失 (停止時)	第 6-8 図
㉒	原子炉冷却材の流出 (停止時)	現場操作なし (図面なし)
㉓	反応度の誤投入 (停止時)	現場操作なし (図面なし)



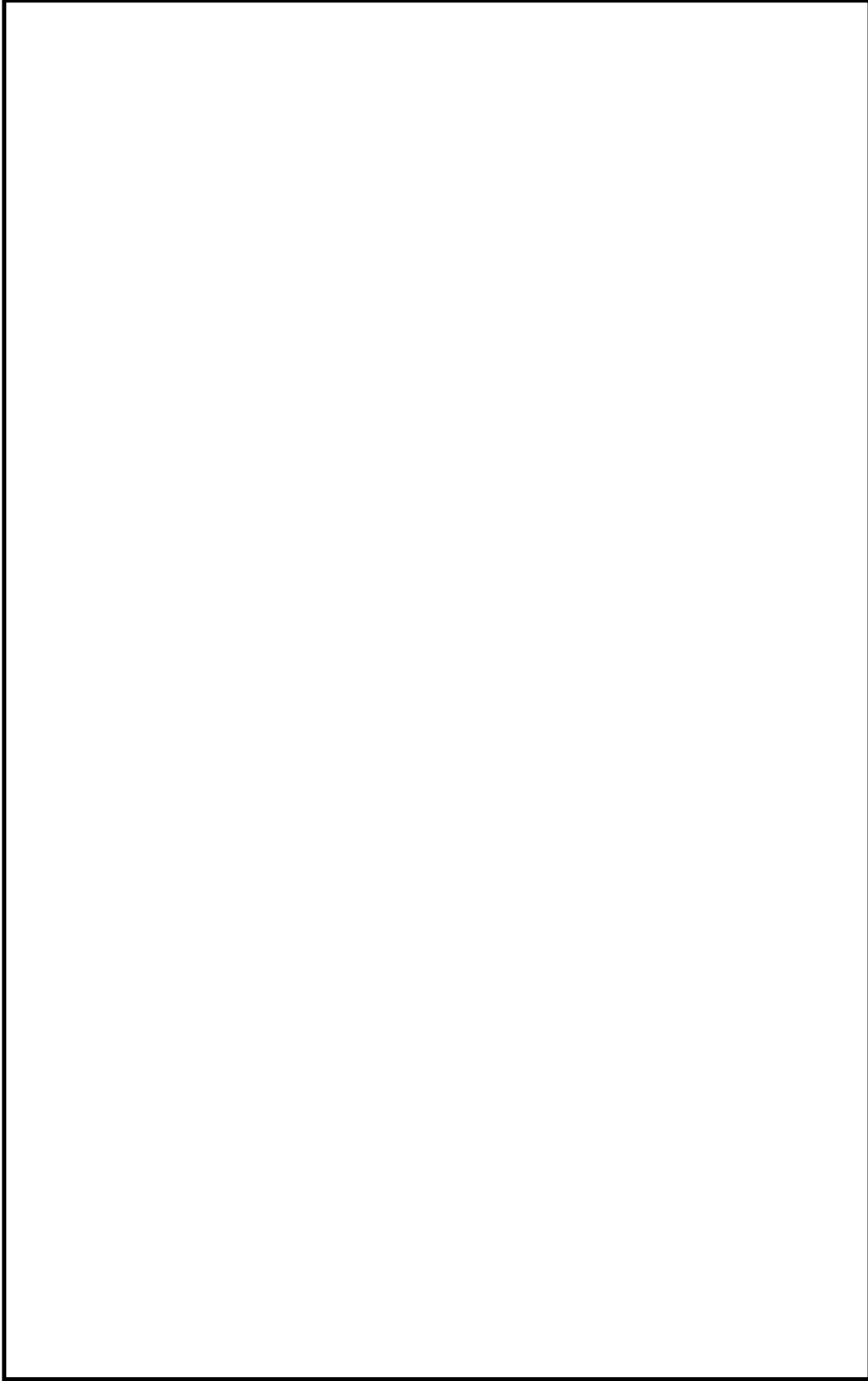
第 6-1 図 事故シナシケンス「全交流動力電源喪失（長期 T B）」の屋内アクセスルート



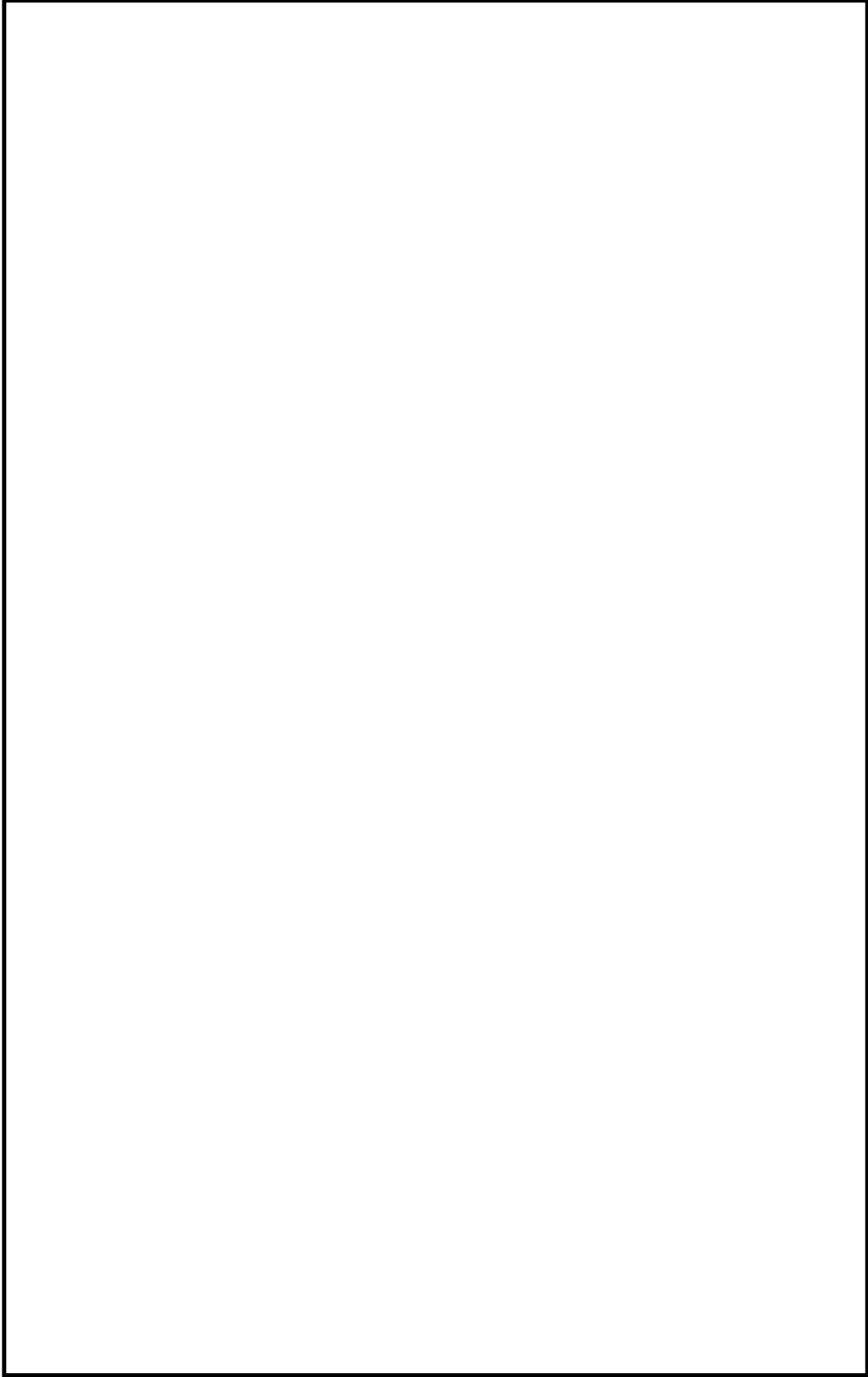
第 6-2 図 事故シナシケンス「全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)」の屋内アクセスルート



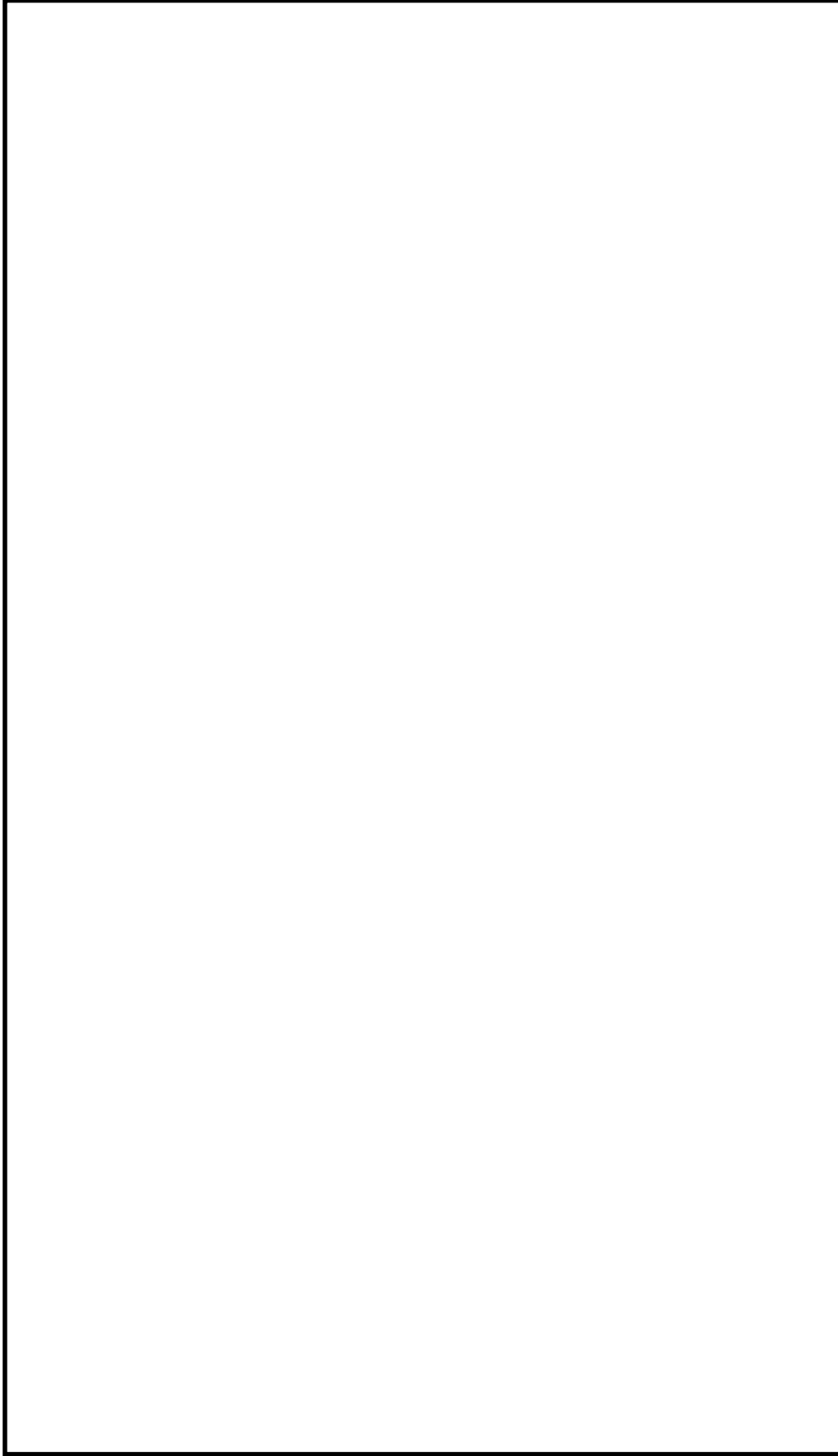
第 6-3 図 事故シナシケンス「全交流動力電源喪失 (T B P)」の屋内アクセスルート



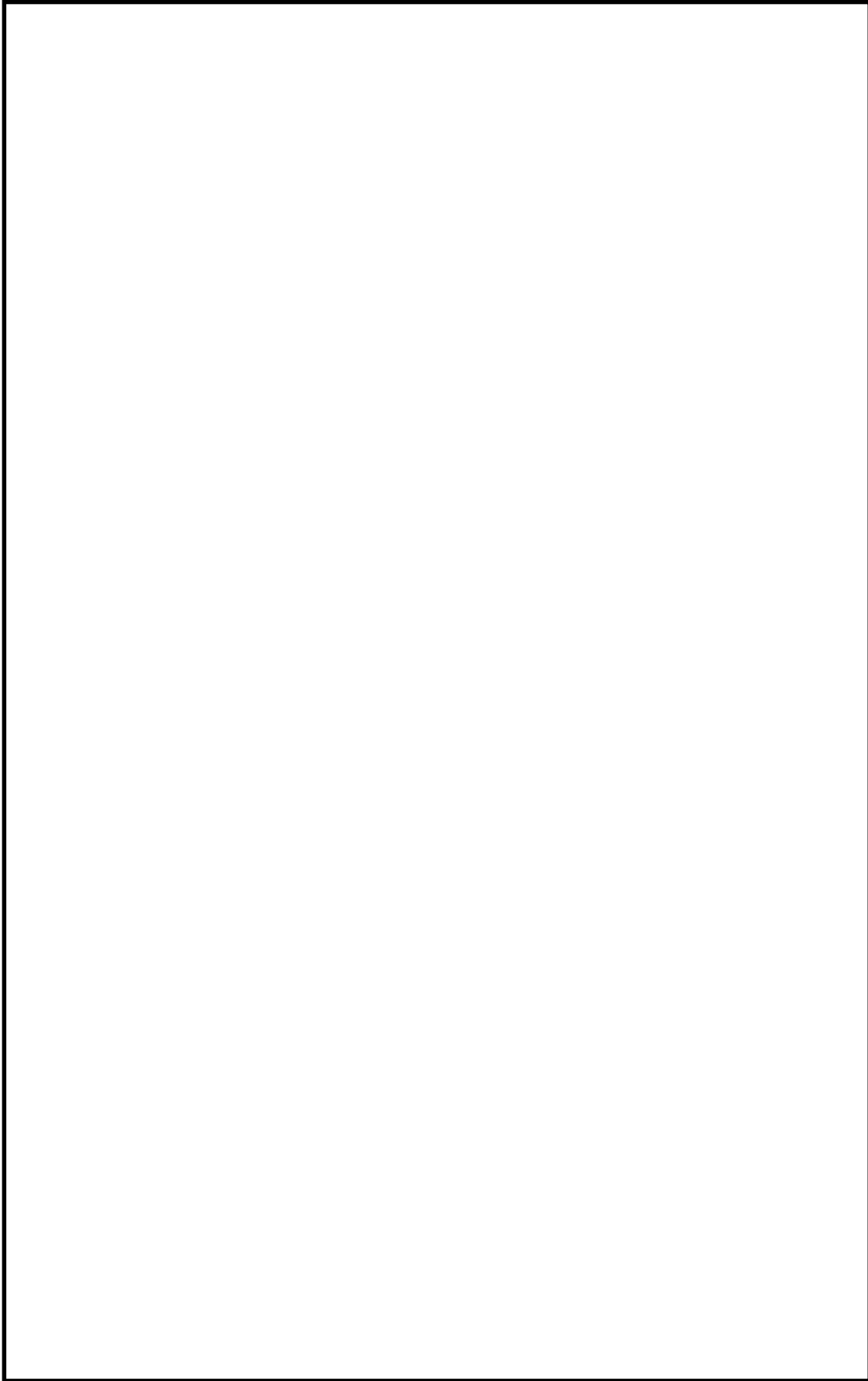
第 6-4 図 事故シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」の屋内アクセスルート



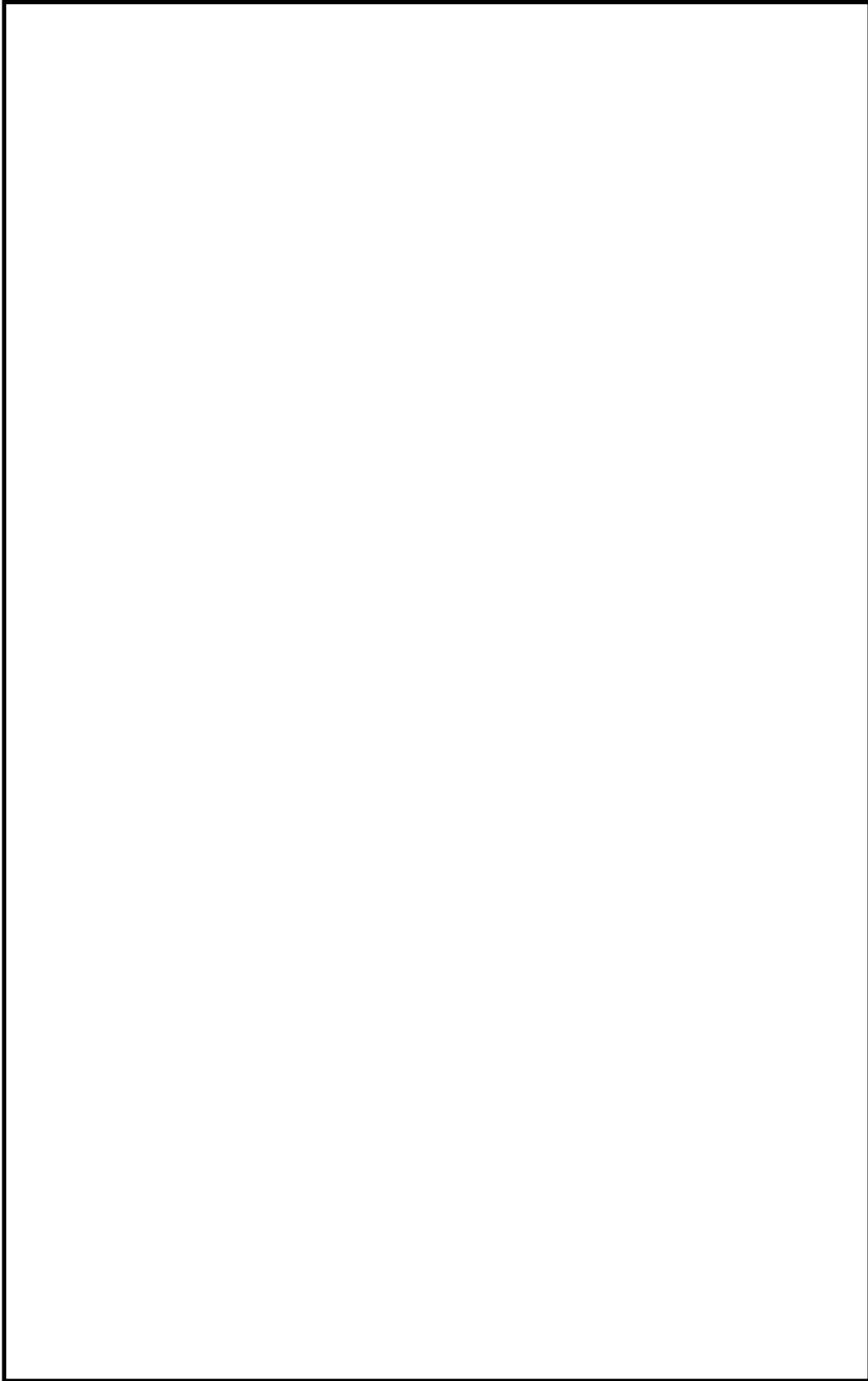
第 6-5 図 事故シーケンス「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の屋内アクセスルート



第 6-6 図 事故シナシケンス「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
（代替循環冷却系を使用しない場合）」の屋内アクセスルート



第 6-7 図 事故シナシケンス「崩壊熱除去機能喪失（停止時）」の屋内アクセスルート



第6-8図 事故シナシケンス「全交流動力電源喪失（停止時）」の屋内アクセスルート

□は37条（有効性評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第 6-3 表 重要事故シナリオごとの現場作業（1/6）

重要事故シナリオ	作業場所	作業内容	作業時間※1	有効性評価上の作業時間※2	有効性評価想定時間※3	有効性評価想定時間に対する成立性	保管場所から作業現場に運搬する可搬型設備
高圧・低圧注水機能喪失	屋外	可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	185分	210分	48時間	事象発生44時間30分後の作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	可搬型代替注水大型ポンプ
		タンクローリによる燃料補給操作	90分	90分	51.5時間	事象発生48時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	タンクローリ
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—
炉心の著しい損傷の防止 全交流動力電源喪失 (長期TB)	屋内	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作【原子炉注水のための系統構成】	121分	125分	8時間	事象発生5時間55分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	—
		直流電源の負荷切り離し操作（現場）	50分	50分	9時間	事象発生8時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	—
		常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	68分	70分	24時間	前作業からの継続	—
		可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却【格納容器スプレイのための系統構成】	173分	175分	13時間	事象発生10時間5分後からの作業を想定しているが、10時間後の別作業終了後から着手できるため、有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	—
		可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作【可搬型代替注水大型ポンプ準備、代替淡水貯槽からのホース敷設等】	155分	170分	8時間	事象発生4時間50分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	可搬型代替注水大型ポンプ
	屋外	タンクローリによる燃料補給操作	90分	90分	11.5時間	事象発生8時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	タンクローリ

※1：作業ごとに訓練及び実機（類似機器）操作等により採取した時間を足し合わせたもの

※2：有効性評価で、当該作業に要する時間として想定している時間

※3：有効性評価で、事象発生を起点とし、当該作業が完了することを想定している時間

□は37条（有効性評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第6-3表 重要事故シナリオごとの現場作業（2/6）

重要事故シナリオ	作業場所	作業内容	作業時間**1	有効性評価上の作業時間**2	有効性評価想定時間**3	有効性評価に対する成立性	保管場所から作業現場に運搬する可搬型設備
全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)	屋内	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作【原子炉注水のための系統構成】	121分	25分	8時間	事象発生5時間55分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
		常設代替注水高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	182分	85分	24時間	事象発生7時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
		可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却【格納容器スプレイのための系統構成】	173分	175分	13時間	前作業からの継続	-
全交流動力電源喪失 (TBD, TBU)	屋外	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作【可搬型代替注水大型ポンプ準備, 代替淡水貯槽からのホース敷設等】	155分	170分	8時間	事象発生4時間50分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	可搬型代替注水大型ポンプ
		タンクローリによる燃料補給操作	90分	90分	11.5時間	事象発生8時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	タンクローリ
		可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作【原子炉注水のための系統構成】	121分	25分	9時間	事象発生55分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
全交流動力電源喪失 (TBP)	屋内	直流電源の負荷切り離し操作（現場）	50分	50分	9時間	事象発生8時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
		常設代替注水高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	68分	70分	24時間	前作業からの継続	-
		可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却【格納容器スプレイのための系統構成】	173分	175分	13時間	事象発生10時間5分後からの作業を想定しているが、10時間後の別作業終了後から着手できるため、有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
全交流動力電源喪失 (TBP)	屋外	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作【可搬型代替注水大型ポンプ準備, 代替淡水貯槽からのホース敷設等】	155分	170分	3時間	事象確認後、速やかに作業を開始することで、有効性評価想定時間内での対応が可能である。	可搬型代替注水大型ポンプ
		タンクローリによる燃料補給操作	90分	90分	6.5時間	事象発生3時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	タンクローリ

炉心の著しい損傷の防止

※1：作業ごとに訓練及び実機（類似機器）操作等により採取した時間を足し合わせたもの

※2：有効性評価で、当該作業に要する時間として想定している時間

※3：有効性評価で、事象発生を起点とし、当該作業が完了することを想定している時間

□は 37 条（有効性評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第 6-3 表 重要事故シナリオごとの現場作業（3/6）

重要事故シナリオ	作業場所	作業内容	作業時間 ^{※1}	有効性評価上の作業時間 ^{※2}	有効性評価想定時間 ^{※3}	有効性評価に対する成立性	保管場所から作業現場に運搬する可搬型設備
炉心の著しい損傷の防止	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	常設代替高压電源装置による非常用母線の受電準備操作 【非常用母線受電準備】	68 分	70 分	1.5 時間	事象発生 14 分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
	崩壊熱除去機能が故障した(残留熱除去系が故障した場合)	可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	185 分	210 分	48 時間	事象発生 44 時間 30 分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	可搬型代替注水大型ポンプ
	原子炉停止機能喪失	タンクローリによる燃料補給操作	90 分	90 分	51.5 時間	事象発生 48 時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	タンクローリ
	-	-	-	-	-	-	-
	LOCA 時注水機能喪失	可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	185 分	210 分	48 時間	事象発生 44 時間 30 分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	可搬型代替注水大型ポンプ
格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	屋外	タンクローリによる燃料補給操作	90 分	90 分	51.5 時間	事象発生 48 時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	タンクローリ
格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)	屋内	現場における破損系統の注入弁の閉止操作	115 分	115 分 ^{※3}	5 時間	事象発生 3 時間 5 分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-

※1：作業ごとに訓練及び実機（類似機器）操作等により採取した時間を足し合わせたもの

※2：有効性評価で、当該作業に要する時間として想定している時間

※3：有効性評価で、事象発生を起点とし、当該作業が完了することを想定している時間

□は37条（有効性評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第6-3表 重要事故シナリオごとの現場作業（4/6）

重要事故シナリオ	作業場所	作業内容	作業時間 ^{*1}	有効性評価上の作業時間 ^{*2}	有効性評価想定時間 ^{*3}	有効性評価に対する成立性	保管場所から作業現場に運搬する可搬型設備
炉心の著しい損傷の防止	屋内	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作【原子炉注水のための系統構成】	121分	125分	3時間	事象発生55分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
		直流電源の負荷切り離し操作（現場）	50分	50分	9時間	事象発生8時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
		常設代替注水高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	68分	70分	24時間	前作業からの継続	-
原子炉格納容器の破損の防止	屋外	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作【可搬型代替注水大型ポンプ準備、高所淡水池からのホース敷設等】	160分	160分	3時間	事象確認後、速やかに作業を開始することで、有効性評価想定時間内での対応が可能である。	可搬型代替注水大型ポンプ
		タンクローリによる燃料補給操作	90分	90分	6.5時間	事象発生3時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	タンクローリ
		常設代替注水高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	68分	70分	1.5時間	事象発生14分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
原子炉格納容器の破損の防止	屋内	常設代替注水高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	68分	70分	1.5時間	事象発生14分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
		格納容器ベント準備操作（現場移動（第二弁））	42分	45分	19時間	事象発生18時間15分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
		可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	185分	210分	48時間	事象発生44時間30分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	可搬型代替注水大型ポンプ
原子炉格納容器の破損の防止	屋外	タンクローリによる燃料補給操作	90分	90分	51.5時間	事象発生48時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	タンクローリ

※1：作業ごとに訓練及び実機（類似機器）操作等により採取した時間を足し合わせたもの

※2：有効性評価で、当該作業に要する時間として想定している時間

※3：有効性評価で、事象発生を起点とし、当該作業が完了することを想定している時間

□は37条（有効性評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第6-3表 重要事故シナリオごとの現場作業（5/6）

重要事故シナリオ	作業場所	作業内容	作業時間 ^{*1}	有効性評価上の作業時間 ^{**2}	有効性評価想定時間 ^{**3}	有効性評価に対する成立性	保管場所から作業現場に運搬する可搬型設備
原子炉格納容器の破損の防止	屋内	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	68分	70分	1.5時間	事象発生14分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
		原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	68分	70分	1.5時間	事象発生14分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
		水素燃焼	68分	70分	1.5時間	事象発生14分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
		溶融炉心・コンクリート相互作用	68分	70分	1.5時間	事象発生14分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
使用済燃料プール内の燃料破損の防止	屋外	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水準備	155分	170分	8時間	事象発生4時間50分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	可搬型代替注水大型ポンプ
		タンクローリによる燃料補給操作	90分	90分	11.5時間	事象発生8時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	タンクローリ
想定事故2	屋外	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水準備	155分	170分	8時間	事象発生4時間50分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	可搬型代替注水大型ポンプ
		タンクローリによる燃料補給操作	90分	90分	11.5時間	事象発生8時間後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	タンクローリ

※1：作業ごとに訓練及び実機（類似機器）操作等により採取した時間を足し合わせたもの

※2：有効性評価で、当該作業に要する時間として想定している時間

※3：有効性評価で、事象発生を起点とし、当該作業が完了することを想定している時間

□は37条（有効性評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第6-3表 重要事故シナリオごとの現場作業（6/6）

重要事故シナリオ	作業場所	作業内容	作業時間 ^{*1}	有効性評価上の作業時間 ^{*2}	有効性評価想定時間 ^{*3}	有効性評価想定時間に対する成立性	保管場所から作業現場に運搬する可搬型設備
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)	屋内	原子炉保護系母線の受電操作	81分	85分	4.3時間	事象発生1時間22分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
		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	43分	45分	4.3時間	事象発生3時間29分後からの作業を想定しているが、2時間47分後の別作業終了後から着手できるため、有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
全交流動力電源喪失	屋内	常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作 【非常用母線受電準備】	68分	70分	1.5時間	事象発生17分後からの作業を想定しているが、それ以前の作業は無いため有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
		原子炉保護系母線の受電操作	81分	85分	4.1時間	事象発生1時間52分後からの作業を想定しているが、1時間22分後の別作業終了後から着手できるため、有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある。	-
原子炉冷却材の流出	-	-	-	-	-	-	-
反応度の誤投入	-	-	-	-	-	-	-

※1：作業ごとに訓練及び実機（類似機器）操作等により採取した時間を足し合わせたもの

※2：有効性評価で、当該作業に要する時間として想定している時間

※3：有効性評価で、事象発生を起点とし、当該作業が完了することを想定している時間

□は 37 条（有効性評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第 6-4 表 屋内作業の成立性評価結果

作業名		作業時間※1	有効性評価上の 作業時間※2	有効性評価 想定時間※3	評価結果
運 転 時	格納容器ベント準備操作（現場移動（第二弁））	42 分	45 分	28 時間	○
	可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作【原子炉注水のための系統構成】	121 分	125 分	3 時間	○
	直流電源の負荷切り離し操作（現場）	50 分	50 分	9 時間	○
	常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	68 分	70 分	24 時間	○
	常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】※5	182 分	185 分	24 時間	○
	可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）による格納容器冷却【格納容器スプレィのための系統構成】	173 分	175 分	13 時間	○
	現場における破損系統の注入弁の閉止操作	115 分※4	115 分	5 時間	○
停 止 時	原子炉保護系母線の受電操作	81 分	85 分	4.1 時間	○
	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	43 分	45 分	4.3 時間	○
	常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作【非常用母線受電準備】	68 分	70 分	1.5 時間	○

※1：作業時間で考慮する項目は以下のとおり

- ・防護具着用時間
- ・操作場所までの移動時間：通常の移動時間（想定）を 1.5 倍した時間＋扉等操作時間
- ・系統構成（電源盤及び弁等操作）

※2：有効性評価で、当該作業に要する時間として想定している時間

※3：有効性評価で、事象発生を起点とし、当該作業が完了する時間として想定している時間

※4：原子炉棟入口で装備を変更する時間（17 分）を含む

※5：事故シーケンス「全交流動力電源喪失（TBD、TBU）」対応における作業時間

7. 発電所構外からの災害対策要員の参集

発電所構外から発電所構内への災害対策要員の参集に対して、以下の考え方に基づき、複数の参集ルートを設定する。

- ▶ 発電所構内への参集に当たっては、必ず国道 245 号線を通過することから、同国道の交通状態及び道路状態によるアクセス性の影響を受けないよう複数の参集ルートを設定する。
- ▶ 敷地入口近傍に設置される 154kV 及び 275kV の送電鉄塔の倒壊による参集ルートへの障害を想定し、鉄塔が倒壊した場合でも影響を受けない参集ルートを設定する。
- ▶ 参集場所である緊急時対策所への参集ルートは、敷地高さを踏まえ敷地を遡上する津波の影響を受けない参集ルートを設定する。

発電所構外からの災害対策要員の参集方法、参集ルートについて、別紙 (34) に示す。災害対策要員の大多数は東海村及び東海村周辺のひたちなか市、那珂市に居住しており、災害対策要員の参集手段を徒歩移動と想定した場合であっても、重大事故等時に災害対策本部の体制が機能するために必要な要員 (71 名^{*}) は発災後 120 分以内に参集可能と考えられる。

発電所構外から発電所までの参集ルートは複数あり、かつ比較的平坦な土地であることからアクセス性に支障をきたす可能性は低い。

発電所構外の広域において、津波による影響が考えられる場合、被害・影響を受けると想定されるエリアを避けた参集ルートにて参集することとしている。

また、敷地遡上津波を想定しても、参集ルートはその影響を受けない。

※但し、この要員数は今後の関連する検討により変更となる可能性がある。

7.1 災害対策要員の参集の流れ

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、発電所及び待機所以外にいる災害対策要員をすみやかに非常招集するため、「一斉通報システム」、「通信連絡手段」等を活用し災害対策要員の非常招集を行う。

東海村周辺地域で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には、非常招集の連絡がなくても支障がない限り発電所緊急時対策所又は発電所外集合場所（第三滝坂寮）に参集する。

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

招集する災害対策要員のうち、あらかじめ指名されている発電所参集要員（拘束当番）である災害対策要員は、直接発電所緊急時対策所に参集する。あらかじめ指名された発電所参集要員以外の要員は発電所外集合場所に参集し、災害対策本部の指示に従い対応する。発電所集合場所に参集した要員は、災害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。

- ①発電所の状況（設備及び所員の被災等）
- ②参集した要員の確認（人数、体調等）
- ③重大事故等対応に必要な装備（汚染防護具、マスク、線量計等）
- ④発電所への持参品（通信連絡設備、照明機器等）
- ⑤気象及び災害情報等

7.2 参集する災害対策要員

発電所員の約 7 割が東海村及び東海村周辺のひたちなか市、那珂市などに居住（平成 28 年 7 月現在）しており、数時間で相当数の災害対策要員の参集が可能である。

外部事象の抽出について

1. 設計上考慮する外部事象の抽出

東海第二発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき外部事象の抽出に当たっては、国内で一般に発生しうる事象に加え、欧米の基準等で示されている事象を用い網羅的に収集し、類似性、随伴性から整理を行い、地震、津波を含めた 78 事象（自然現象 55 事象、外部人為事象 23 事象）を抽出した。

その結果及び海外文献を参考に策定した評価基準に基づき、より詳細に検討すべき外部事象について評価及び選定を実施した。

1.1 外部事象の収集

設置許可基準規則の解釈第六条 2 項及び 8 項において、「想定される自然現象（地震及び津波を除く。）」と「安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象」として、以下のとおり例示されている。

第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）

（中略）

- 2 第 1 項に想定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。

（中略）

- 8 第 3 項に規定する「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。）」

とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、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、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。

想定される自然現象及び想定される外部人為事象について網羅的に抽出するための基準等については、国外の基準として「Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants (IAEA, April 2010)」を、また外部人為事象を選定する観点から「DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)」, 日本の自然現象を網羅する観点から「日本の自然災害（国会資料編纂会 1998 年）」を参考にした。これらの基準等に基づき抽出した想定される自然現象を第 1 表に、想定される外部人為事象を第 2 表に示す。

なお、その他に NRC の「NUREG/CR-2300 PRA Procedures Guide (NRC, January 1983)」等の基準も事象収集の対象としたが、これら追加した基準の事象により、「(3) 設計上考慮すべき想定される自然現象及び外部人為事象の選定結果」において選定される事象が増加することはなかった。

第1表 考慮する外部ハザードの抽出（想定される自然現象）（1/2）

（丸数字は、次頁に記載した外部ハザードを抽出した文献を示す。）

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-1	極低温（凍結）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-2	隕石	○		○		○		○		○
1-3	降水（豪雨（降雨））	○	○	○	○	○	○	○		○
1-4	河川の迂回	○	○			○		○		○
1-5	砂嵐	○		○		○		○		○
1-6	静振	○				○		○		○
1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○		○
1-8	積雪（暴風雪）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-9	土壌の収縮又は膨張	○	○			○		○		○
1-10	高潮	○	○			○		○		○
1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○		○
1-12	火山（火山活動・降灰）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-13	波浪・高波	○	○			○		○		○
1-14	雪崩	○	○	○		○		○		○
1-15	生物学的事象	○			○		○	○		○
1-16	海岸浸食	○		○		○		○		○
1-17	干ばつ	○	○	○		○		○		○
1-18	洪水（外部洪水）	○	○	○		○	○	○		○
1-19	風（台風）	○	○	○	○	○	○	○		○
1-20	竜巻	○	○	○	○	○	○	○		○
1-21	濃霧	○				○		○		○
1-22	森林火災	○	○	○	○	○	○	○		○
1-23	霜・白霜	○	○	○		○		○		○
1-24	草原火災	○								○
1-25	ひょう・あられ	○	○	○		○		○		○
1-26	極高温	○	○	○		○		○		○
1-27	満潮	○				○		○		○
1-28	ハリケーン	○				○		○		
1-29	氷結	○		○		○		○		○
1-30	氷晶			○						○
1-31	氷壁			○						○
1-32	土砂崩れ（山崩れ，がけ崩れ）		○							
1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○		○
1-34	湖又は河川の水位低下	○		○		○		○		○

第1表 考慮する外部ハザードの抽出（想定される自然現象）（2/2）

（丸数字は、次頁に記載した外部ハザードを抽出した文献を示す。）

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
1-35	湖又は河川の水位上昇			○		○				
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	○	○							○
1-37	極限的な圧力（気圧高低）			○						○
1-38	もや			○						
1-39	塩害，塩雲			○						○
1-40	地面の隆起		○	○						○
1-41	動物			○						○
1-42	地滑り	○	○	○	○	○	○	○		○
1-43	カルスト			○						○
1-44	地下水による浸食			○						
1-45	海水面低			○						○
1-46	海水面高		○	○						○
1-47	地下水による地滑り			○						
1-48	水中の有機物			○						
1-49	太陽フレア，磁気嵐	○								○
1-50	高温水（海水温高）			○						○
1-51	低温水（海水温低）		○	○						○
1-52	泥湧出（液状化）		○							
1-53	土石流		○							○
1-54	水蒸気		○							○
1-55	毒性ガス	○	○			○		○		○

- ① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)
- ② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998年
- ③ Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- ④ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定：平成25年6月19日）
- ⑤ NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
- ⑥ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造および設備の基準に関する規則の解釈」（制定：平成25年6月19日）
- ⑦ ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”
- ⑧ B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006) -2011.5 NRC公表
- ⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」一般社団法人日本原子力学会

第2表 外部ハザードの抽出（外部人為事象）

（丸数字は，外部ハザードを抽出した文献を示す。）

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等								
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
2-1	衛星の落下	○		○				○		○
2-2	パイプライン事故（ガスなど）、パイプライン事故によるサイト内爆発等	○		○		○		○		
2-3	交通事故（化学物質流出含む）	○		○	○	○		○		○
2-4	有毒ガス	○			○	○	○	○		
2-5	タービンミサイル	○			○	○	○	○		
2-6	飛来物（航空機落下）	○		○	○	○	○	○	○	○
2-7	工業施設又は軍事施設事故	○				○		○		○
2-8	船舶の衝突（船舶事故）	○		○	○		○			○
2-9	自動車又は船舶の爆発	○		○						○
2-10	船舶から放出される固体液体不純物			○						○
2-11	水中の化学物質			○						
2-12	プラント外での爆発			○	○		○			○
2-13	プラント外での化学物質の流出			○						○
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出	○		○		○		○		
2-15	軍事施設からのミサイル			○						
2-16	掘削工事		○	○						
2-17	他のユニットからの火災			○						
2-18	他のユニットからのミサイル			○						
2-19	他のユニットからの内部溢水			○						
2-20	電磁的障害			○	○		○			○
2-21	ダムの崩壊			○	○		○			○
2-22	内部溢水				○	○	○	○		
2-23	火災（近隣工場等の火災）			○	○	○	○			○

- ① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE (NEI-12-06 August 2012)
- ② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998年
- ③ Specific Safety Guide (SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- ④ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（制定：平成25年6月19日）
- ⑤ NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
- ⑥ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造および設備の基準に関する規則の解釈」（制定：平成25年6月19日）
- ⑦ ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/ Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”
- ⑧ B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline (NEI-06-12 December 2006) -2011.5 NRC公表
- ⑨ 「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準：2014」一般社団法人日本原子力学会

1.2 外部事象の選定

1.2.1 除外基準

1.1 で網羅的に抽出した事象について、東海第二発電所において設計上考慮すべき事象を選定するため、海外での評価手法^{*}を参考とした第3表の除外基準のいずれかに該当するものは除外して事象の選定を行った。

第3表 考慮すべき事象の除外基準

基準A	影響を与えるほど接近した場所に発生しない。(例：No.1-5 砂嵐)
基準B	ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。(例：No.1-16 海岸浸食)
基準C	プラント設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又はプラントの安全性が損なわれることがない(例：No.1-21 濃霧)
基準D	影響が他の事象に包絡される。(例：No.1-27 満潮)
基準E	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。(例：No.1-2 隕石)

※ ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”

降水に対する影響評価について

1. 概要

東海第二発電所において、降雨が継続した場合の屋外アクセスルートへの影響について、評価を実施する。

2. 評価方法

東海第二発電所における雨水流出量と排水量を比較し、降水の影響について評価を行う。集水流域及び排水路流末位置を第1図に示す。

2.1 降雨強度

気象庁の気象統計情報における降水量の観測記録によれば、東海第二発電所の最寄りの気象官署である水戸地方気象台（水戸市）で観測された観測史上1位の降水量は81.7mm/hであるが、規格・基準類「森林法に基づく林地開発許可申請の手びき」（平成28年4月茨城県）による127.5mm/hの雨量強度を用いて評価する。

2.2 雨水流出量

雨水流出量は、集水流域ごとに設計基準としての降水量127.5mm/hを用いて算出する。

雨水流出量 Q_1 の算出には、「森林法に基づく林地開発許可申請の手びき」（平成28年4月茨城県）を参照し、以下の合理式（ラショナル式）を用いる。

$$Q_1 = 1/360 \cdot f \cdot r \cdot A$$

Q_1 : 雨水流出量 (m^3/s)

f : 流出係数 (開発部 : 0.9, 林地 : 0.5)

r : 設計基準としての降水量 ($127.5\text{mm}/\text{h}$)

A : 集水区域面積 (ha)

2.3 排水量

構内排水路流末における排水量 Q_2 は、「開発行為の技術基準」(平成10年10月茨城県)を参照し、以下のマンニング式を用いる。

$$V = 1/n \cdot R^{2/3} \cdot I^{1/2}$$

$$Q_2 = V \cdot A$$

Q_2 : 設計排水量 (m^3/s)

V : 平均流速 (m/s)

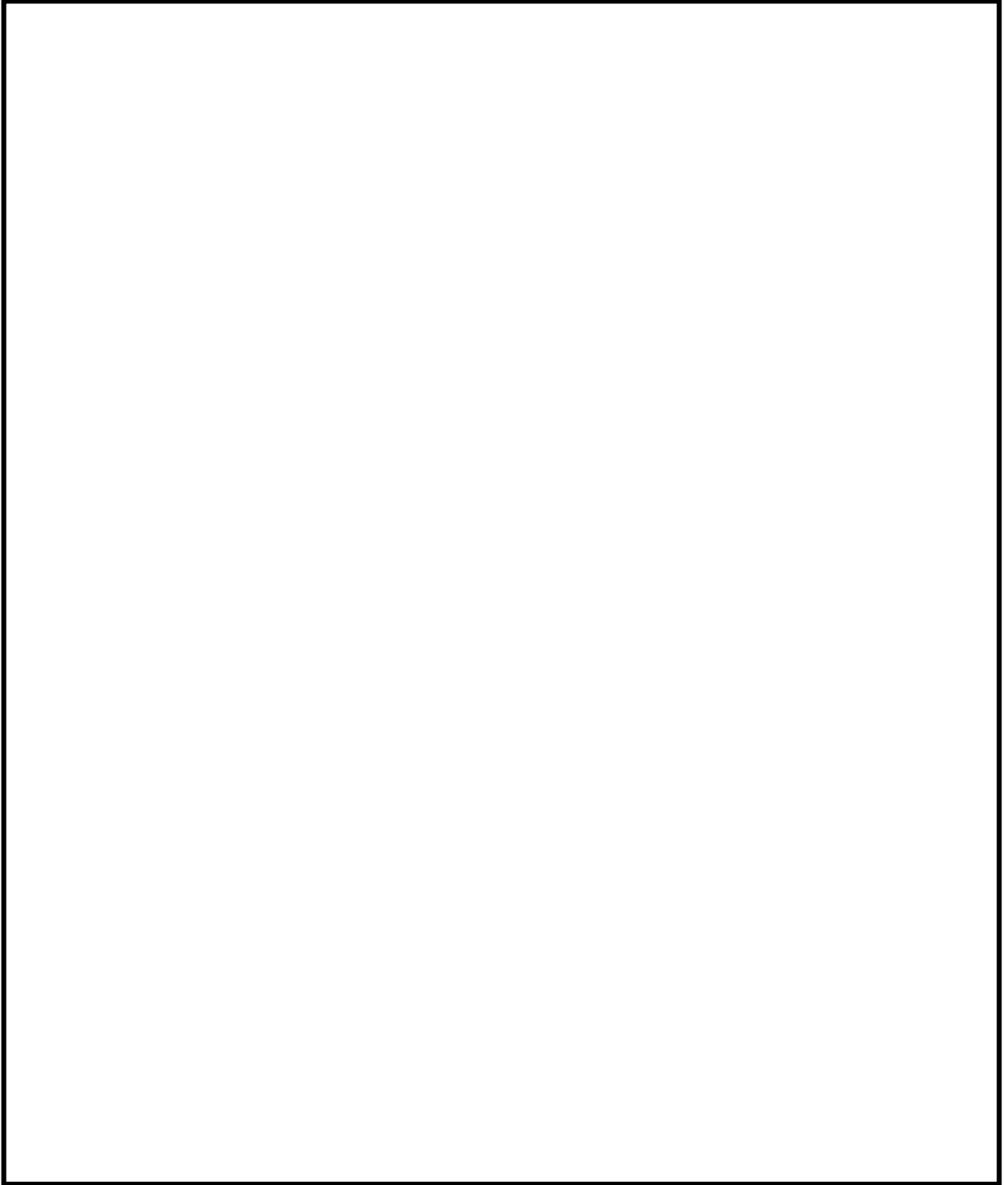
n : マニングの粗度係数

R : 径深 = A/S (m)

A : 流水断面積 (ha)

S : 潤辺 (m)

I : 勾配



第 1 図 集水流域，幹線排水路及び排水路流末位置

3. 評価結果

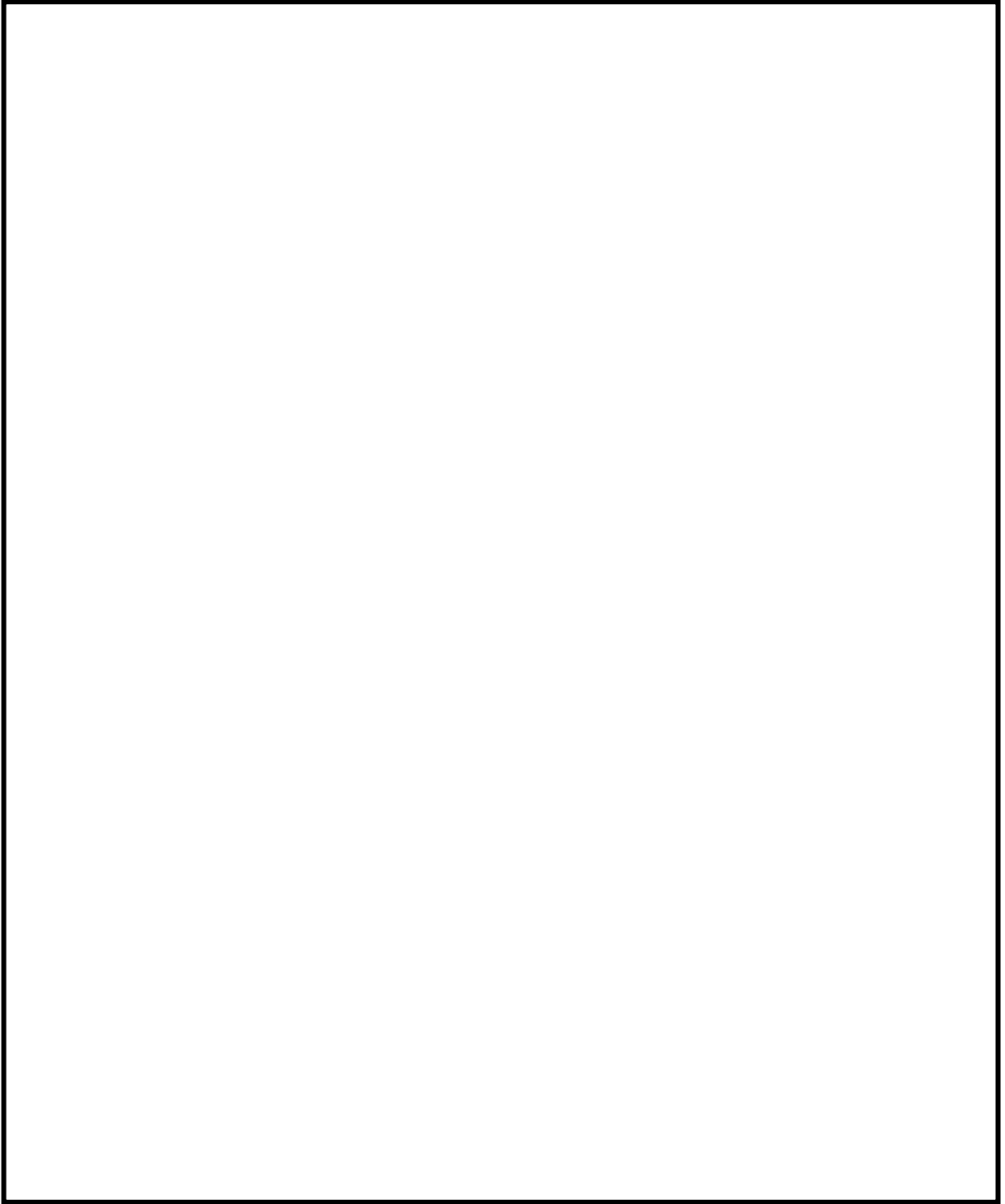
雨水流出量と排水路流末の設計排水量の比較結果を第1表、敷地高さ及び地表水の流下想定を第2図に示す。排水路流末の設計排水量が雨水流出量を上回る設計とすること及び敷地勾配を考慮した設計とすることで、雨水を遅滞なく海域に排水することが可能である。

なお、地表を流下する雨水についても、敷地傾斜に従い流下し、流末排水路より速やかに排水されること、屋外アクセスルート及びその周辺には雨水が滞留するようなくぼ地はないことから、屋外アクセスルートのアクセス性に支障はない。

第1表 雨水流出量と排水路流末の設計排水量の比較結果

流末	集水区域 面積A (ha)	雨水 流出量 Q_1 (m^3/h)	排水路流末 排水量* Q_2 (m^3/h)	安全率 Q_2/Q_1	備考
①-1	29.45	31,784.5	34,067.2	1.15	流末①-2で排水できない 雨水は地表を流下した後 流末①-1で排水される
①-2			2,607.4		
②	16.70	16,281.8	17,350.2	1.06	
③-1	8.32	9,547.2	3,562.8	1.26	流末③-1で排水できない 雨水は地表を流下した後 流末③-2で排水される
③-2			8,516.8		
④	0.92	1,055.7	1,194.9	1.13	
⑤	2.81	3,224.5	8,516.8	2.64	

※今後の詳細設計により、変更の可能性がある。



第 2 図 敷地高さ及び地表水流下想定

屋外アクセスルート 除雪時間評価について

1. ホイールローダ仕様

○最大けん引力：7t

(牽引力 $8.8\text{t} \times \text{アスファルト摩擦係数 } 0.8$)

○バケット全幅：2.5m

○走行速度(1速の走行速度の $1/2$)：前進 1.1m/s (4.0km/h)

後進 1.1m/s (4.0km/h)

2. 降雪除去速度の算出

(1) 降雪条件

○積雪量：30cm (安全施設において考慮する積雪量を準拠する)

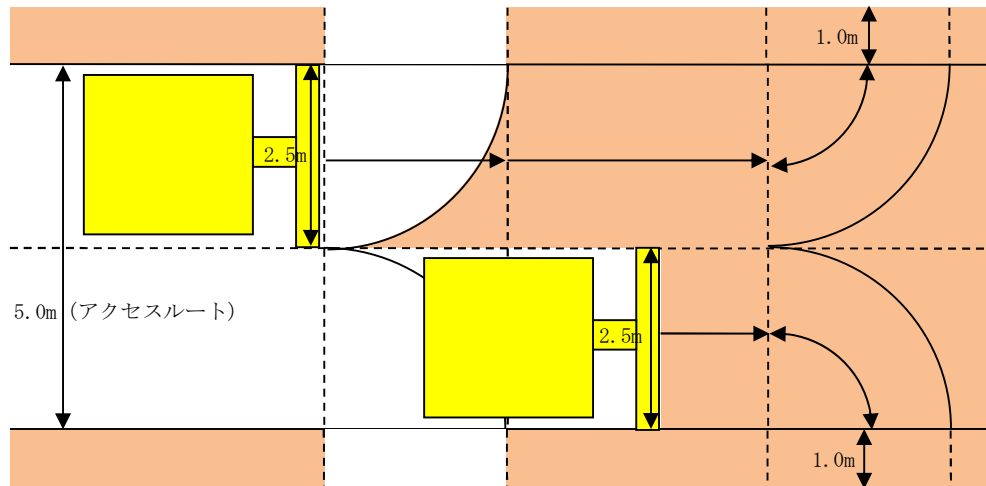
○密度： 200kg/m^3 (0.2t/m^3)

(2) 除去方法

○アクセスルート上に降り積もった雪を、ホイールローダで道路脇へ1m押し出し除去する。

○1回の押し出し可能量を7tとし、7tの雪を集積し、道路脇へ押し出す作業を1サイクルとして繰り返す。

○バケット幅が2.5mであることから、5mの道幅を確保するために、2台のホイールローダで作業を行う。なお、車両による速度の差はないため、1台分の時間を評価の対象とする。(第1図参照)



第1図 除去イメージ図

- 1 サイクルで重機にて除去可能な降雪面積

$$7t \text{ (けん引力)} \div (0.2t/m^3 \text{ (密度)} \times 30cm \text{ (降灰量)}) = 116.66m^2$$

- 各区間での除去面積と走行距離 (第2図参照)

①から②の撤去範囲 (前サイクルの取残し部の面積, 距離) : $1.35m^2$, $2.5m$

②から③の撤去範囲 (直進部の面積, 距離) : $107.9m^2$, $43.1m$

③から④の撤去範囲 (旋回部の面積, 距離) : $4.91m^2$, $2m$

④から⑤の撤去範囲 (押出部の面積, 距離) : $2.5m^2$, $1m$

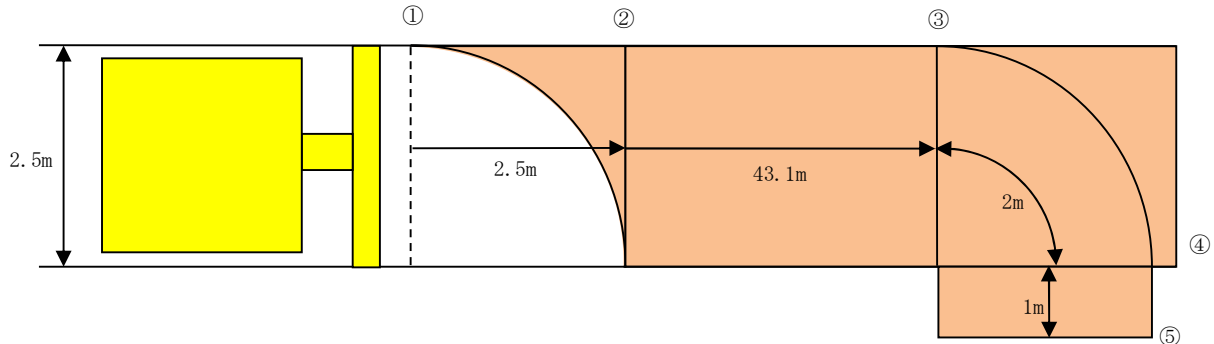
(3) 1 サイクル当りの作業時間

走行速度 (前進 $1.1m/s$, 後進 $1.1m/s$) で作業すると仮定して,

- A : 押し出し (①→②→③→④→⑤) : $48.6m \div 1.1m/s \doteq 45 \text{ 秒}$
- B : ギア切り替え : 6 秒
- C : 後進 : (⑤→④→③) : $3.0m \div 1.1m/s = 2.73 \text{ 秒} \doteq 3 \text{ 秒}$
- D : ギア切り替え : 6 秒

1 サイクル当たりの作業時間 (A+B+C+D)

$$=45 \text{ 秒}+6 \text{ 秒}+3 \text{ 秒}+6 \text{ 秒}=60 \text{ 秒}$$



<各区间での除去面積の算出>

- ①から②の除去面積 (前サイクルでの取残し部の面積) $=2.5\text{m}\times 2.5\text{m}-2.5\text{m}\times 2.5\text{m}\times \pi\times 90/360\approx 1.35\text{m}^2$
- ③から④の除去面積 (旋回部の面積) $=2.5\text{m}\times 2.5\text{m}\times \pi\times 90/360\approx 4.91\text{m}^2$
- ④から⑤の除去面積 (押し出し部の面積) $=1\text{m}\times 2.5\text{m}=2.5\text{m}^2$
- ②から③の除去面積 (直進部の面積) $=1\text{回の除去可能面積}\text{m}^2-\text{取残し部面積}\text{m}^2-\text{旋回部面積}\text{m}^2-\text{押し出し部面積}\text{m}^2$
 $=116.66\text{m}^2-1.35\text{m}^2-4.91\text{m}^2-2.5\text{m}^2=107.9\text{m}^2$

<各区间での除去距離の算出>

- ①から②の除去距離 (バケット幅の長さと同等) $=2.5\text{m}$
- ②から③の除去距離 (直進部の距離m) $=\text{直進部の面積}\text{m}^2\div\text{バケット幅}\text{m}=107.9\text{m}^2\div 2.5\text{m}=43.16\text{m}\approx 43.1\text{m}$
- ③から④の除去距離 (旋回部の距離m) $=\text{バケット幅}\div 2\times 2\times \pi\times 90/360\approx 2.0\text{m}$
- ④から⑤の除去距離 (押し出し部の距離) $=1\text{m}$
- ①から⑤の合計距離 $=2.5\text{m}+43.1\text{m}+2.0\text{m}+1\text{m}=48.6\text{m}$

第2図 降雪除去のサイクル図

(4) 1 サイクル当りの除去延長

$$\text{取残し部①から②の距離}+\text{直進部②から③の距離}=2.5\text{m}+43.1\text{m}=45.6\text{m}$$

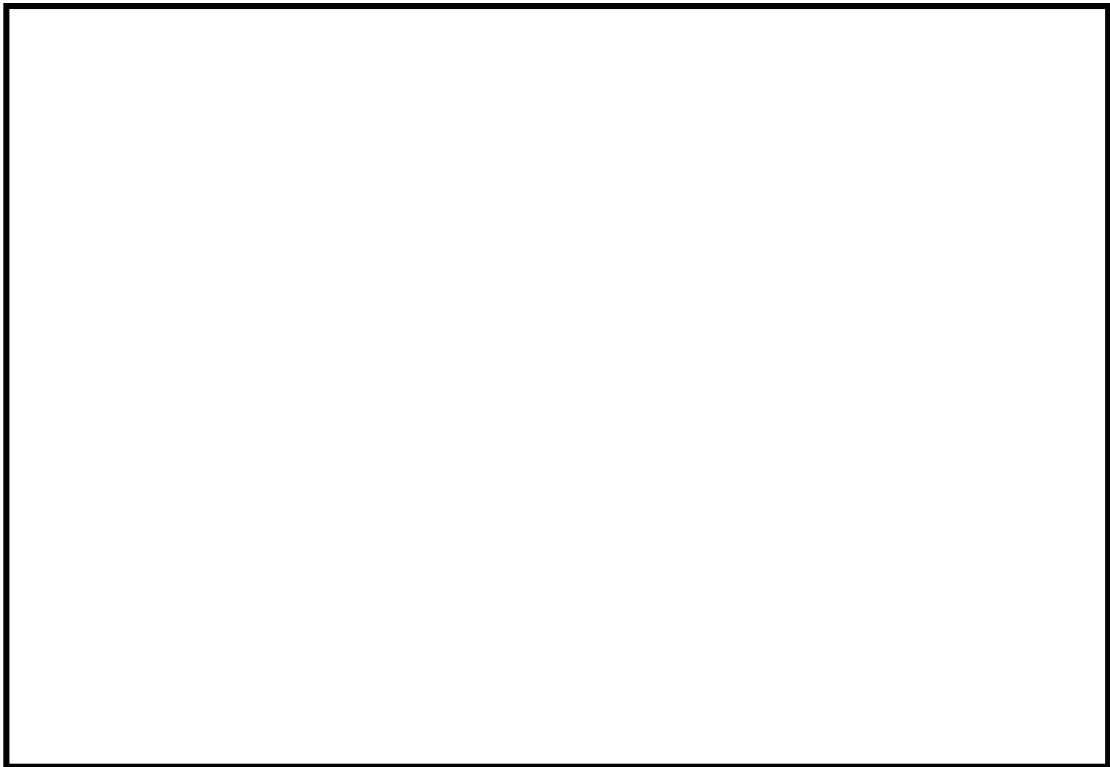
(5) 除雪速度

1 サイクル当たりの除去延長 \div 1 サイクル当たりの作業時間

$$45.6\text{m}\div 60 \text{ 秒}=0.76\text{m}/\text{s}=2.736\text{km}/\text{h}\approx 2.73\text{km}/\text{h}$$

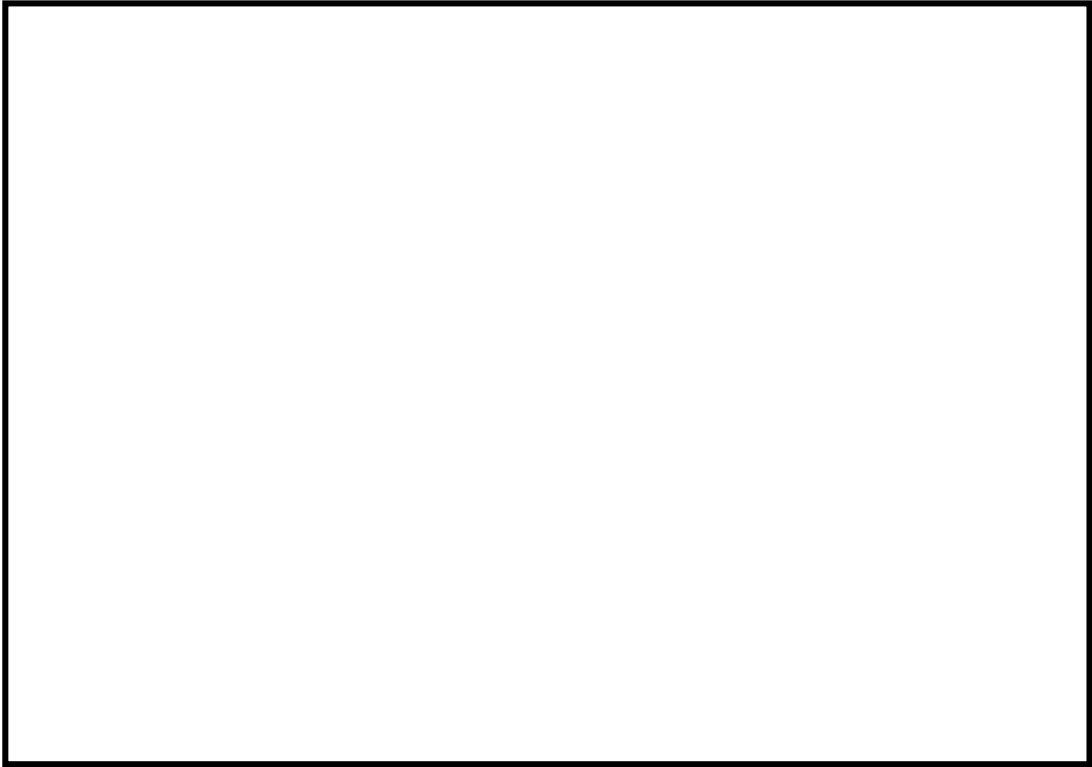
3. まとめ

除雪速度は 2.73km/h とする。南側保管場所からの代替淡水貯槽及び淡水貯水池までのルートでの除雪に要する時間評価を第 3 図から第 10 図に示す。



区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③	489	降雪除去	2.73	11	15
③→④	66	降雪除去	2.73	2	17

第 3 図 設定した A ルートの除雪に要する時間



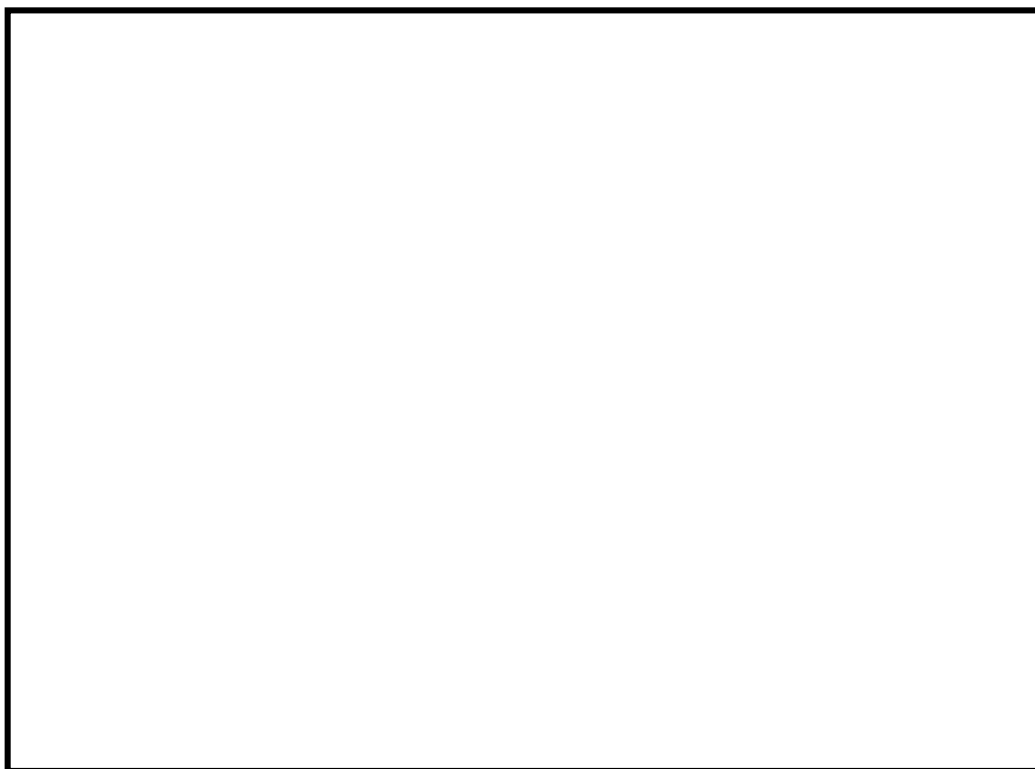
区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③	140	降雪除去	2.73	4	8
③→②	140	重機移動	10	1	9
②→④	421	降雪除去	2.73	10	19

第4図 設定したBルートでの除雪に要する時間



区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③	1701	降雪除去	2.73	38	42
③→④	66	降雪除去	2.73	2	44

第5図 設定したCルートでの除雪に要する時間



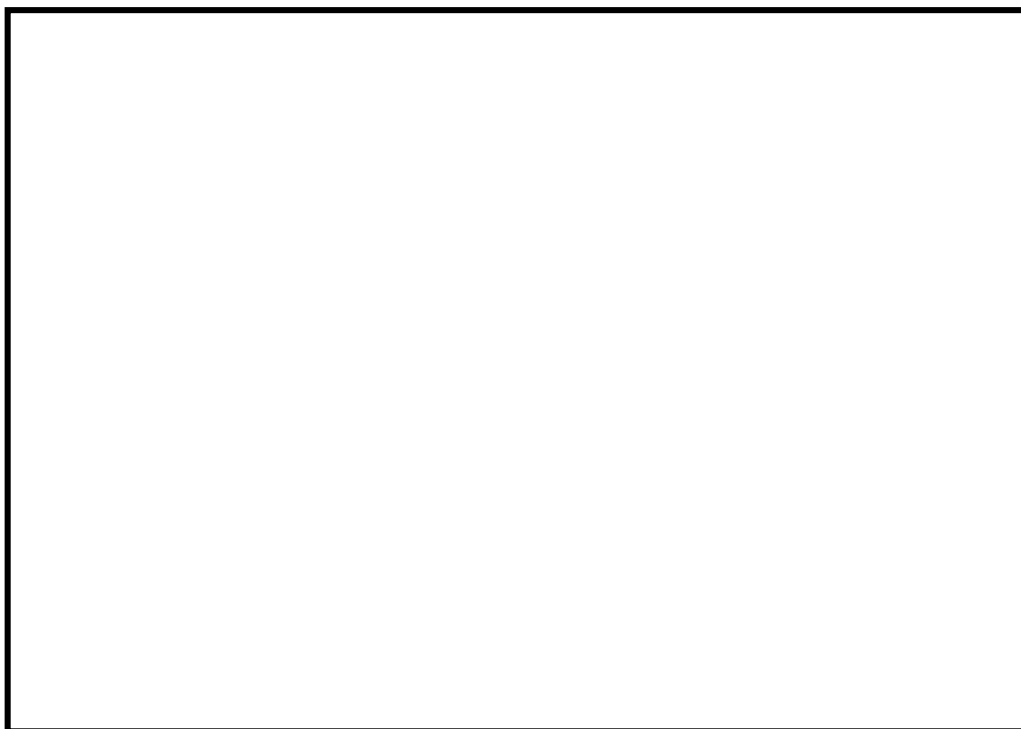
区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③→④	526	降雪除去	2.73	12	16
④→③	337	重機移動	10	3	19
③→⑤→⑥	799	降雪除去	2.73	18	37
⑥→⑤	186	重機移動	10	2	39
⑤→⑦	311	降雪除去	2.73	7	46

第6図 設定したDルートでの除雪に要する時間



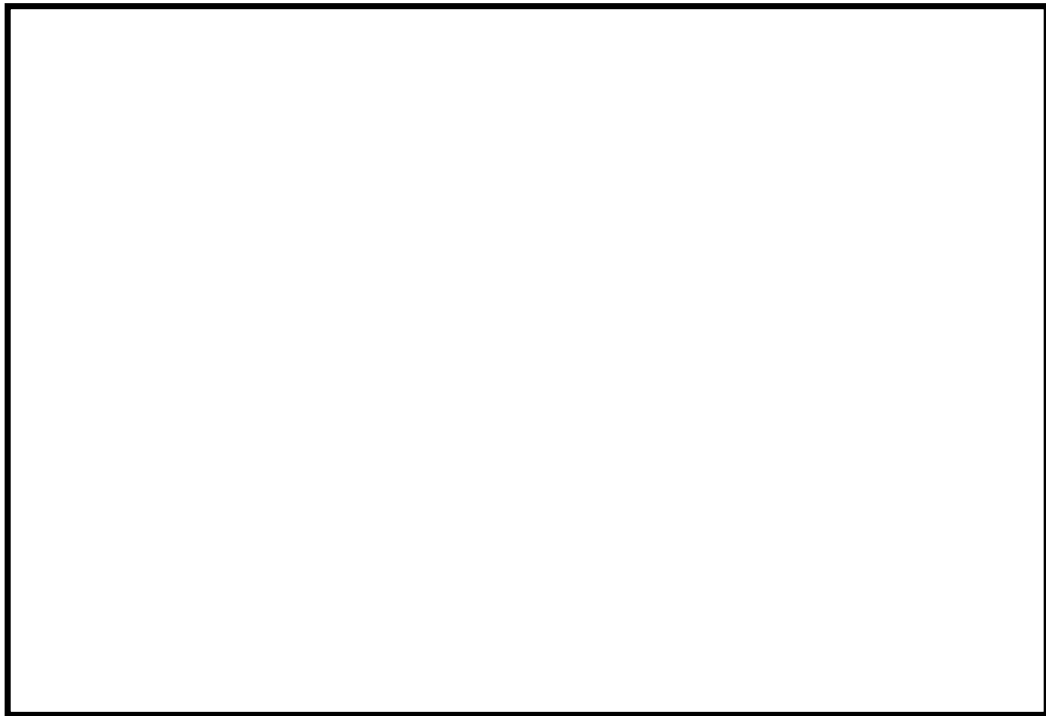
区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③→④	908	降雪除去	2.73	20	24
④→③	533	重機移動	10	4	28
③→⑤	78	降雪除去	2.73	2	30

第7図 設定したEルートでの除雪に要する時間



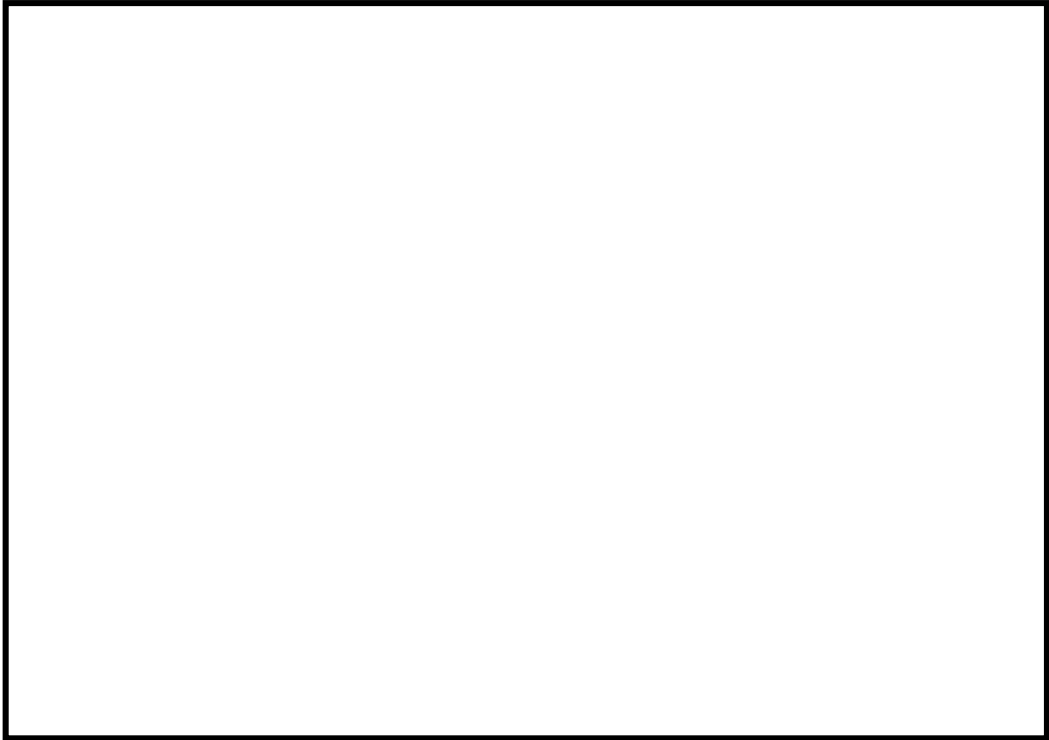
区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③→④	1290	降雪除去	2.73	29	33
④→③	273	重機移動	10	2	35
③→⑤	96	降雪除去	2.73	3	38

第8図 設定したFルートでの除雪に要する時間



区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③→④	908	降雪除去	2.73	20	24
④→③	533	重機移動	10	4	28
③→⑤	114	降雪除去	2.73	3	31

第9図 設定したGルートの除雪に要する時間



区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③→④	1290	降雪除去	2.73	29	33
④→③	488	重機移動	10	3	36
③→⑤	223	降雪除去	2.73	5	41

第 10 図 設定したHルートの除雪に要する時間

屋外アクセスルート 降灰除去時間評価について

1. ホイールローダ仕様

○最大けん引力：7t

（牽引力 $8.8\text{t} \times \text{アスファルト摩擦係数 } 0.8$ ）

○バケット全幅：2.5m

○走行速度（1速の走行速度の $1/2$ ）：前進 1.1m/s （ 4.0km/h ），
後進 1.1m/s （ 4.0km/h ）

2. 降灰除去速度の算出

（1）降灰条件

○降灰量：40cm（降下火砕物シミュレーション等から設定した降灰量）

○密度：湿潤状態 1.5g/cm^3 （ 1.5t/m^3 ）

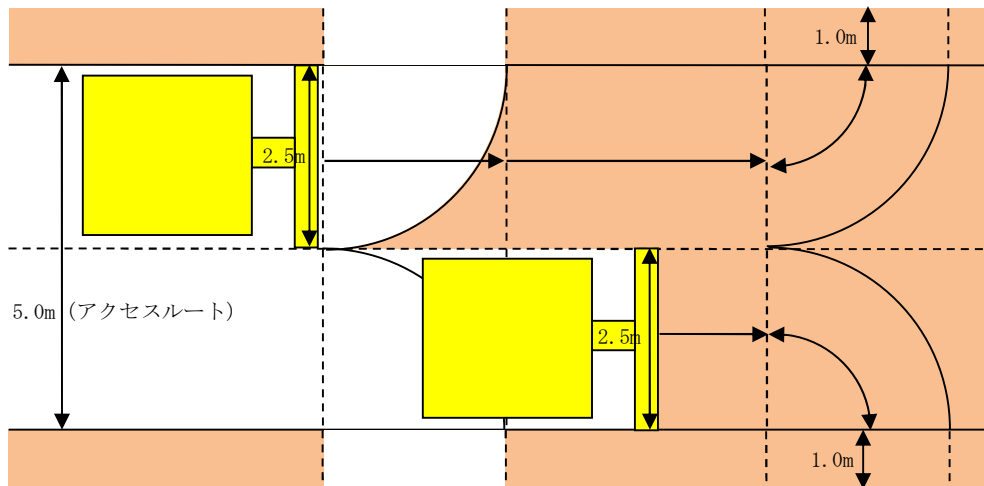
（2）除去方法

○アクセスルート上の降灰を、ホイールローダで道路脇へ1m 押し出し除去する。

○1回の押し出し可能量を7tとし、7tの降灰を集積し、道路脇へ押し出す作業を1サイクルとして繰り返す。

○バケット幅が2.5mであることから、5mの道幅を確保するために、2台のホイールローダで作業を行う。なお、車両による速度の差はないため、1台分の時間を評価対象とする。（第1図参照）

□は6条（火山影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する



第1図 除去イメージ図

- 1サイクルで重機にて降灰除去可能な面積

$$7t \text{ (けん引力)} \div (1.5t/m^3 \text{ (密度)} \times \boxed{40cm} \text{ (降灰量)}) = 11.66m^2$$

- 各区間での除去面積と走行距離（第2図参照）

- ①から②の撤去範囲（前サイクルの取残し部の面積，距離）：1.35m²，2.5m
- ②から③の撤去範囲（直進部の面積，距離）：2.9m²，1.1m
- ③から④の撤去範囲（旋回部の面積，距離）：4.91m²，2m
- ④から⑤の撤去範囲（押出部の面積，距離）：2.5m²，1m

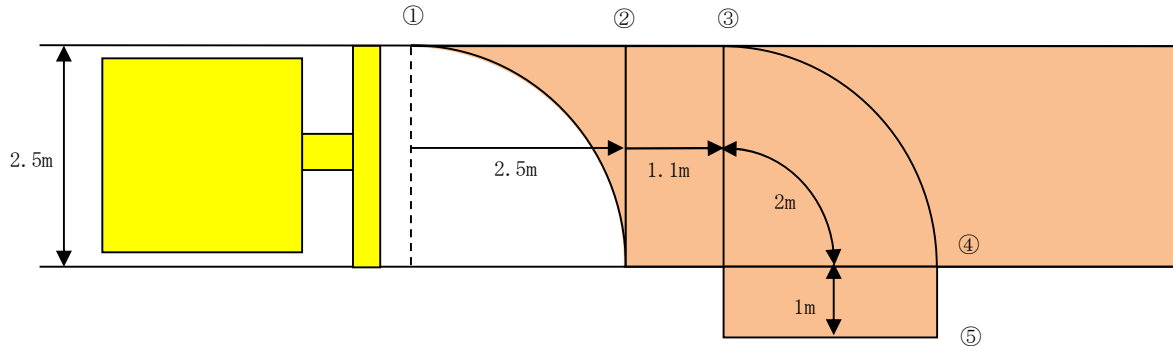
(3) 1サイクル当りの作業時間

走行速度(前進1.1m/s，後進1.1m/s)で作業すると仮定して，

- A：押し出し(①→②→③→④→⑤)：6.6m÷1.1m/s=6秒
- B：ギア切り替え：6秒
- C：後進：(⑤→④→③)：3.0m÷1.1m/s=2.73秒≒3秒
- D：ギア切り替え：6秒

1 サイクル当たりの作業時間 (A+B+C+D)

$$=6 \text{ 秒} + 6 \text{ 秒} + 3 \text{ 秒} + 6 \text{ 秒} = 21 \text{ 秒}$$



<各区间での除去面積の算出>

- ①から②の除去面積 (前サイクルでの取残し部の面積) $= 2.5\text{m} \times 2.5\text{m} - 2.5\text{m} \times 2.5\text{m} \times \pi \times 90 / 360 \approx 1.35\text{m}^2$
- ③から④の除去面積 (旋回部の面積) $= 2.5\text{m} \times 2.5\text{m} \times \pi \times 90 / 360 \approx 4.91\text{m}^2$
- ④から⑤の除去面積 (押し出し部の面積) $= 1\text{m} \times 2.5\text{m} = 2.5\text{m}^2$
- ②から③の除去面積 (直進部の面積) $= 1\text{回の除去可能面積}\text{m}^2 - \text{取残し部面積}\text{m}^2 - \text{旋回部面積}\text{m}^2 - \text{押し出部面積}\text{m}^2$
 $= 11.66\text{m}^2 - 1.35\text{m}^2 - 4.91\text{m}^2 - 2.5\text{m}^2 = 2.9\text{m}^2$

<各区间での除去距離の算出>

- ①から②の除去距離 (バケット幅の長さと同等) $= 2.5\text{m}$
- ②から③の除去距離 (直進部の距離m) $= \text{直進部の面積}\text{m}^2 \div \text{バケット幅}\text{m} = 2.9\text{m}^2 \div 2.5\text{m} = 1.16\text{m} \approx 1.1\text{m}$
- ③から④の除去距離 (旋回部の距離m) $= \text{バケット幅}\text{m} \div 2 \times 2 \times \pi \times 90 / 360 \approx 2.0\text{m}$
- ④から⑤の除去距離 (押し出し部の距離) $= 1\text{m}$
- ①から⑤の合計距離 $= 2.5\text{m} + 1.1\text{m} + 2.0\text{m} + 1\text{m} = 6.6\text{m}$

第2図 降灰除去のサイクル図

(4) 1サイクル当りの除去延長

$$\text{取残し部①から②の距離} + \text{直進部②から③の距離} = 2.5\text{m} + 1.1\text{m} = 3.6\text{m}$$

(5) 降灰除去速度

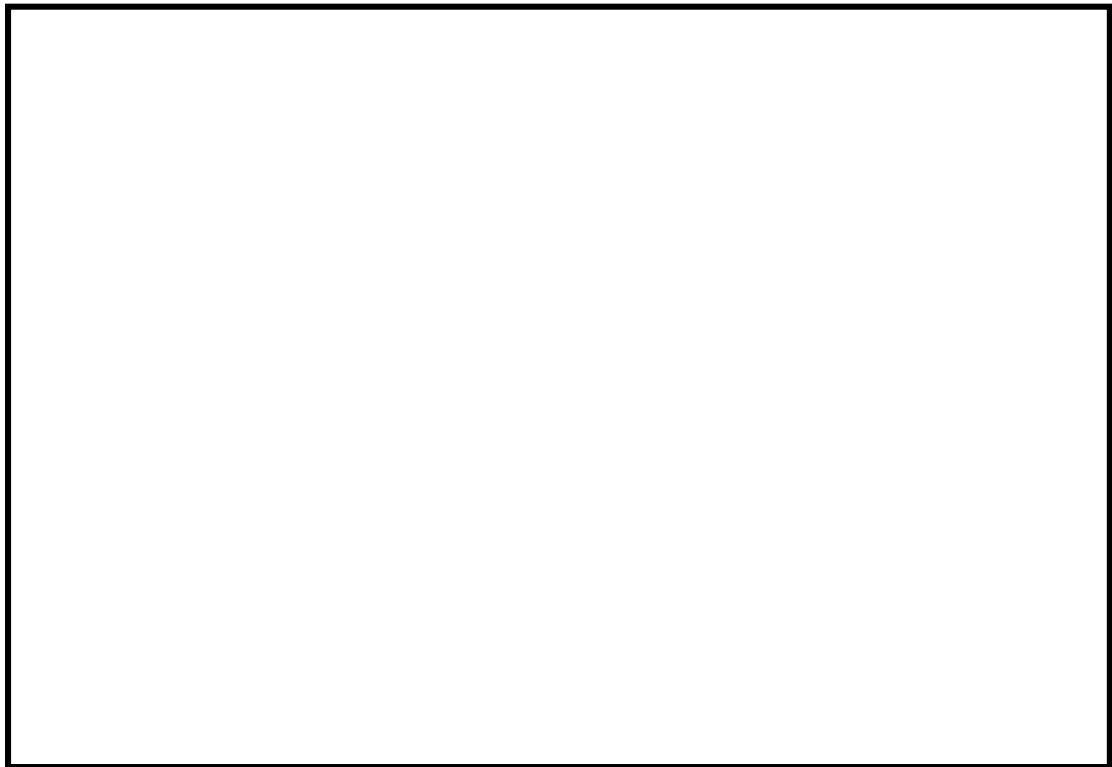
1 サイクル当たりの除去延長 \div 1 サイクル当たりの作業時間

$$3.6\text{m} \div 21 \text{ 秒} = 0.171\text{m/s} = 0.617\text{km/h} \approx 0.61\text{km/h}$$

□は6条（火山影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する

3. まとめ

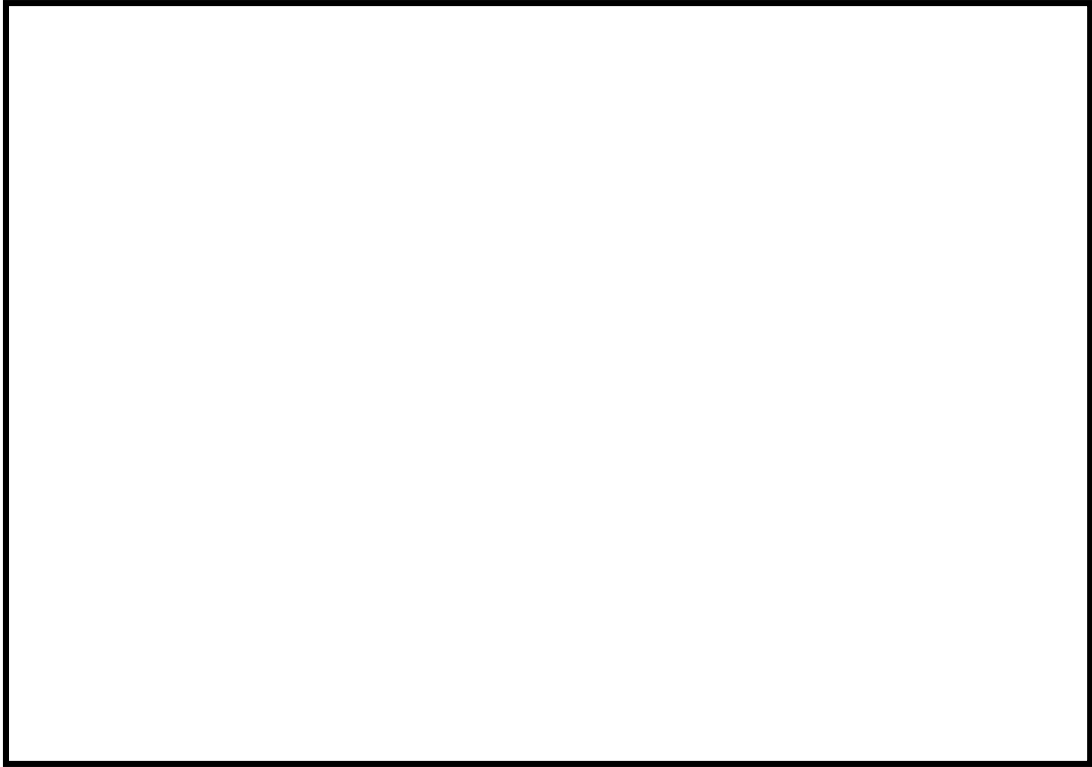
降灰の除去速度は0.61km/hとする。南側保管場所からの代替淡水貯槽及び淡水貯水池までのルートの除灰に要する時間評価を第3図から第10図に示す。



区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③	489	降灰除去	0.61	49	53
③→④	66	降灰除去	0.61	7	60

第3図 設定したAルートの除灰に要する時間

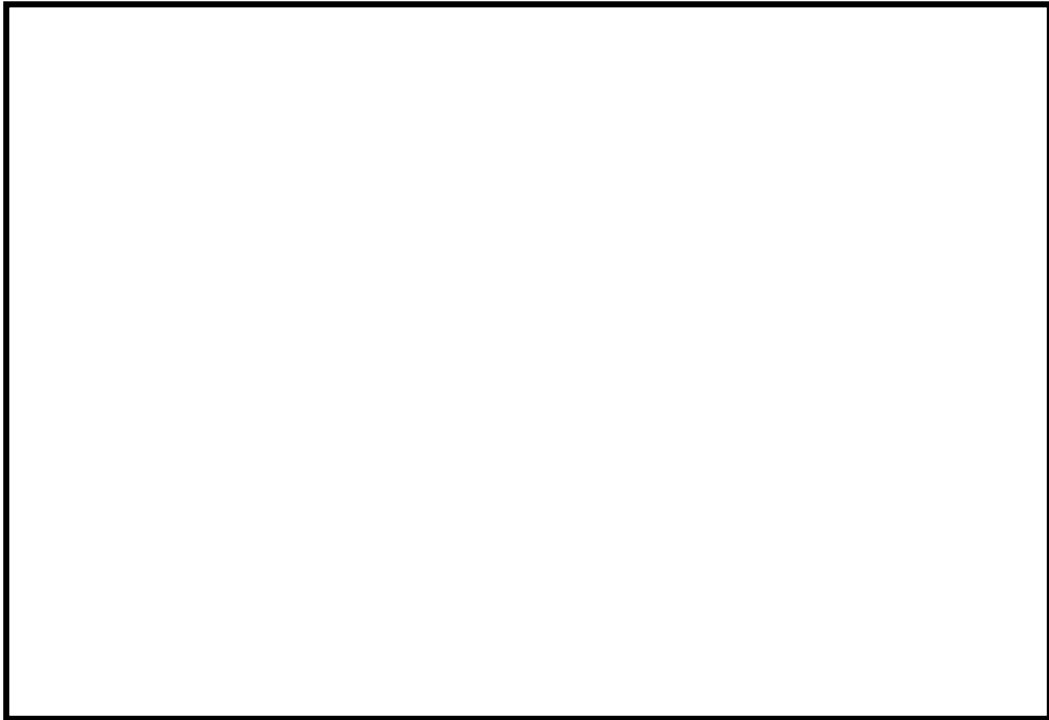
□は6条（火山影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する



区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③	140	降灰除去	0.61	14	18
③→②	140	重機移動	10	1	19
②→④	421	降灰除去	0.61	42	61

第4図 設定したBルートでの除灰に要する時間

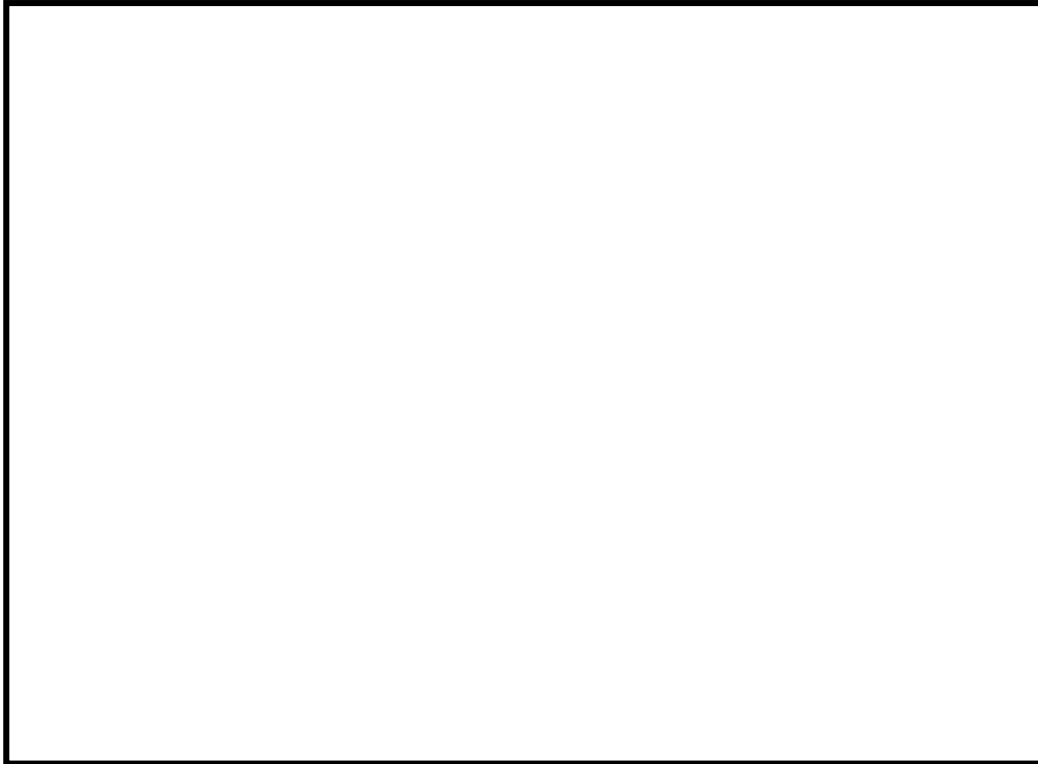
□は6条（火山影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する



区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③	1701	降灰除去	0.61	168	172
③→④	66	降灰除去	0.61	7	179

第5図 設定したCルートでの除灰に要する時間

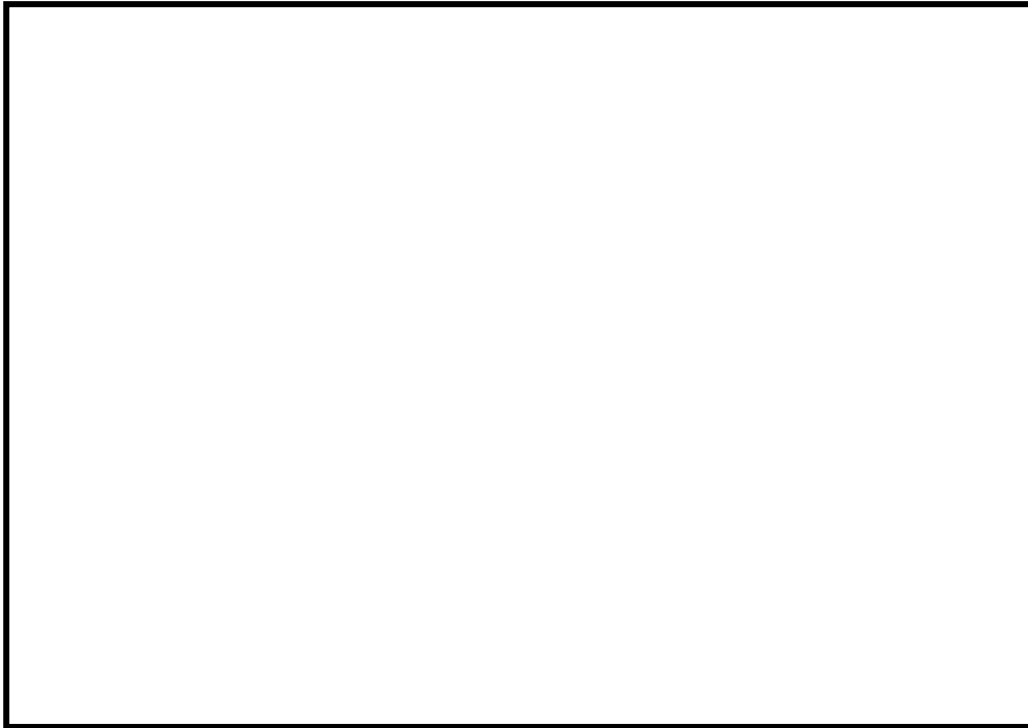
□は6条（火山影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する



区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③→④	526	降灰除去	0.61	52	56
④→③	337	重機移動	10	3	59
③→⑤→⑥	799	降灰除去	0.61	79	138
⑥→⑤	186	重機移動	10	2	140
⑤→⑦	311	降灰除去	0.61	31	171

第6図 設定したDルートでの除灰に要する時間

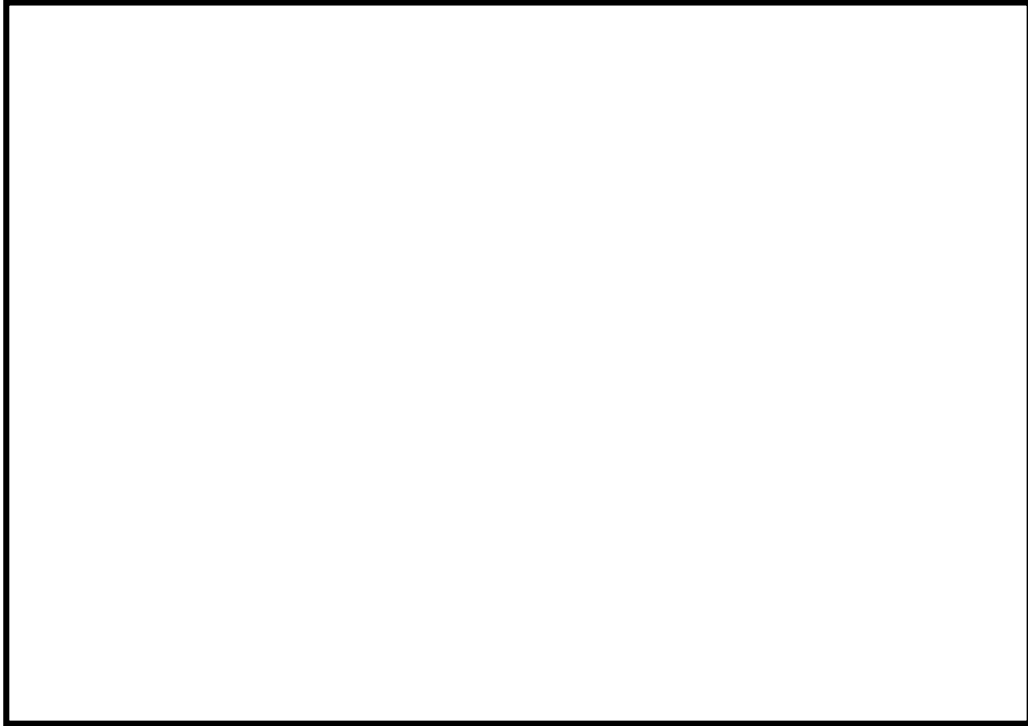
□は6条（火山影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する



区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③→④	908	降灰除去	0.61	90	94
④→③	533	重機移動	10	4	98
③→⑤	78	降灰除去	0.61	8	106

第7図 設定したEルートでの除灰に要する時間

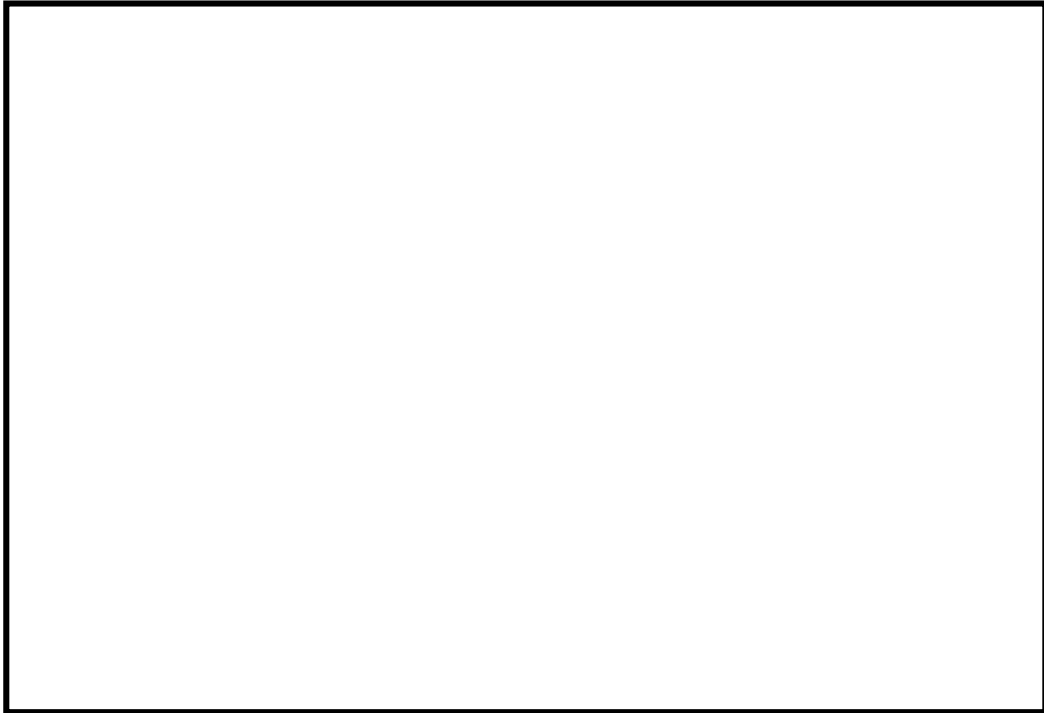
□は6条（火山影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する



区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③→④	1290	降灰除去	0.61	127	131
④→③	273	重機移動	10	2	133
③→⑤	96	降灰除去	0.61	10	143

第8図 設定したFルートでの除灰に要する時間

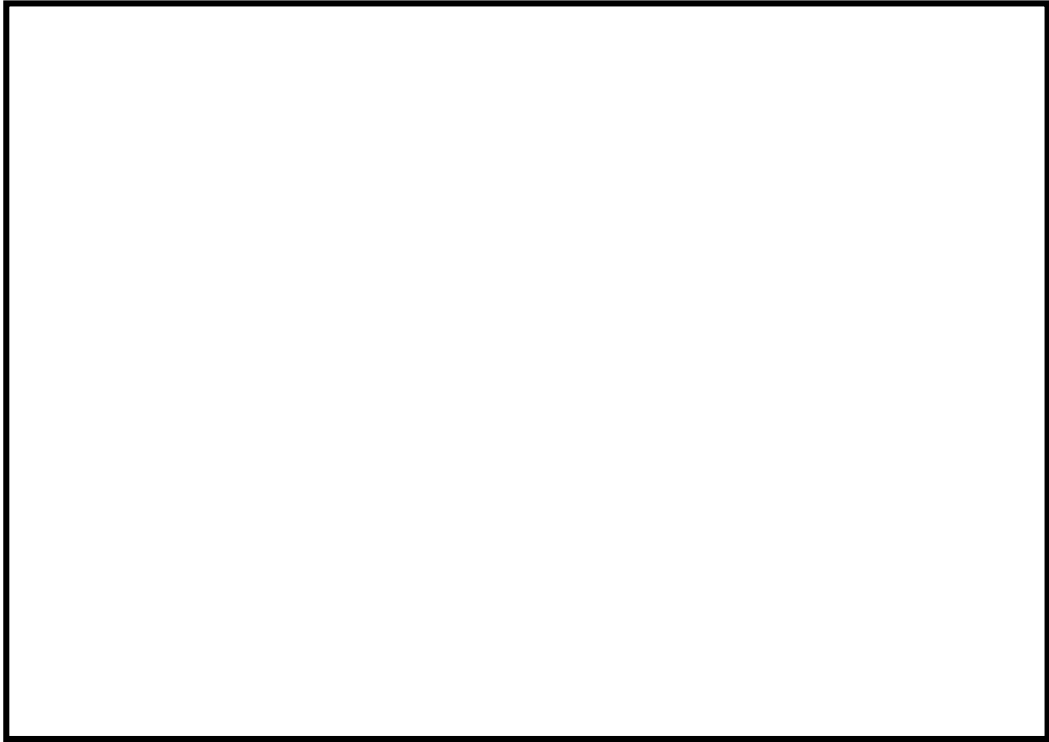
□は6条（火山影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する



区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③→④	908	降灰除去	0.61	90	94
④→③	533	重機移動	10	4	98
③→⑤	114	降灰除去	0.61	12	110

第9図 設定したGルートでの除灰に要する時間

□は6条（火山影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する



区間	距離 (約 m)	時間評価 項目	速度 (km/h)	所要時間 (分)	累積 (分)
①→②	216	徒歩移動	4	4	4
②→③→④	1290	降灰除去	0.61	127	131
④→③	488	重機移動	10	3	134
③→⑤	223	降灰除去	0.61	22	156

第 10 図 設定したHルートでの除灰に要する時間

可搬型設備の小動物対策について

可搬型設備は小動物が開口部等から設備内部に侵入し、設備の機能に影響を及ぼす可能性があることから、可搬型設備に開口部がある場合には、侵入防止対策を実施する。今後配備予定の車両についても同様な対策を実施する。

また、発電所における小動物の生息状況について構内従事者への聞き取り、モグラ塚の有無等から確認した結果、ねずみ、モグラ等の一般的な小動物が確認されている。ただし、設備の機能に影響を及ぼすほど大量に発生した実績はなく、開口部への侵入防止対策を行うことで、可搬型設備の機能に影響を及ぼすおそれはないと判断した。

第1表及び第1図に配備済みの可搬型設備の開口部有無と対策内容を示す。

第1表 可搬型設備の開口部確認結果

設備名称		開口部有無	対策内容
①	可搬型代替注水中型ポンプ	無※	—
②	中型ポンプ用送水ホース運搬車	有	貫通部シール処理
③	可搬型代替低圧電源車	有	貫通部シール処理
④	可搬型ケーブル運搬車	有	貫通部シール処理
⑤	タンクローリ	無	—
⑥	可搬型高圧窒素供給装置	有	貫通部シール処理 防虫網設置
⑦	放射能観測車	有	貫通部シール処理 金網設置
⑧	ホイールローダ	有	貫通部シール処理

※小動物侵入により機能影響を及ぼす閉鎖的空間無し

①可搬型代替注水中型ポンプ



②中型ポンプ用送水ホース運搬車



③可搬型代替低圧電源車



④可搬型ケーブル運搬車



第1図 可搬型設備 小動物対策例 (1/2)

⑤タンクローリ



⑥可搬型高圧窒素供給装置



⑦放射能観測車



⑧ホイールローダ



第1図 可搬型設備 小動物対策例 (2/2)

森林火災時における保管場所への影響について

防火帯に近接する保管場所及びアクセスルートについて、森林火災及び防火帯内植生の火災による影響を評価した。

1. 森林火災による影響

保管場所に近接した場所で森林火災が発生し、火炎が防火帯外縁まで到達した場合、輻射強度が $1.6\text{kW}/\text{m}^2$ *以下となる森林からの離隔距離は51mとなるが、西側及び南側保管場所の可搬型設備の保管スペースは、森林から51m以上の離隔を確保しているため、熱影響を受けない。また、各保管場所から熱影響を受けないアクセスルートを確認していることから、可搬型設備の走行及び運搬に影響はない。

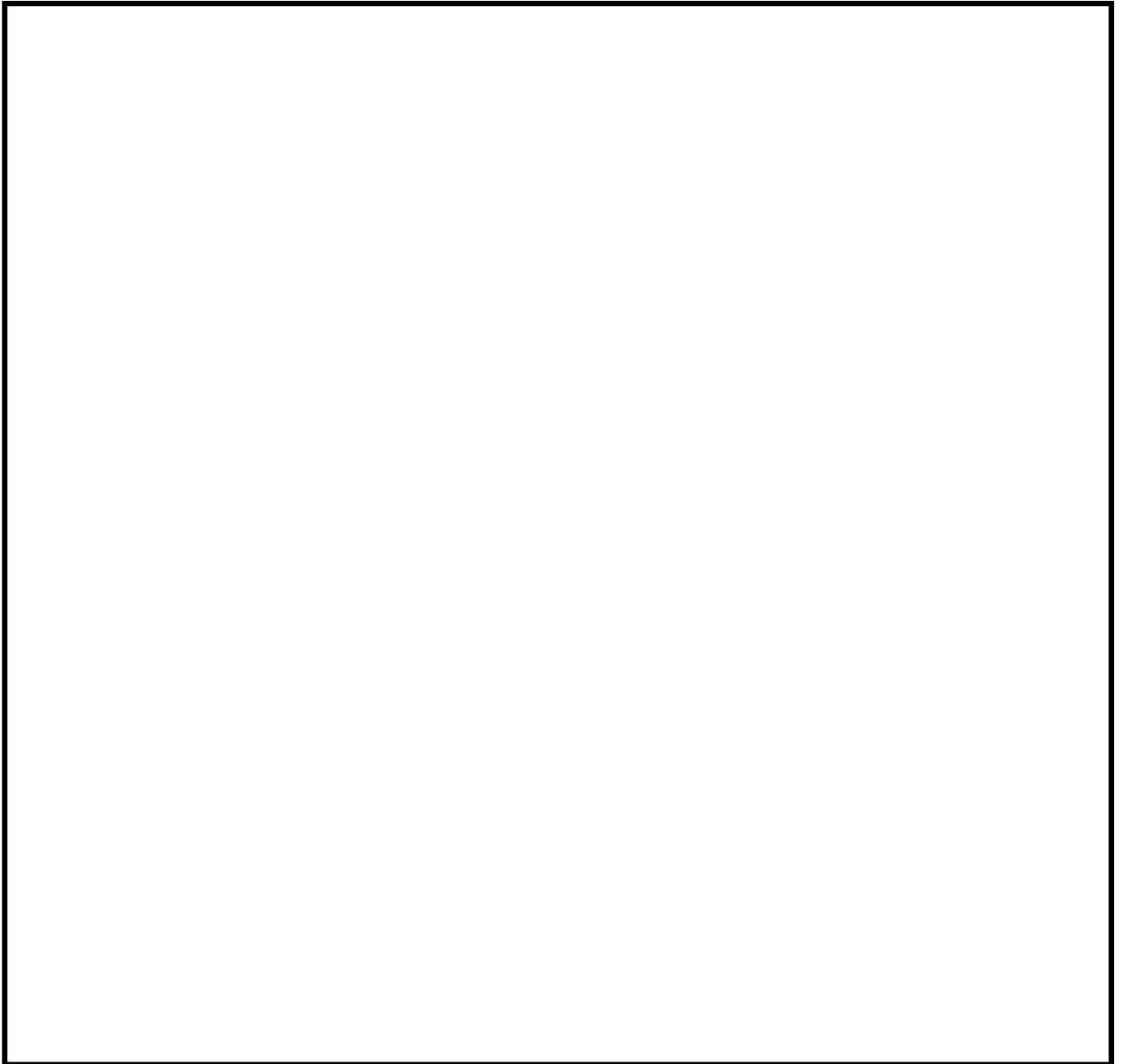
さらに、西側及び南側保管場所に設置されている可搬型設備用軽油タンクは、地下式のため熱影響を受けない。

保管場所及びアクセスルートの位置関係を第1図に示す。

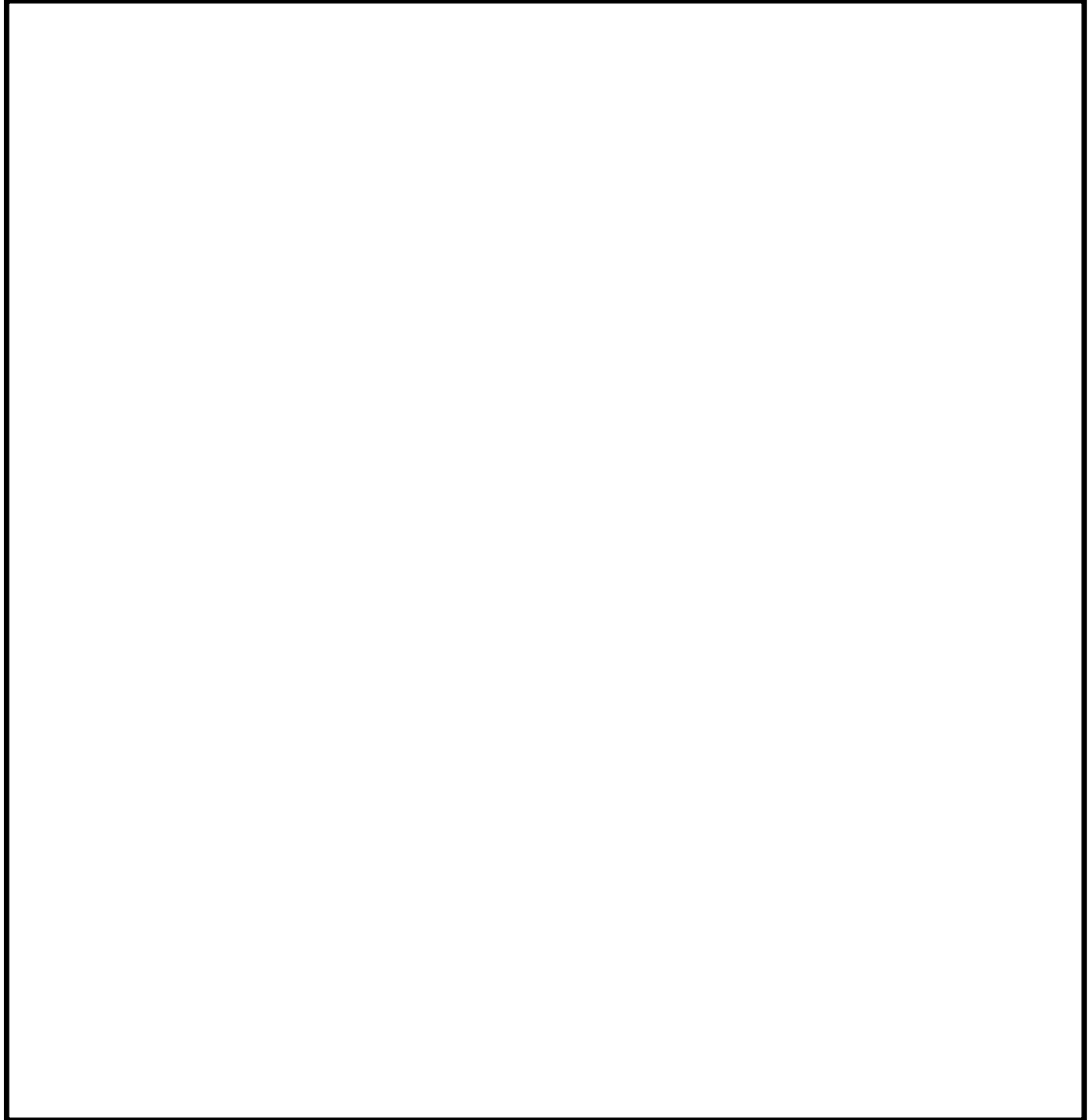
なお、飛び火の影響については、防火帯を設置することで森林火災による飛び火が保管場所へ延焼するおそれはないが、森林火災の状況に応じて防火帯付近に予防散水を行い、万一の飛び火による影響を防止する。予防散水は、消火栓及び防火水槽等から水槽付消防ポンプ自動車等を用いて実施する。

第2図に敷地内の屋外消火栓及び防火水槽の配置を示す。保管場所及びアクセスルートの設置に伴って高所に設置する消火栓は、保管場所やアクセスルートの消火活動が行えるような位置に設置し、数量を確保する。

*人が長時間さらされても苦痛を感じない強度（出典：石油コンビナートの防災アセスメント指針）



第1図 防火帯と保管場所及び屋外アクセスルート的位置



第 2 図 屋外消火栓及び防火水槽の配置図

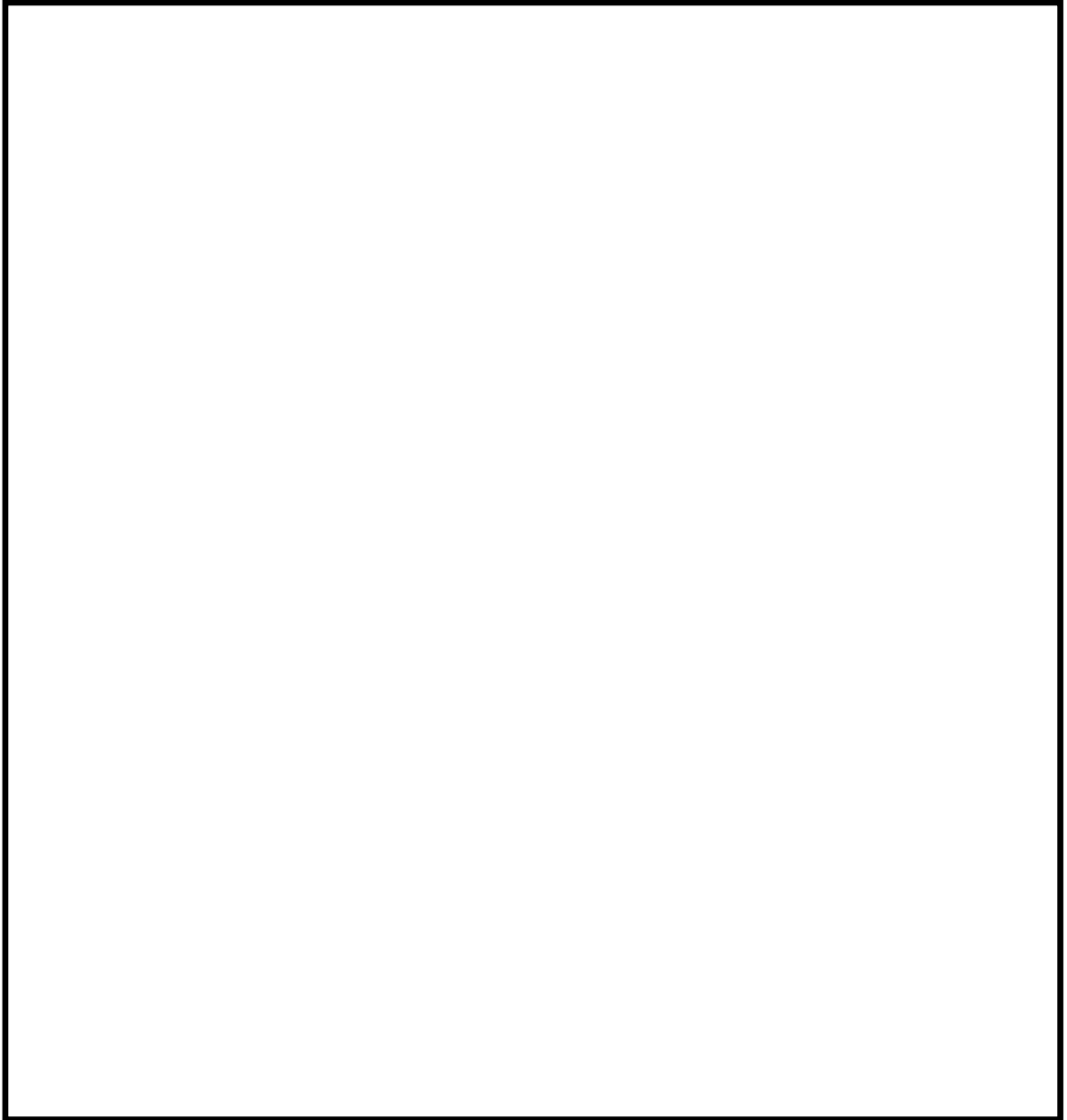
2. 防火帯内における保管場所等周辺の植生火災による影響

2.1 防火エリアによる可搬型設備，アクセスルート及び緊急時対策所の機能確保

防火帯内に，保管場所，アクセスルート及び緊急時対策所を設置する。これらの設置場所は植生（飛砂防備保安林含む）に囲まれているため，防火エリア※（第3図，補足-1参照）を設けることにより，植生火災発生時において，可搬型設備及びアクセスルート（西側保管場所～南側保管場所～常設代替高圧電源装置付近），緊急時対策所の機能を確保する。

※防火エリア：樹木を伐採し，植生の発生を防止する施工（モルタル吹付け等）

を行うことにより，可搬型設備，アクセスルート及び緊急時対策所への植生火災の影響を防止するエリア。



第3図 保管場所及びアクセスルート，緊急時対策所周辺防火エリア設置状況

2.2 火災の覚知

防火帯内保管場所等周辺植生火災時における火災については、以下の方法で早期覚知が可能である。

- (1) 発電所構内で作業を行う者に対し、火災を発見した場合、当直守衛員に速やかに通報することを、社内規程で定めている。通報を受けた者は所内関係者に連絡するとともに、消防機関（119番）に連絡を行う。
- (2) 想定される自然現象等の影響について、昼夜にわたり発電所周辺の状況を把握する目的で設置する構内監視カメラを使用して防火帯内保管場所等周辺植生火災に対する監視を行う。構内監視カメラは、24時間要員が常駐する中央制御室及び守衛所からの監視が可能な設計とする。

2.3 消火活動

保管場所等周辺の植生火災が発生した場合、可搬型設備及び緊急時対策所への延焼を防止するため、消防車等を用いた消火活動を行う。

これらの消火活動については、発電所に24時間常駐している初期消火活動要員により対応する。(別紙(17)参照)

防火帯内における保管場所等周辺の植生火災による影響

1. 防火エリアの設定について

1.1 防火エリア設定の考え方について

防火帯内に設置する保管場所、アクセスルート及び緊急時対策所は、植生に囲まれているため、防火エリアを設けることにより、植生火災発生時において、可搬型設備、アクセスルート及び緊急時対策所の機能を確保する。防火エリア設定の考え方は以下のとおり。

(1) 保管場所

西側保管場所及び南側保管場所の 2 箇所が同時に植生火災の影響を受けないようにするため、それぞれの保管場所について、以下の措置を実施する。

- a. 可搬型設備への植生火災の延焼を防止するために必要な離隔距離を確保するよう、防火エリアを設置
- b. 可搬型設備への植生火災からの熱影響を防止するために必要な離隔距離を確保するよう、防火エリアを設置

(2) アクセスルート

想定される重大事故等が発生した場合において、少なくとも1つのアクセスルートを確保するため、以下の措置を実施する。

- a. アクセスルート上の可搬型設備への植生火災の延焼を防止するために必要な離隔距離を確保するよう、アクセスルート（西側保管場所～南側保管場所～常設代替高圧電源装置付近）周囲に防火エリアを設置

b. アクセスルート上の可搬型設備及び災害対策要員への植生火災からの熱影響を防止するために必要な離隔距離を確保するよう、アクセスルート（西側保管場所～南側保管場所～常設代替高圧電源装置付近）周囲に防火エリアを設置

(3) 緊急時対策所

植生火災の影響を受けないようにするため、緊急時対策所について、以下の措置を実施する。

- a. 緊急時対策所への植生火災の延焼を防止するために必要な離隔距離を確保するよう、防火エリアを設置
- b. 緊急時対策所への植生火災からの熱影響を防止するために必要な離隔距離を確保するよう、防火エリアを設置
- c. 緊急時対策所へ出入りする災害対策要員への植生火災からの熱影響を防止するために必要な離隔距離を確保するよう、防火エリアを設置

1.2 延焼防止，熱影響防止に必要な離隔距離

延焼防止，熱影響防止に必要な離隔距離は，設置許可基準規則第六条「外部からの衝撃による損傷の防止」において実施する森林火災影響評価から得られる火線強度及び火炎輻射発散度を用いて算出する。

1.2.1 森林火災影響評価の火線強度及び火炎輻射発散度を用いることについて

森林火災影響評価は，森林火災シミュレーション解析コード（以下，「F A R S I T E」という。）を用いて評価する。

F A R S I T E植生データとして防火帯外縁100mの範囲は，落葉広葉樹，マツ，スギ，Brush（茂み），Short Grass（短い草）を入力している。このうち最大火線強度はBrush，最大火炎輻射発散度は，マツを入力したメッシュで発生している。

一方，保管場所等周辺の植生は，落葉広葉樹，マツであり，森林火災影響評価で入力している植生に包絡されることから，森林火災影響評価で得られた防火帯外縁100mの範囲の最大火線強度及び最大火炎輻射発散度を用いて算出する。

1.2.2 延焼を防止するために必要な離隔距離

防火帯外の森林火災影響評価から得られる最大火線強度から算出される防火帯幅 21m を延焼を防止するために必要な離隔距離とする。

1.2.3 可搬型設備及び災害対策要員に対する熱影響を防止するために必要な離隔距離

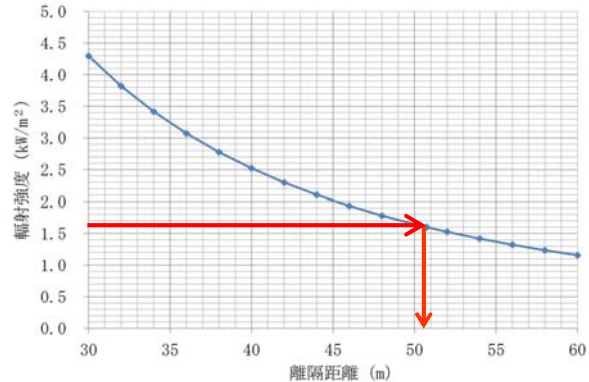
防火帯外の森林火災影響評価結果を基に，最も高い火炎輻射発散度が，一様に

□は6条（外部火災影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する

保管場所周辺の植生に存在すると仮定し、ある離隔距離において物体が受ける輻射強度を算出した。離隔距離と輻射強度の関係を第1図に示す。

熱影響を防止するために必要な離隔距離は、第1表に示す「人が長時間さらされても苦痛を感じない輻射強度」とされる $1.6\text{kW}/\text{m}^2$ 以下となる距離として設定する。

第1図より、輻射強度が $1.6\text{kW}/\text{m}^2$ 以下となる距離 **51m** を熱影響を防止するために必要な離隔距離とする。



第1図 離隔距離と輻射強度の相関図

第1表 放射熱の影響

(石油コンビナートの防災アセスメント指針より抜粋)

放射熱強度		状況および説明	出典
(kW/m²)	(kcal/m²h)		
0.9	800	太陽（真夏）放射熱強度	*1)
1.3	1,080	人が長時間さらされても苦痛を感じない強度	*2)
1.6	1,400	長時間さらされても苦痛を感じない強度	*5)
2.3	2,000	露出皮膚に対する危険範囲（後述可能） 1分間以内で痛みを感じる強度 現指針（平成13年）に示されている液面火災の基準値	*3)
2.4	2,050	地震時の市街地大火に対する避難計画で用いられる許容限界	*4)
4.0	3,400	20秒で痛みを感じる強度。皮膚に水疱を生じる場合があるが、致死率0%	*5)
4.6	4,000	10～20秒で苦痛を感じる強度 古い木板が長時間受熱すると引火する強度 フレアスタック直下での熱量規制（高圧ガス保安法他）	*2)
8.1	7,000	10～20秒で火傷となる強度	*2)
9.5	8,200	8秒で痛みの限界に達し、20秒で第2度の火傷（赤く斑点ができ水疱が生じる）を負う	*5)
11.6	10,000	現指針（平成13年）に示されているファイヤーボールの基準値（ファイヤーボールの継続時間は概ね数秒以下と考えられることによる）	*3)
11.6～	10,000～	約15分間に木材繊維などが発火する強度	*2)
12.5	10,800	木片が引火する、あるいはプラスチックチューブが溶ける最小エネルギー	*5)
25.0	21,500	長時間暴露により木片が自然発火する最小エネルギー	*5)
37.5	32,300	プロセス機器に被害を与えるのに十分な強度	*5)

*1) 理科年表
 *2) 高圧ガス保安協会：コンビナート保安・防災技術指針（1974）
 *3) 消防庁特殊災害室：石油コンビナートの防災アセスメント指針（2001）
 *4) 長谷見雄二、重川希志依：火災時における人間の耐放射限界について、日本火災学会論文集、Vol.31, No.1(1981)
 *5) Manual of Industrial Hazard Assessment Techniques, ed.P.J.Kayes. Washington, DC: Office of Environmental and Scientific Affairs, World Bank. (1985)

□は6条（外部火災影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する

1.2.4 緊急時対策所への熱影響を防止するために必要な離隔距離

防火帯外の森林火災影響評価結果を基に、以下の通り植生火災による建屋外壁に対する熱影響評価を行い、緊急時対策所への熱影響を防止するために必要な離隔距離を **16m** とする。

(1) 許容温度

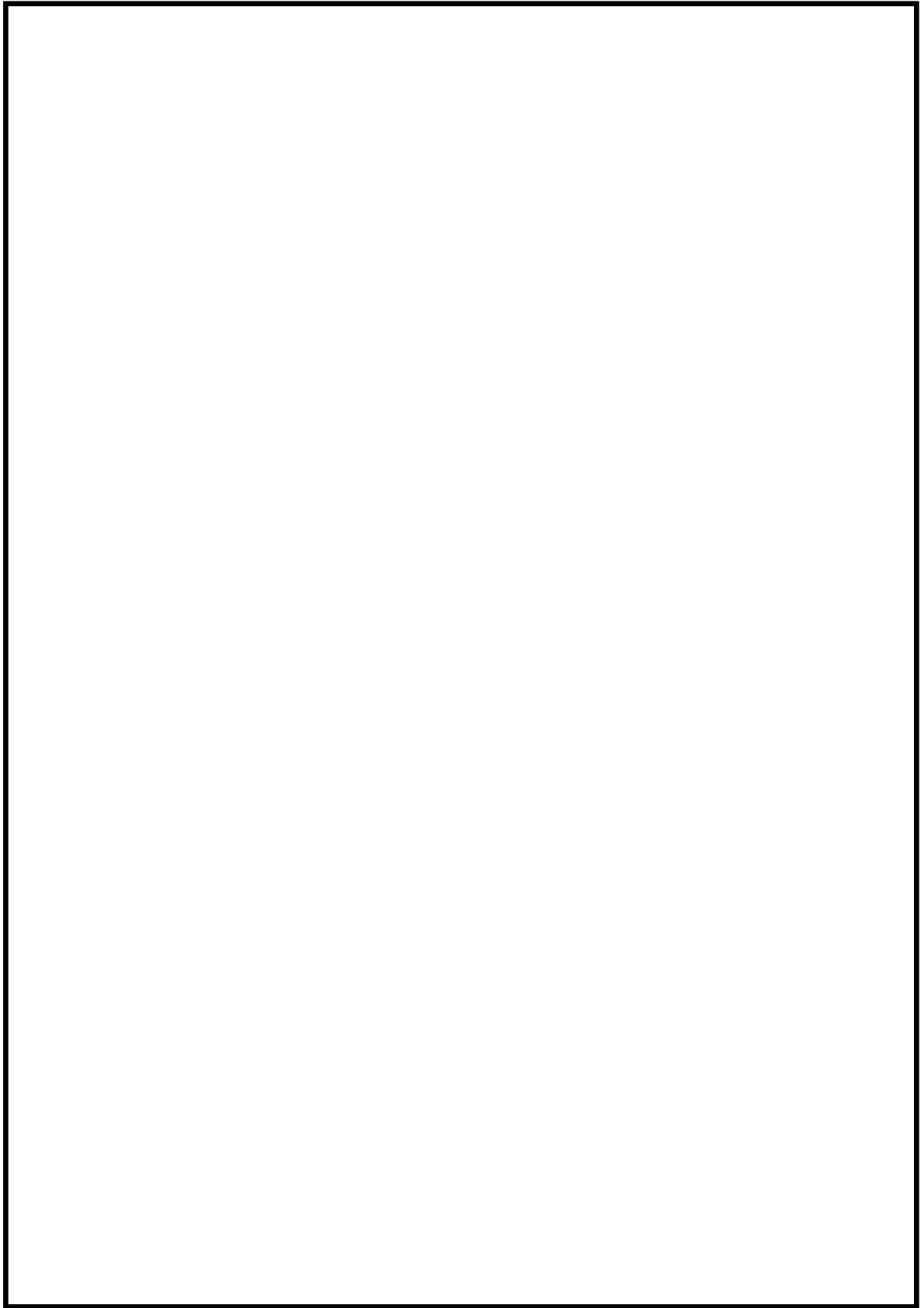
火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度 200℃を許容温度とする。

(2) 評価結果

火災が発生した時間から燃え尽きるまでの間、一定の輻射強度で外壁が昇温されるものとして、1次元非定常熱伝導方程式を差分法より解くことで建屋外壁が許容温度となる輻射強度を求め、植生から建屋外壁までがこの輻射強度となる離隔距離（危険距離）を求め、危険距離 **16m** を算出。

1.3 防火エリアの設定

延焼を防止するために必要な離隔距離 **21m**、可搬型設備及び災害対策要員への熱影響を防止するために必要な離隔距離 **51m** 及び緊急時対策所への熱影響を防止するために必要な離隔距離 **16m** を考慮し、保管場所、アクセスルート（西側保管場所～南側保管場所～常設代替高圧電源装置付近）及び緊急時対策所の周囲に防火エリアを設定する（第2図参照）。



第2図 防火エリアの設定

2. 保管場所等周辺の防火帯内植生火災時における発火の想定

(1) 発火の想定

自然現象にて抽出した自然現象 14 事象及び外部人為事象にて抽出した外部人為事象 7 事象（別紙（1）参照），故意による大型航空機の衝突を考慮し，保管場所等周辺の防火帯内植生の発火又は植生への延焼の有無を評価した上で発火の想定を行う。

(2) 立地条件を考慮した発火箇所の設定

（1）の方針に基づき，発火箇所を以下のとおり設定した。発火箇所の設定に係る評価結果を第 2 表，第 3 表に示す。

a. 予備変圧器

耐震性が低い予備変圧器の損傷による発火を想定。植生までは一定の離隔距離があることや自衛消防隊による消火活動を行うことにより植生への延焼の可能性は低いと考えられるが，万一，植生に延焼することを想定し，予備変圧器を発火箇所として設定。

b. 保管場所等周辺植生の任意の場所

竜巻による危険物（公道を走行する車両等）の飛来による発火や落雷，爆発物の飛来，近隣工場の火災（構内作業等）による発火を想定。保管場所等周辺植生全域で発生する可能性があるため，植生上の任意の点を発火箇所として設定。

c. 原子炉建屋へ衝突した大型航空機

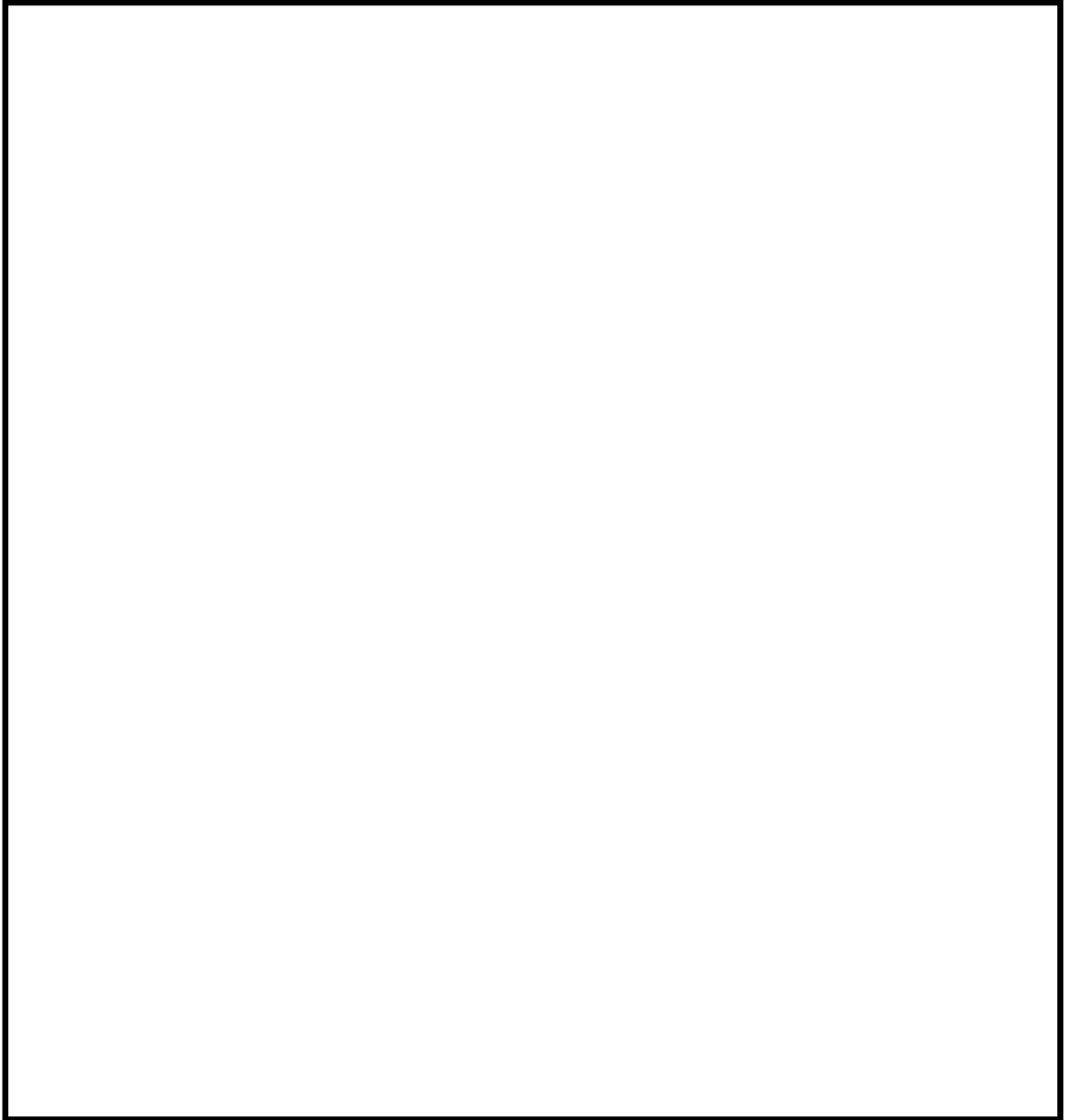
原子炉建屋への大型航空機衝突による航空機火災の植生への延焼を想定。原子炉建屋と植生までの距離は 100m 以上あるが，万一，火災が植生に延焼する場合を想定し，原子炉建屋に衝突した大型航空機を発火箇所として設定。

第2表 発火箇所の設定に係る評価結果（自然現象）

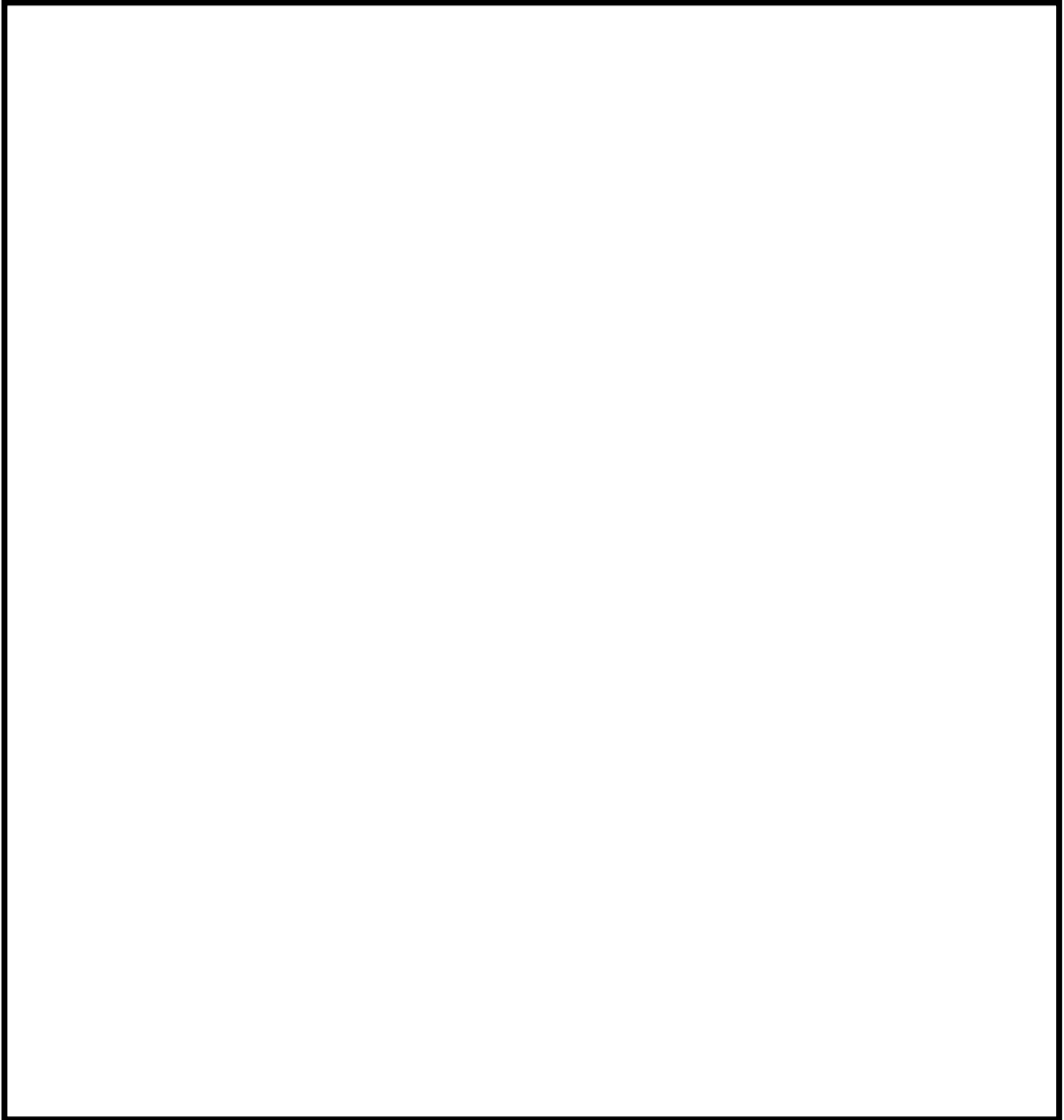
自然現象	植生の発火又は植生への延焼の想定	発火箇所の想定
地震	耐震性が低い可燃物を内包する施設（予備変圧器）の火災の植生への延焼（第3図参照）。	予備変圧器設置箇所
津波	保管場所等周辺植生への浸水はないため、漂流物等による発火は発生しない。	—
洪水	敷地の地形及び表流水の状況から、洪水による被害は生じない。	—
風（台風）	竜巻の評価に包含。	保管場所等周辺植生全域
竜巻	危険物の飛来（公道を走行する油を内包する車両等）による植生の発火（第4図参照）。	保管場所等周辺植生全域
凍結	植生の発火は発生しない。	—
降水	植生の発火は発生しない。	—
積雪	植生の発火は発生しない。	—
落雷	落雷による発火（第4図参照）。	保管場所等周辺植生全域
地滑り	発電所敷地及びその近傍には地滑りを起こすような地形は存在しない。	—
火山の影響	降下火砕物による植生の発火は発生しない。	—
生物学的事象	植生の発火は発生しない。	—
森林火災	防火帯設置、消火活動により、防火帯内側の植生火災は発生しない。	—
高潮	保管場所周辺植生は、高潮の影響を受けない敷地高さにあるため、影響を受けない。	—

第3表 発火箇所の設定に係る評価結果（外部人為事象）

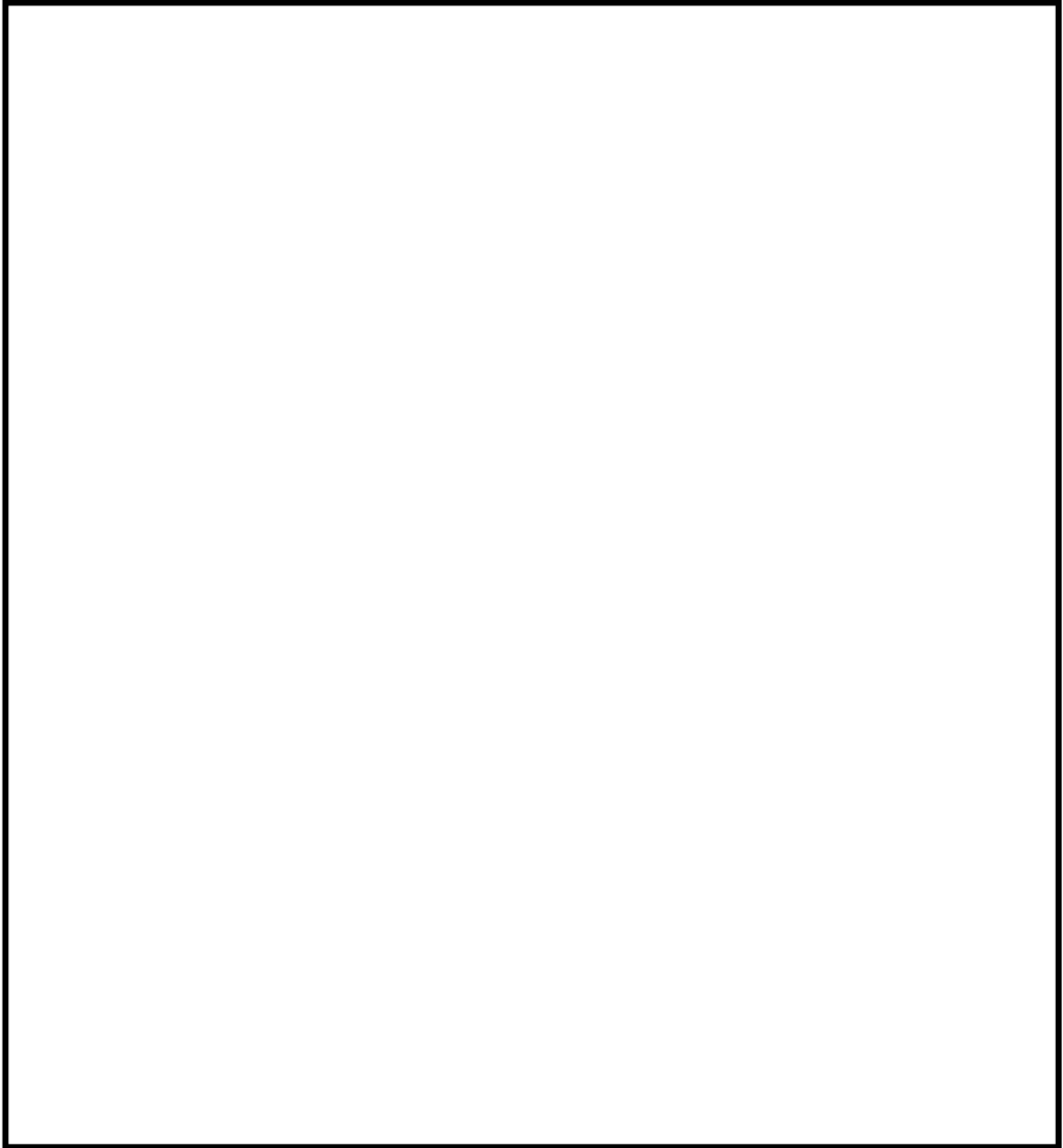
外部人為事象	植生の発火又は植生への延焼の想定	発火箇所の想定
航空機落下	— (防護設計の要否判断の基準を超えないことから設計上考慮不要。航空機落下による発火は、近隣工場の火災にて評価)	—
ダムの崩壊	ダムの崩壊による流出水は敷地勾配により発電所敷地まで遡上しないため、影響を受けない。	—
爆発	公道上での燃料輸送車両の爆発物の飛来による植生の発火（第4図参照）。	保管場所等周辺 植生全域
近隣工場等の火災	(1) 構内作業による発火（第4図参照）。 (2) 航空機墜落による植生の発火（第4図参照）。	保管場所等周辺 植生全域
有毒ガス	植生の発火は発生しない。	—
船舶の衝突	— (船舶の衝突による影響は、取水機能への評価であり、船舶の衝突による発火は、近隣工場等の火災にて評価)	—
電磁的障害	植生の発火は発生しない。	—
大型航空機衝突	原子炉建屋への大型航空機の衝突による火災の植生への延焼（第5図参照）。	原子炉建屋へ衝突した大型航空機



第3図 耐震性が低い可燃物を内包する施設（予備変圧器）の発火



第4図 風（台風）、竜巻による危険物の飛来、
落雷、爆発物の飛来、近隣工場の火災による発火



第5図 原子炉建屋への大型航空機の衝突による発火

3. 影響評価

3.1 予備変圧器の発火に対する影響評価

予備変圧器の火災が保管場所等周辺植生に延焼した場合でも、2箇所の保管場所、アクセスルート（西側保管場所～南側保管場所～常設代替高圧電源装置付近）

及び緊急時対策所は、防火エリアの設定により、延焼の防止及び熱影響の防止が可能であり、可搬型設備、アクセスルート及び緊急時対策所の機能は確保できる。

3.2 保管場所等周辺植生の任意の場所の発火に対する影響評価

竜巻による危険物（公道を走行する車両等）の飛来、落雷、爆発物の飛来、近隣工場の火災（構内作業等）により保管場所等周辺植生が発火した場合でも、2箇所の保管場所、アクセスルート（西側保管場所～南側保管場所～常設代替高圧電源装置付近）及び緊急時対策所は、防火エリアの設定により、延焼の防止及び熱影響の防止が可能であり、可搬型設備、アクセスルート及び緊急時対策所の機能は確保できる。

3.3 原子炉建屋へ衝突した大型航空機の発火に対する影響評価

原子炉建屋への大型航空機衝突による火災が保管場所等周辺植生に延焼した場合でも、2箇所の保管場所及びアクセスルート（西側保管場所～南側保管場所～常設代替高圧電源装置付近）、緊急時対策所は、防火エリアの設定により、延焼の防止及び熱影響の防止が可能であり、可搬型設備、アクセスルート及び緊急時対策所の機能は確保できる。

保管場所及びアクセスルートへの自然現象の重畳による影響について

自然現象の重畳として、発電所敷地で想定される自然現象（地震，津波を除く）として抽出した 12 事象（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，高潮）から，敷地に影響を及ぼすことがないと判断した，洪水，地滑り及び高潮を除いた 9 事象に，地震及び津波を加えた 11 事象について影響を評価した。

自然現象の組合せを第 1 表に示す。

事象 1 を先発事象，事象 2 を後発事象とする。

第 1 表 自然現象の組合せ

事象 1 事象 2	凍結	降水	地震	積雪	津波	火山の 影響	生物学 的事象	風 (台風)	竜巻	森林 火災	落雷
凍結		(1b)	(2b)	(3b)	(4b)	(5b)	(6b)	(7b)	(8b)	(9b)	(10b)
降水	(1a)		(11b)	(12b)	(13b)	(14b)	(15b)	(16b)	(17b)	(18b)	(19b)
地震	(2a)	(11a)		(20b)	(21b)	(22b)	(23b)	(24b)	(25b)	(26b)	(27b)
積雪	(3a)	(12a)	(20a)		(28b)	(29b)	(30b)	(31b)	(32b)	(33b)	(34b)
津波	(4a)	(13a)	(21a)	(28a)		(35b)	(36b)	(37b)	(38b)	(39b)	(40b)
火山の 影響	(5a)	(14a)	(22a)	(29a)	(35a)		(41b)	(42b)	(43b)	(44b)	(45b)
生物学 的事象	(6a)	(15a)	(23a)	(30a)	(36a)	(41a)		(46b)	(47b)	(48b)	(49b)
風 (台風)	(7a)	(16a)	(24a)	(31a)	(37a)	(42a)	(46a)		(50b)	(51b)	(52b)
竜巻	(8a)	(17a)	(25a)	(32a)	(38a)	(43a)	(47a)	(50a)		(53b)	(54b)
森林火 災	(9a)	(18a)	(26a)	(33a)	(39a)	(44a)	(48a)	(51a)	(53a)		(55b)
落雷	(10a)	(19a)	(27a)	(34a)	(40a)	(45a)	(49a)	(52a)	(54a)	(55a)	

各自然現象がもたらす影響モードを第2表に示す。

第2表 各自然現象がもたらす影響モード

	影響モード						
	荷重	温度	閉塞 (吸気等)	閉塞 (海水系)	浸水	電氣的影響	腐食
凍結	—	○	—	—	—	○	—
降水	○	—	—	—	○	—	—
地震	○	—	—	—	—	—	—
積雪	○	—	○	—	—	○	—
津波	○	—	—	○	○	—	—
火山の影響	○	—	○	○	—	○	○
生物学的 事象	—	—	—	○	—	○	—
風(台風)	○	—	—	—	—	—	—
竜巻	○	—	—	—	—	—	—
森林火災	—	○	○	—	—	—	—
落雷	—	—	—	—	—	○	—

自然現象の組合せについて、設備の耐性、作業環境、屋外ルート、屋内ルートに対して、以下に基づき評価を実施した。

1. 評価方針

第1表に示す自然現象の組合せに対し、第2表の影響モードを網羅的に組み合わせ確認する。確認の結果、影響モードが単独の自然現象に比べ増長する可能性が高まる場合、以下項目についてその内容を記載する。

2. 評価対象及び内容

(1) 設備の耐性

保管場所にある重大事故等対処設備が重畳荷重等により機能喪失する可能性について記載する。

(2) 作業環境

保管場所での各種作業や、除雪・除灰等の屋外作業を行う場合の環境について記載する。

(3) 屋外ルート

屋外アクセスルートについてがれき撤去、除雪・除灰等の屋外作業を行う場合の環境について記載する。

(4) 屋内ルート

屋内アクセスルートへの荷重等による影響について記載する。

3. 評価結果

(1a) 凍結×降水

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(1b) 降水×凍結

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(2a) 凍結×地震

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(2b) 地震×凍結

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(3a) 凍結×積雪

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(3b) 積雪×凍結

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(4a) 凍結×津波

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(4b) 津波×凍結

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(5a) 凍結×火山の影響

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(5b) 火山の影響×凍結

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(6a) 凍結×生物学的事象

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(6b) 生物学的事象×凍結

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(7a) 凍結×風（台風）

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(7b) 風（台風）×凍結

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(8a) 凍結×竜巻

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(8b) 竜巻×凍結

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(9a) 凍結×森林火災

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(9b) 森林火災×凍結

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(10a) 凍結×落雷

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(10b) 落雷×凍結

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(11a) 降水×地震

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(11b) 地震×降水

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(12a) 降水×積雪

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(12b) 積雪×降水

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(13a) 降水×津波

設備の耐性 : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、保管場所は高さT.P. +23m以上に配置しており、浸水の影響を受けないことから、増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 増長する影響モードなし

屋外ルート : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、水密化された建屋内に設置していることから、影響なし

(13b) 津波×降水

設備の耐性 : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、保管場所は高さT.P. +23m以上に配置しており、浸水の影響を受けないことから、増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 増長する影響モードなし

屋内ルート : 同上

(14a) 降水×火山の影響

設備の耐性 : 降下火砕物が湿分を吸収することによる荷重増加が考えられるが、除灰することで影響を緩和可能

作業環境 : 降下火砕物が湿分を吸収することによって、除灰の作業量が増加するが、対応は可能

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 降下火砕物が湿分を吸収することによる荷重増加が考えられるが、設計上考慮する荷重として湿分を含んだ降下火砕物の堆積荷重を考慮していることから、影響なし

(14b) 火山の影響×降水

設備の耐性 : 降下火砕物が湿分を吸収することによる荷重増加が考えられるが、除灰することで影響を緩和可能

作業環境 : 降下火砕物が湿分を吸収することによって、除灰の作業量が増加するが、対応は可能

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 降下火砕物が湿分を吸収することによる荷重増加が考えられるが、設計上考慮する荷重として湿分を含んだ降下火砕物の堆積荷重を考慮していることから、影響なし

(15a) 降水×生物学的事象

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(15b) 生物学的事象×降水

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(16a) 降水×風 (台風)

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(16b) 風 (台風) ×降水

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(17a) 降水×竜巻

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(17b) 竜巻×降水

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(18a) 降水×森林火災

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(18b) 森林火災×降水

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(19a) 降水×落雷

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(19b) 落雷×降水

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(20a) 地震×積雪

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(20b) 積雪×地震

- 設備の耐性 : 積雪荷重に地震荷重が加わることによる荷重増加が考えられるが、除雪することで影響を緩和可能
- 作業環境 : 増長する影響モードなし
- 屋外ルート : 除雪作業に加え、瓦礫撤去作業が追加になり作業量は増加するが、対応は可能
- 屋内ルート : 積雪荷重に地震荷重が加わることによる荷重増加が考えられるが、設計上考慮する荷重として積雪荷重と地震荷重の組合せを考慮していることから、影響なし

(21a) 地震×津波

- 設備の耐性 : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、保管場所は高さT.P. +23m以上に配置しており、浸水の影響を受けないことから、増長する影響モードなし
- 作業環境 : 同上
- 屋外ルート : 瓦礫撤去作業に加え、基準津波を超え敷地に遡上する津波による漂流物撤去作業が追加になり作業量は増加するが、対応は可能
- 屋内ルート : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、水密化された建屋内に設置していることから、影響なし

(21b) 津波×地震

設備の耐性 : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、保管場所は高さT.P. +23m以上に配置しており、浸水の影響を受けないことから、増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : がれき撤去作業に加え、基準津波を超え敷地に遡上する津波による漂流物撤去作業が追加になり作業量は増加するが、対応は可能

屋内ルート : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、水密化された建屋内に設置していることから、影響なし

(22a) 地震×火山の影響

設備の耐性 : 地震と火山の影響は独立事象であり、各々の発生頻度が小さく同時に発生する確率は極めて低いことから、重畳を考慮しない

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(22b) 火山の影響×地震

設備の耐性 : 地震と火山の影響は独立事象であり、各々の発生頻度が小さく同時に発生する確率は極めて低いことから、重畳を考慮しない

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(23a) 地震×生物学的事象

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(23b) 生物学的事象×地震

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(24a) 地震×風（台風）

設備の耐性 : 地震荷重に風荷重が加わることによる荷重増加が考えられるが、作用する力の方向も考慮に入れると瞬時であり、同方向に荷重が加わる頻度は極めて低い

作業環境 : 増長する影響モードなし

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 地震荷重に風荷重が加わることによる荷重増加が考えられるが、設計上考慮する荷重として地震荷重と風荷重を考慮していることから、影響なし

(24b) 風（台風）×地震

設備の耐性 : 風荷重に地震荷重が加わることによる荷重増加が考えられるが、作用する力の方向も考慮に入れると瞬時であり、同方向に荷重が加わる頻度は極めて低い

作業環境 : 増長する影響モードなし

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 風荷重に地震荷重が加わることによる荷重増加が考えられるが、設計上考慮する荷重として地震荷重と風荷重を考慮していることから、影響なし

(25a) 地震×竜巻

設備の耐性 : 地震と竜巻は独立事象であり、各々の発生頻度が小さく同時に発生する確率は極めて低いことから、重畳を考慮しない

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(25b) 竜巻×地震

設備の耐性 : 地震と竜巻は独立事象であり、各々の発生頻度が小さく同時に発生する確率は極めて低いことから、重畳を考慮しない

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(26a) 地震×森林火災

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(26b) 森林火災×地震

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(27a) 地震×落雷

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(27b) 落雷×地震

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(28a) 積雪×津波

設備の耐性 : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、保管場所は高さT.P. +23m以上に配置しており、浸水の影響を受けないことから、増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 除雪作業に加え、基準津波を超え敷地に遡上する津波による漂流物撤去作業が追加になり作業量は増加するが、対応は可能

屋内ルート : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、水密化された建屋内に設置していることから、影響なし

(28b) 津波×積雪

設備の耐性 : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、保管場所は高さT.P. +23m以上に配置しており、浸水の影響を受けないことから、増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 基準津波を超え敷地に遡上する津波による漂流物撤去作業に加え、除雪作業が追加になり作業量は増加するが、対応は可能

屋内ルート : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、水密化された建屋内に設置していることから、影響なし

(29a) 積雪×火山の影響

設備の耐性 : 積雪荷重に降下火砕物の堆積荷重が加わることによる荷重増加が考えられるが、除雪及び除灰することで影響を緩和可能

作業環境 : 除雪作業に加え、除灰作業が追加になり作業量は増加するが、対応は可能

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 積雪荷重と降下火砕物の堆積荷重が加わることによる荷重増加が考えられるが、設計上考慮する荷重として積雪荷重と降下火砕物の堆積荷重を考慮していることから、影響なし

(29b) 火山の影響×積雪

設備の耐性 : 降下火砕物の堆積荷重に積雪荷重が加わることによる荷重増加が考えられるが、除灰及び除雪することで影響を緩和可能

作業環境 : 除灰作業に加え、除雪作業が追加になり作業量が増加するが、対応は可能

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 降下火砕物の堆積荷重に積雪荷重が加わることによる荷重増加が考えられるが、設計上考慮する荷重として降下火砕物の堆積荷重と積雪荷重を考慮していることから、影響なし

(30a) 積雪×生物学的事象

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(30b) 生物学的事象×積雪

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(31a) 積雪×風（台風）

設備の耐性 : 積雪荷重に風荷重が加わることによる荷重の増加が考えられるが、除雪することで影響を緩和可能

作業環境 : 増長する影響モードなし

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 積雪荷重と風荷重が加わることによる荷重の増加が考えられるが、設計上考慮する荷重として積雪荷重と風荷重を考慮していることから、影響なし

(31b) 風（台風）×積雪

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(32a) 積雪×竜巻

設備の耐性 : 竜巻の風荷重により積雪荷重が緩和されることから、荷重の組合せは考慮しない

作業環境 : 除雪作業に加え、竜巻飛来物の撤去作業が追加になり作業量が増加するが、対応は可能

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 竜巻の風荷重により積雪荷重が緩和されることから、荷重の組合せは考慮しない

(32b) 竜巻×積雪

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(33a) 積雪×森林火災

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(33b) 森林火災×積雪

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(34a) 積雪×落雷

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(34b) 落雷×積雪

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(35a) 津波×火山の影響

設備の耐性 : 津波と火山の影響は独立事象であり、各々の発生頻度が小さく同時に発生する確率は極めて低いことから、重畳を考慮しない

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(35b) 火山の影響×津波

設備の耐性 : 火山の影響と津波は独立事象であり、各々の発生頻度が小さく同時に発生する確率は極めて低いことから、重畳を考慮しない

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(36a) 津波×生物学的事象

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(36b) 生物学的事象×津波

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(37a) 津波×風 (台風)

設備の耐性 : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、保管場所は高さT.P. +23m以上に配置しており、浸水の影響を受けないことから、増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 増長する影響モードなし

屋内ルート : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、水密化された建屋内に設置していることから、影響なし

(37b) 風 (台風) ×津波

設備の耐性 : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、保管場所は高さT.P. +23m以上に配置しており、浸水の影響を受けないことから、増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 増長する影響モードなし

屋内ルート : 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対して、水密化された建屋内に設置していることから、影響なし

(38a) 津波×竜巻

設備の耐性 : 津波と竜巻は独立事象であり、各々の発生頻度が小さく同時に発生する確率は極めて低いことから、重畳を考慮しない

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(38b) 竜巻×津波

設備の耐性 : 竜巻と津波は独立事象であり、各々の発生頻度が小さく同時に発生する確率は極めて低いことから、重畳を考慮しない

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(39a) 津波×森林火災

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(39b) 森林火災×津波

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(40a) 津波×落雷

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(40b) 落雷×津波

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(41a) 火山の影響×生物学的事象

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(41b) 生物学的事象×火山の影響

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(42a) 火山の影響×風（台風）

設備の耐性 : 降下火砕物の堆積荷重に風荷重が加わることによる荷重の増加が考えられるが、除灰することで影響を緩和可能

作業環境 : 増長する影響モードなし

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 降下火砕物の堆積荷重に風荷重が加わることによる荷重の増加が考えられるが、設計上考慮する荷重として降下火砕物の荷重と風荷重を考慮していることから、影響なし

(42b) 風（台風）×火山の影響

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(43a) 火山の影響×竜巻

設備の耐性 : 火山の影響と竜巻は独立事象であり、各々の発生頻度が小さく同時に発生する確率は極めて低いことから、重畳を考慮しない

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(43b) 竜巻×火山の影響

設備の耐性 : 竜巻と火山の影響は独立事象であり、各々の発生頻度が小さく同時に発生する確率は極めて低いことから、重畳を考慮しない

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(44a) 火山の影響×森林火災

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(44b) 森林火災×火山の影響

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(45a) 火山の影響×落雷

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(45b) 落雷×火山の影響

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(46a) 生物学的事象×風（台風）

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(46b) 風（台風）×生物学的事象

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(47a) 生物学的事象×竜巻

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(47b) 竜巻×生物学的事象

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(48a) 生物学的事象×森林火災

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(48b) 森林火災×生物学的事象

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(49a) 生物学的事象×落雷

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(49b) 落雷×生物学的事象

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(50a) 風(台風)×竜巻

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(50b) 竜巻×風（台風）

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(51a) 風（台風）×森林火災

設備の耐性 : 風（台風）により，輻射熱が大きくなることが想定されるが，保守的な条件で評価した森林火災影響評価に基づいた離隔距離を確保している。

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 増長する影響モードなし

(51b) 森林火災×風（台風）

設備の耐性 : 風（台風）により，輻射熱が大きくなることが想定されるが，保守的な条件で評価した森林火災影響評価に基づいた離隔距離を確保している。

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 増長する影響モードなし

(52a) 風（台風）×落雷

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(52b) 落雷×風（台風）

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(53a) 竜巻×森林火災

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(53b) 森林火災×竜巻

設備の耐性 : 竜巻により，森林火災の輻射熱が大きくなることが想定されるが，竜巻の継続時間は短く，風向は一定でないことから，輻射熱による影響は限定的である。また，予防散水を行うことで影響を緩和可能である。（竜巻襲来が予測される場合は，予防散水を一時的に中止する。）

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 増長する影響モードなし

(54a) 竜巻×落雷

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(54b) 落雷×竜巻

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(55a) 森林火災×落雷

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

(55b) 落雷×森林火災

設備の耐性 : 増長する影響モードなし

作業環境 : 同上

屋外ルート : 同上

屋内ルート : 同上

平成 23 年 (2011 年) 東北地方太平洋沖地震の被害状況について

1. 東北地方太平洋沖地震の概要

平成 23 年 3 月 11 日 14 時 46 分頃、宮城県沖において、大きな地震が発生し、宮城県で最大震度 7 (茨城県東海村での観測震度「6 弱」) を観測したほか、東北地方を中心に関東地方にかけて広い範囲で地震動が観測された。気象庁発表によれば、マグニチュードは 9.0、震源深さは 24 km である。

2. 東北地方太平洋沖地震時の被害状況

東北地方太平洋沖地震時に東海第二発電所構内で確認された被害のうち、屋外アクセスルートに関する傾斜地及び構内道路の被害状況について以降に示す。

2.1 傾斜地の被害状況

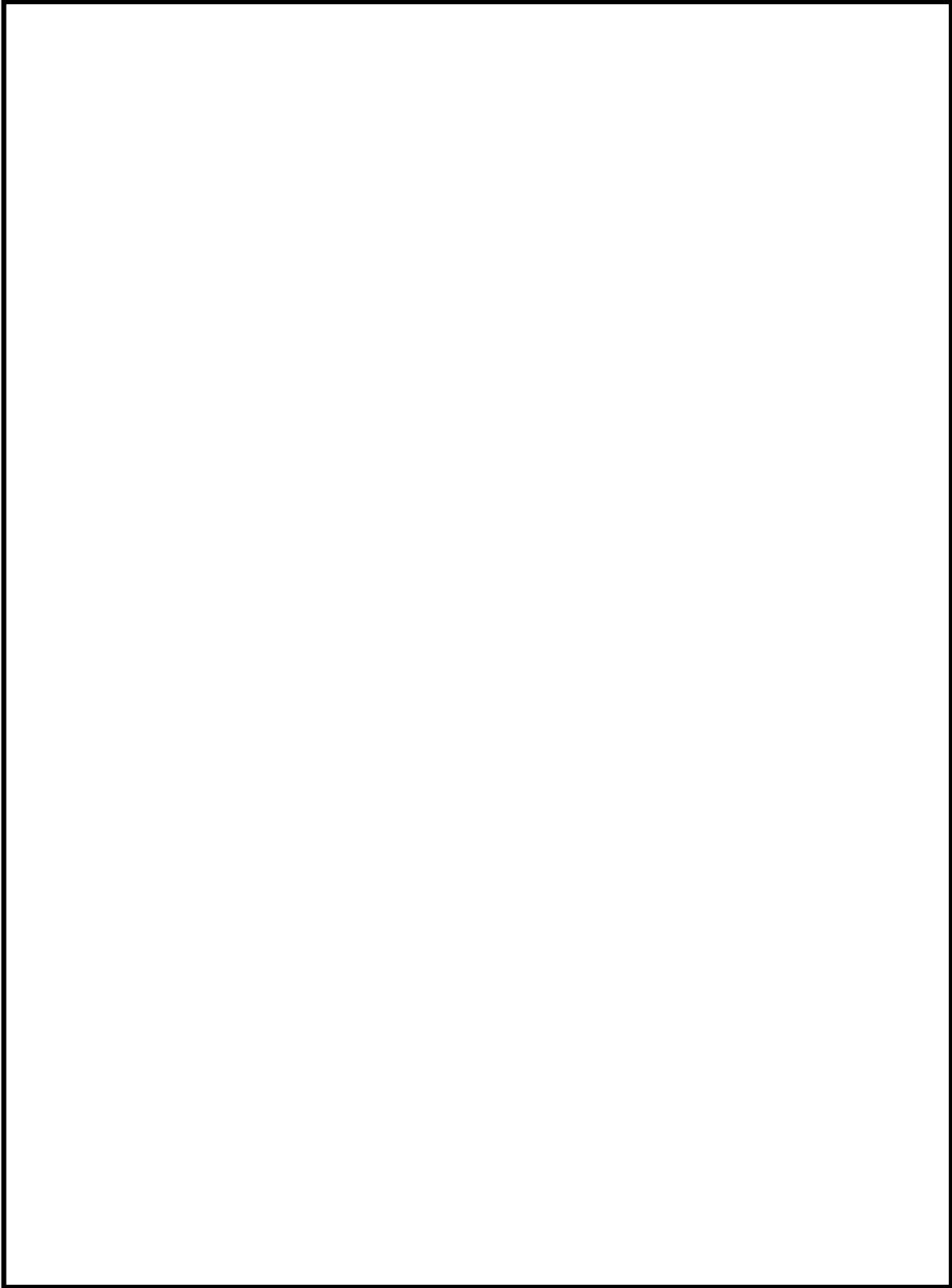
東海第二発電所構内の傾斜地について、被害は確認されなかった。

2.2 構内道路の被害状況

構内道路と地下埋設物 (放水路カルバート) が交差する箇所の一部段差 (約 10cm～約 20cm) や亀裂が認められたが、通行不能となった箇所はなかった。

なお、今回の被災状況を鑑み、地盤液状化による段差発生等により通行に支障が生じる可能性がある箇所については、路盤補強を実施することから、車両のアクセス性に支障はない。

被害を受けた箇所で最も被害の大きな箇所 (タービン建屋北側道路) の被災状況を第 1 図に示す。



第 1 図 構内道路の被害箇所及びその状況

可搬型設備の接続口の配置及び仕様について

1. 可搬型設備の接続口の考え方

可搬型設備のうち原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものの接続口については、設置許可基準規則第43条第3項第3号の要求より、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、接続口を複数箇所に分ける。

その他の可搬型設備の接続口については、必要な容量を確保することのできる数を設けた上で、設備の信頼性等を考慮し、必要に応じて自主的に予備を確保する。

可搬型設備の接続口一覧を第1表及び第2表、接続口の写真を第1図、可搬型設備の配置図を第2図、接続場所を第3図に示す。

第1表 可搬型設備のうち原子炉建屋の外から水又は電力を供給するもの

可搬型設備名称	配置箇所	接続方法	仕様
可搬型代替注水大型ポンプ ・ 低圧代替注水系 ^{※1, ※2} ・ 代替格納容器スプレイ冷却系 ^{※1, ※2} ・ 格納容器下部注水系 ^{※1} ・ 代替燃料プール注水系 ^{※1, ※2} ・ 格納容器頂部注水系 ^{※1}	2箇所 ^{※1} (東側, 西側) 1箇所 ^{※2} (11m盤)	フランジ	200A
可搬型代替低圧電源車	2箇所 (東側, 西側)	コネクタ	φ80
可搬型整流器	2箇所 (東側, 西側)	コネクタ	φ80
可搬型代替注水大型ポンプ ・ 代替残留熱除去系海水系	2箇所 (東側, 西側)	フランジ	300A
可搬型代替注水大型ポンプ ・ 代替燃料プール冷却系 (海水系)	2箇所 (東側, 西側)	フランジ	300A

第2表 その他の可搬型設備

可搬型設備名称	配置箇所	接続方法	仕様
可搬型窒素供給装置 ・格納容器窒素ガス供給系 (D/W) ・格納容器窒素ガス供給系 (S/C) ・FCVS窒素供給系	1箇所 (東側)	フランジ	50A

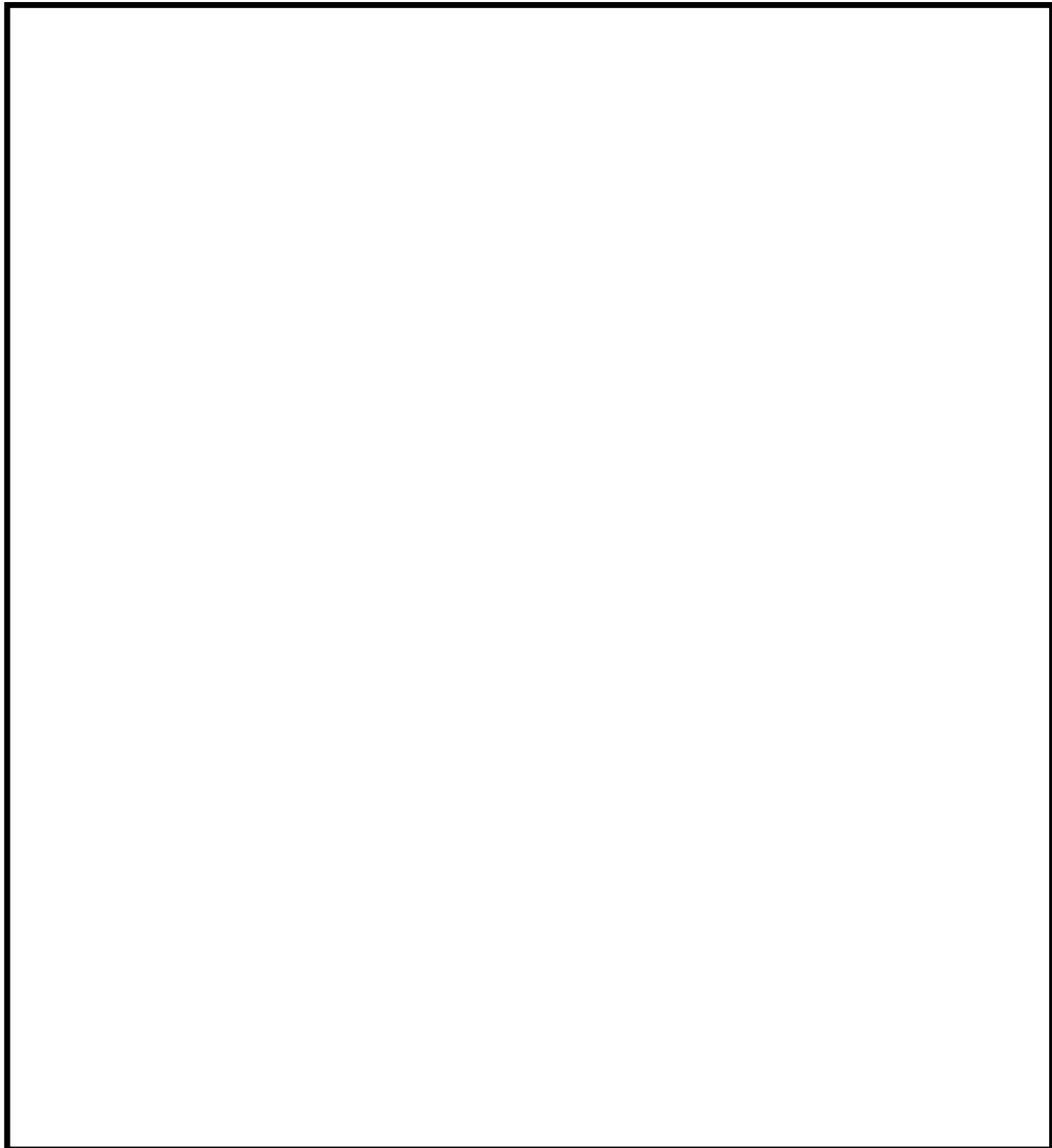


フランジ接続

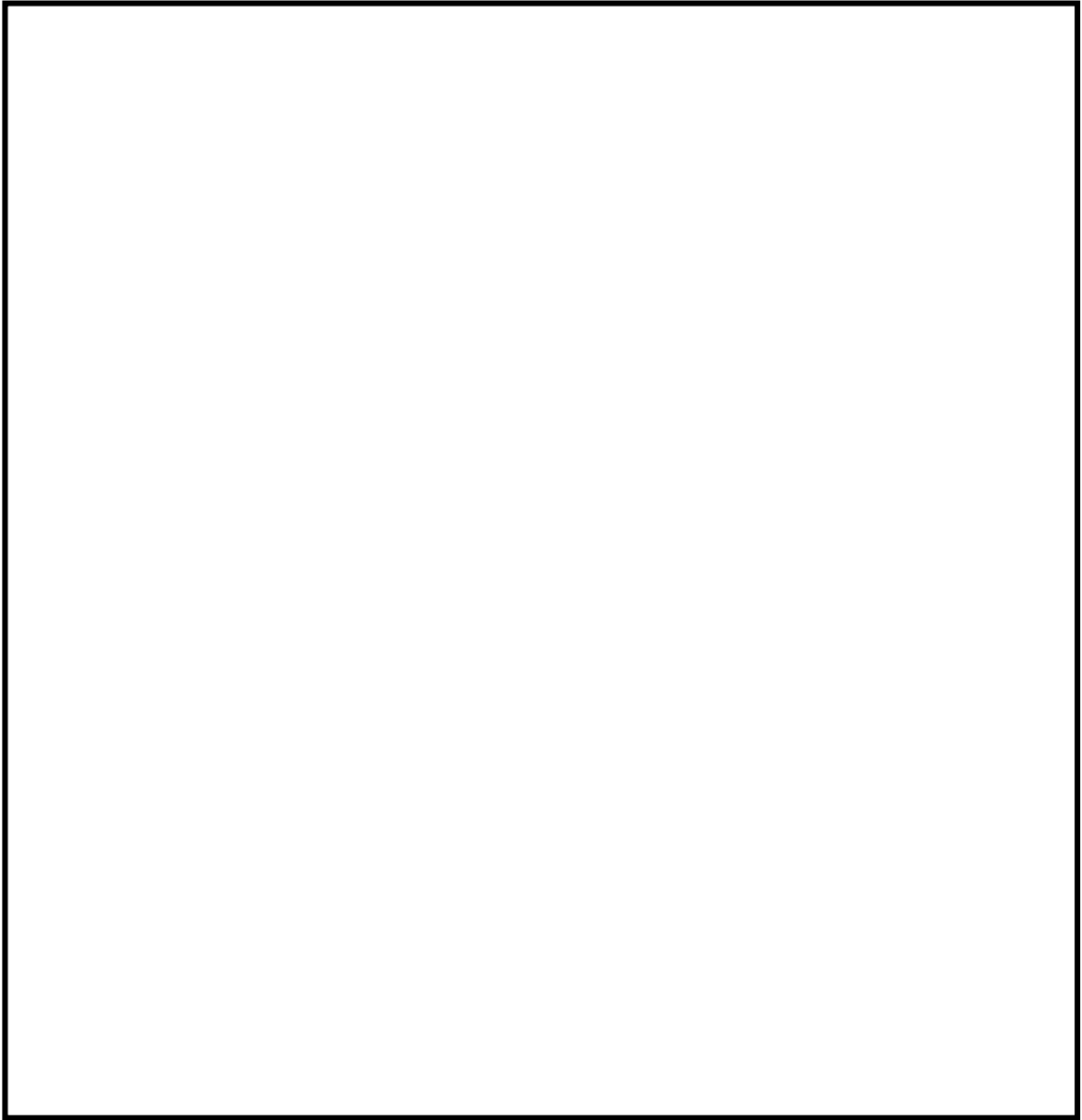


コネクタ接続

第1図 接続口の写真 (例示)



第 2 図 可搬型設備 配置図



第 3 図 可搬型設備 接続口の配置図

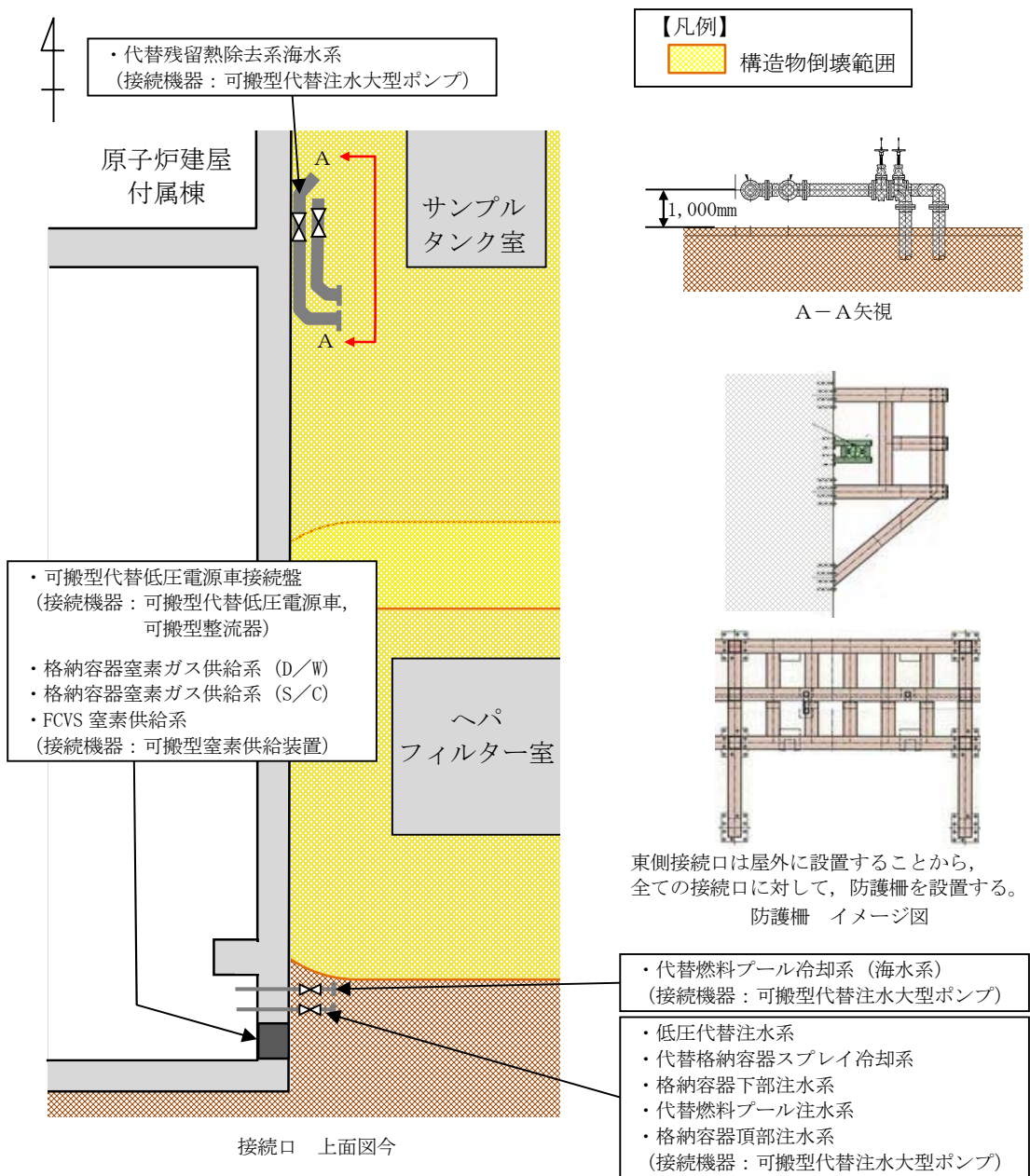
2. 可搬型設備の接続口の構造

東側接続口は屋外に設置した上で防護柵を設置, 西側接続口は地下格納槽内に設置, 11m盤接続口は常設代替高圧電源装置置場に設置する。接続口の構造を第4図から第6図に示す。

重大事故等発生時に残留熱除去系海水系の機能が喪失した場合の対策として常設設備である緊急用海水系を設置することを考慮し, 可搬型設備である代替残留熱除去系海水系を東側接続口で使用する場合には, ホースをがれき上に敷設, 接続口近傍構造物(サンプルタンク室)のがれきの影響がある場合には, 必要に応じて人力でがれき撤去を行うことで, ホースの接続作業を行う。

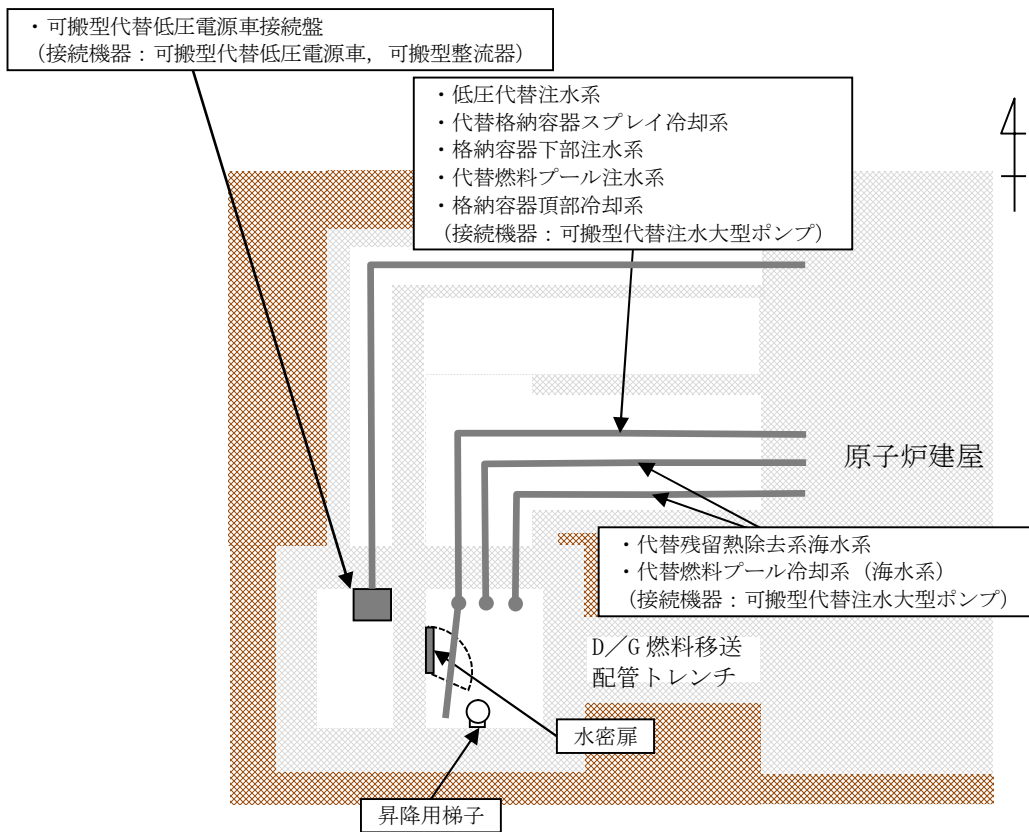
なお, 代替残留熱除去系海水系の接続口は, 建屋がれき等の影響を考慮した防護柵を設置することで, 接続口が損壊しない設計とする。

また, 11m盤接続口の注水配管は, 常設代替高圧電源装置用の地下トンネル内に敷設する。

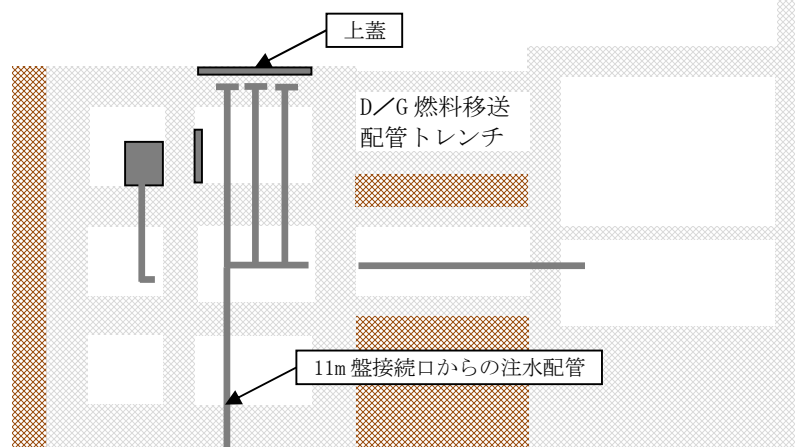


今後の検討結果等により変更となる可能性がある

第 4 図 東側接続口の構造



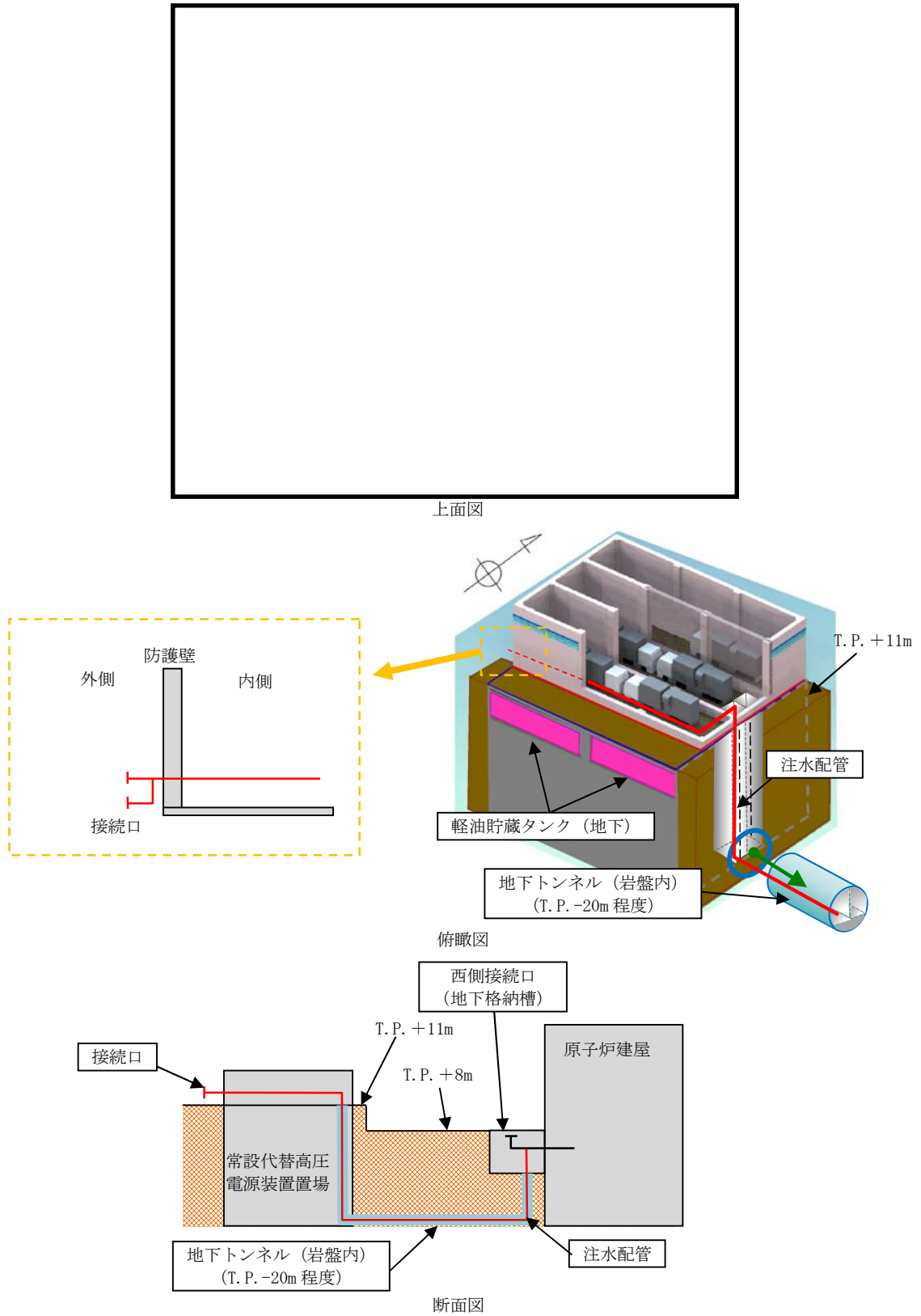
地下格納槽 上面図



地下格納槽 断面図

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

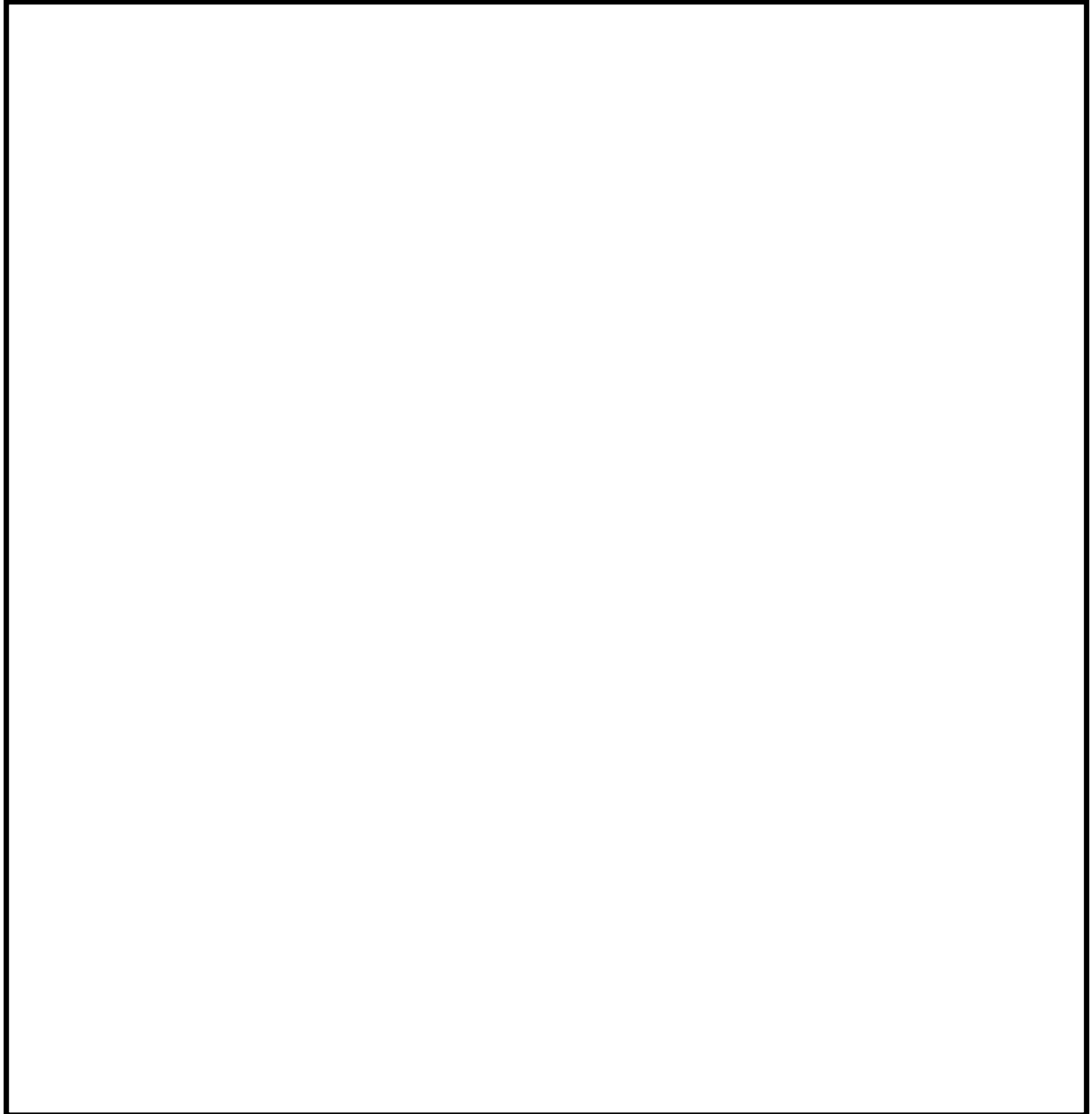
第 5 図 西側接続口の構造



第6図 11m盤接続口の構造

3. 可搬型設備の接続口近傍の状況

東側及び西側接続口近傍の状況を第7図に示す。



第7図 東側及び西側接続口近傍の状況

淡水及び海水の取水場所について

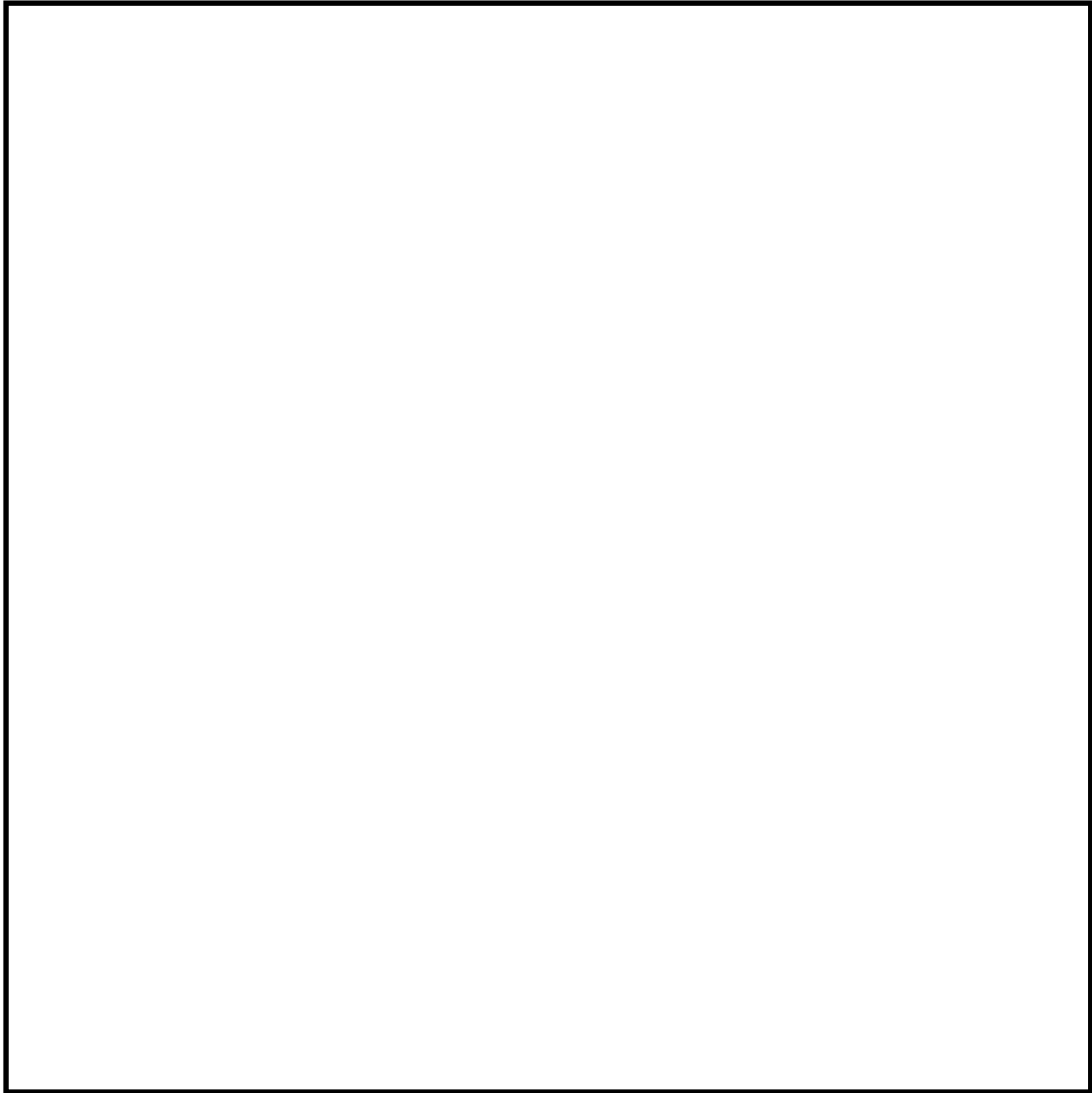
1. 可搬型設備の取水場所

屋外アクセスルートに近接し，利用可能な淡水取水場所を以下に示す。

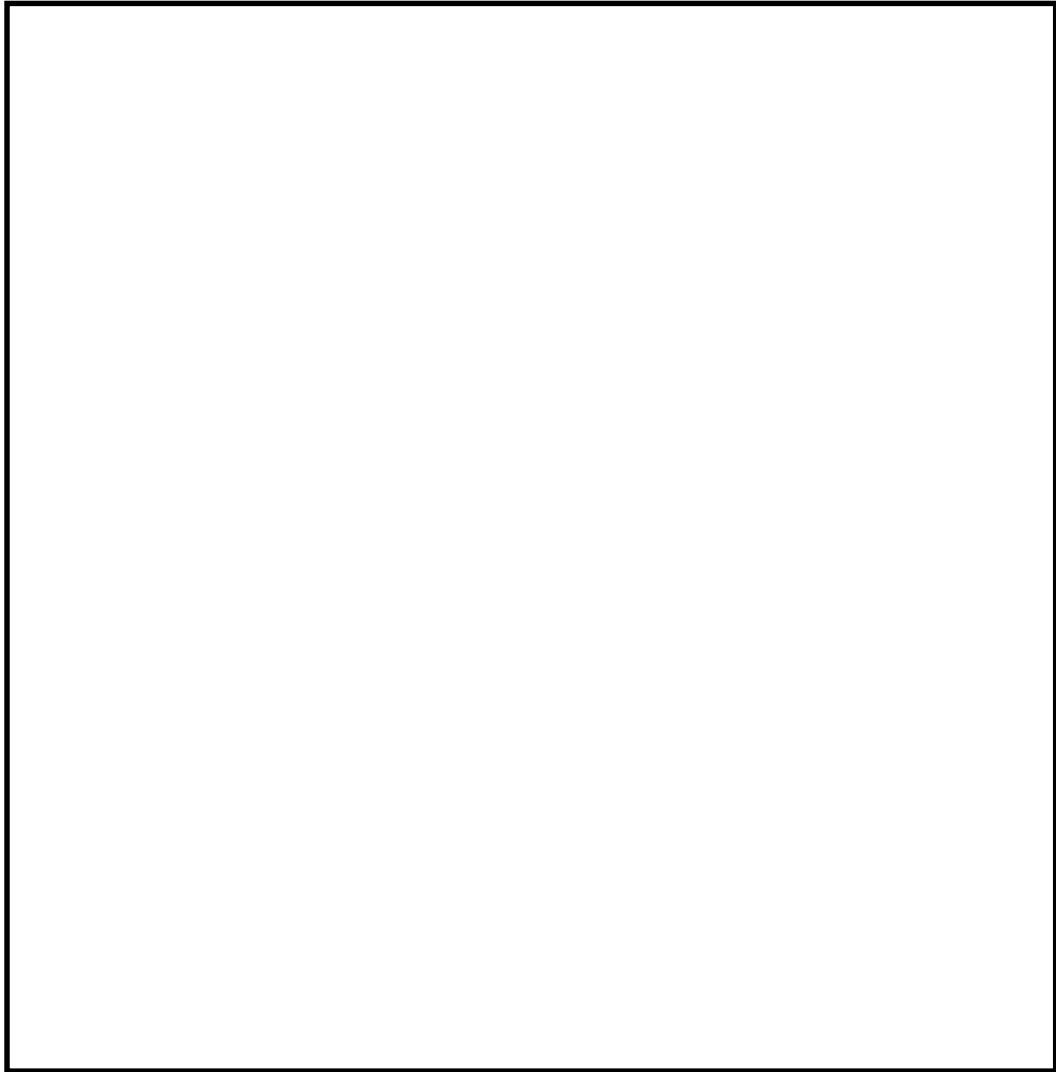
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 高所淡水池
- ・ 北側淡水池

淡水取水場所の配置を第 1 図に示す。

なお，参考として敷地内で利用可能な淡水及び海水取水場所を第 2 図に示す。



第 1 図 淡水取水場所



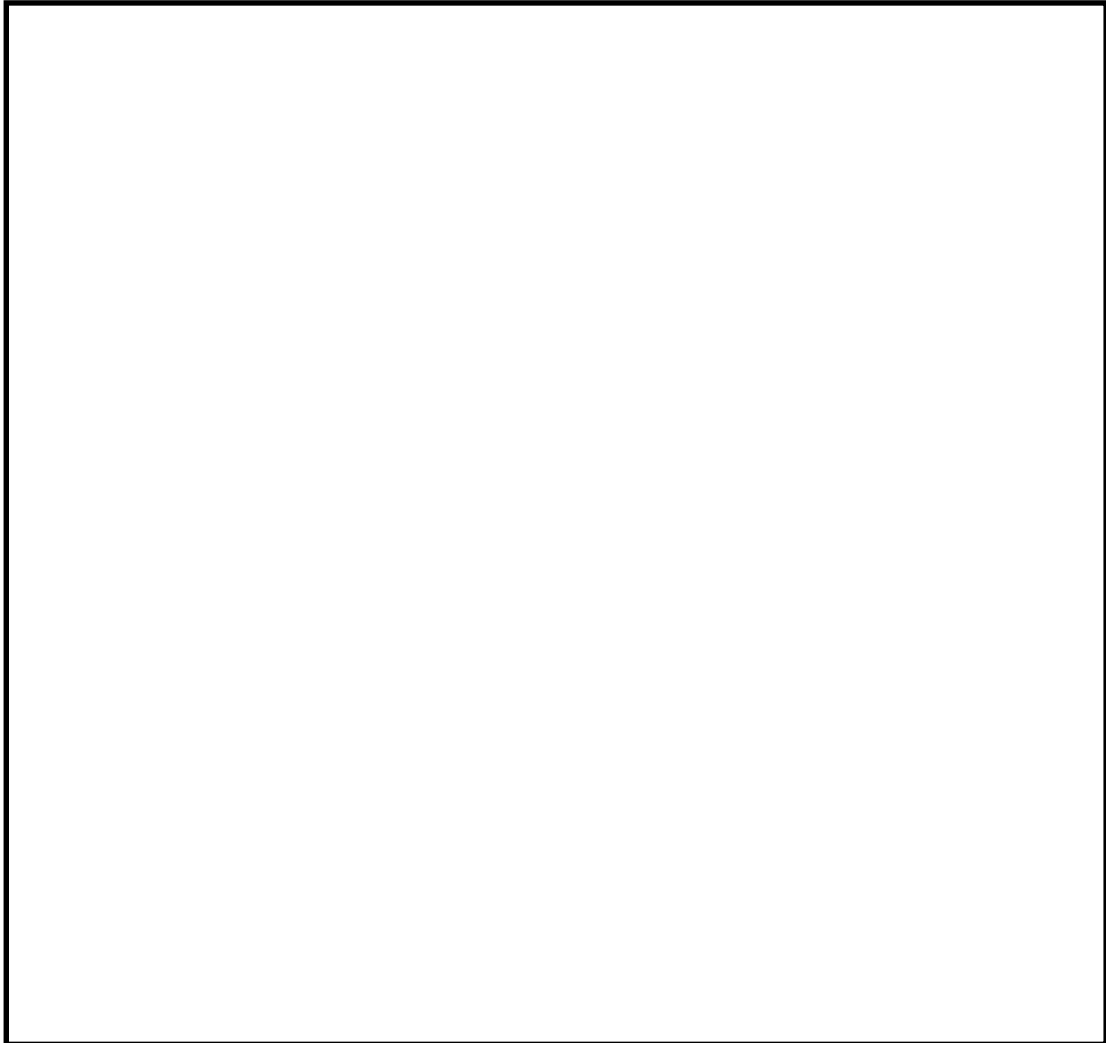
水源		凡例	水源どうしの距離 (m)
SA用海水ピット	～ 放水路	←→	425
	～ 放水ピット	←.....→	300
	～ 淡水タンク	←...→	290
放水路	～ 放水ピット	←.....→	220
	～ 淡水タンク	←...→	495
放水ピット	～ 淡水タンク	←...→	260

※当社敷地外設備配置計画地を含む

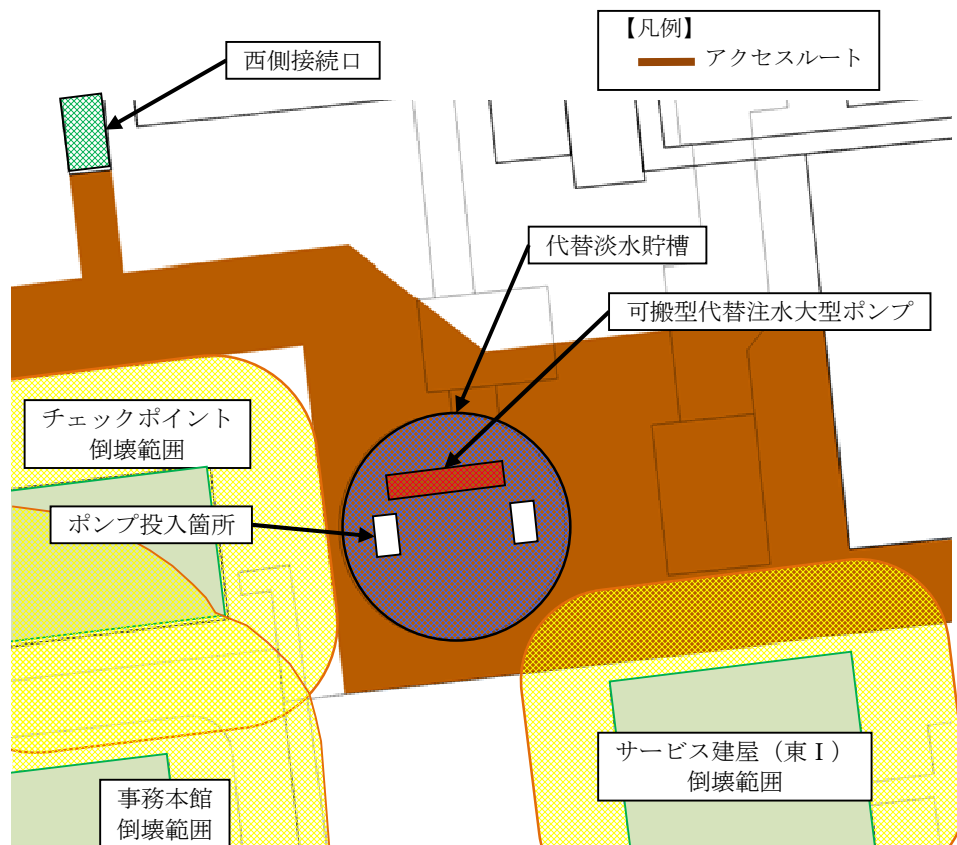
第2図 その他の淡水及び海水取水場所

2. 海水及び淡水取水時の可搬型設備の配置

海水及び淡水取水時の可搬型設備の配置イメージ図を第3図から第9図に示す。
可搬型設備はアクセスルート及び地震による影響を受けていない箇所に配置が可能である。



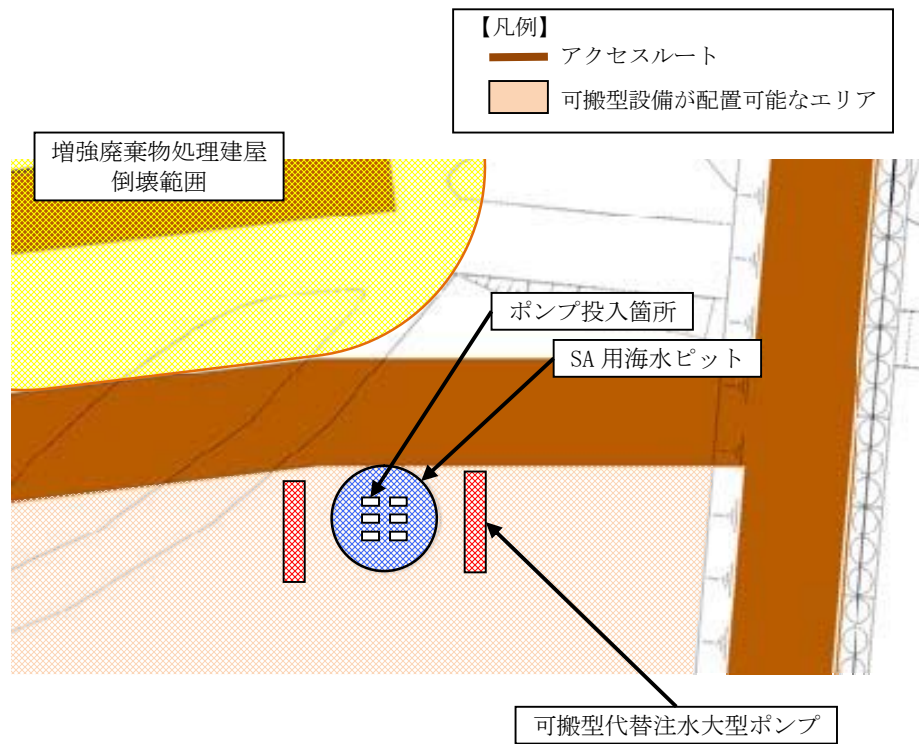
第3図 淡水及び海水取水場所 一覧



淡水の注水用として可搬型代替注水大型ポンプ1台の使用を想定

第4図 代替淡水貯槽から取水する時の可搬型設備の配置イメージ

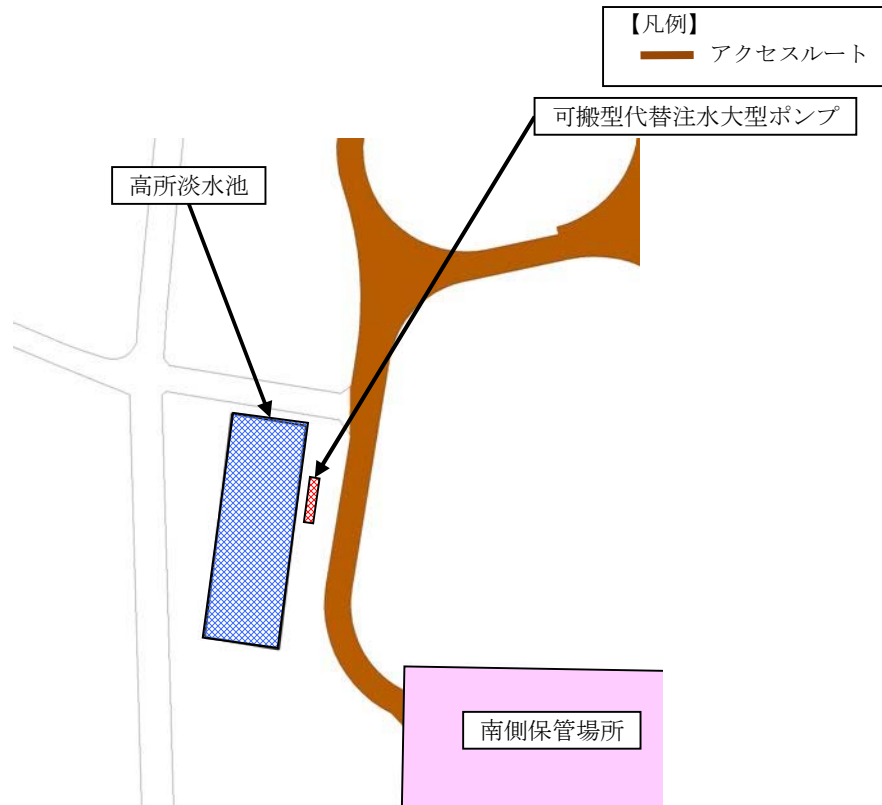
代替淡水貯槽の周辺は、地震の影響を受けない広大なエリアが確保可能であるため、任意の場所に可搬型設備を配置する事が可能である。



海水の注水又は補給用として可搬型代替注水大型ポンプ 1 台、
原子炉建屋への放水用として可搬型代替注水大型ポンプ 1 台の計 2 台の使用を想定

第 5 図 SA用海水ピットから取水する時の可搬型設備の配置イメージ

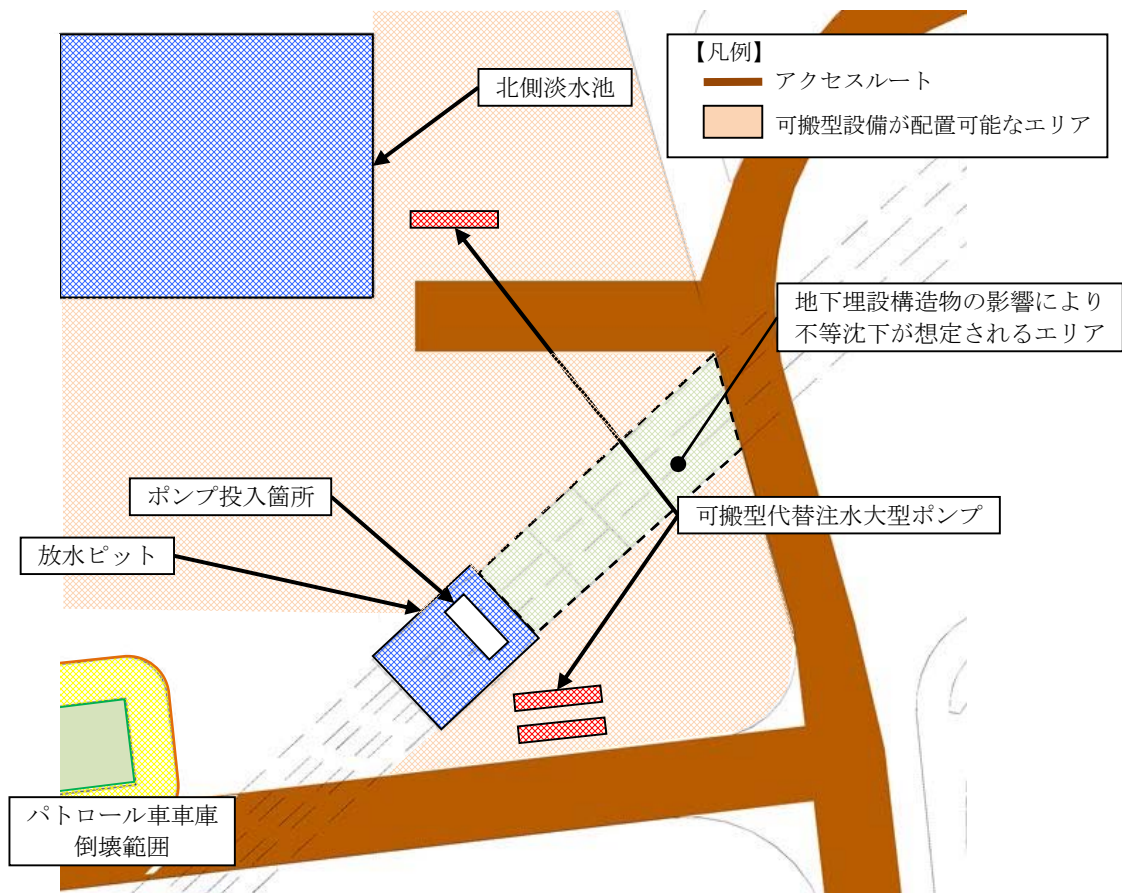
SA用海水ピットの周辺は、地震の影響を受けない広大なエリアが確保可能であるため、任意の場所に可搬型設備を配置する事が可能である。



淡水の注水用として可搬型代替注水大型ポンプ1台の使用を想定

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

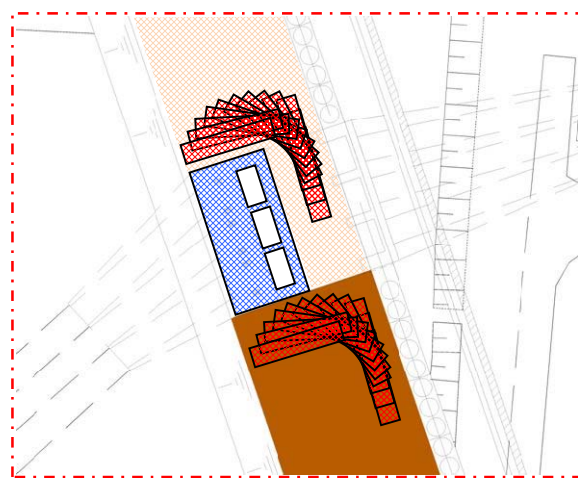
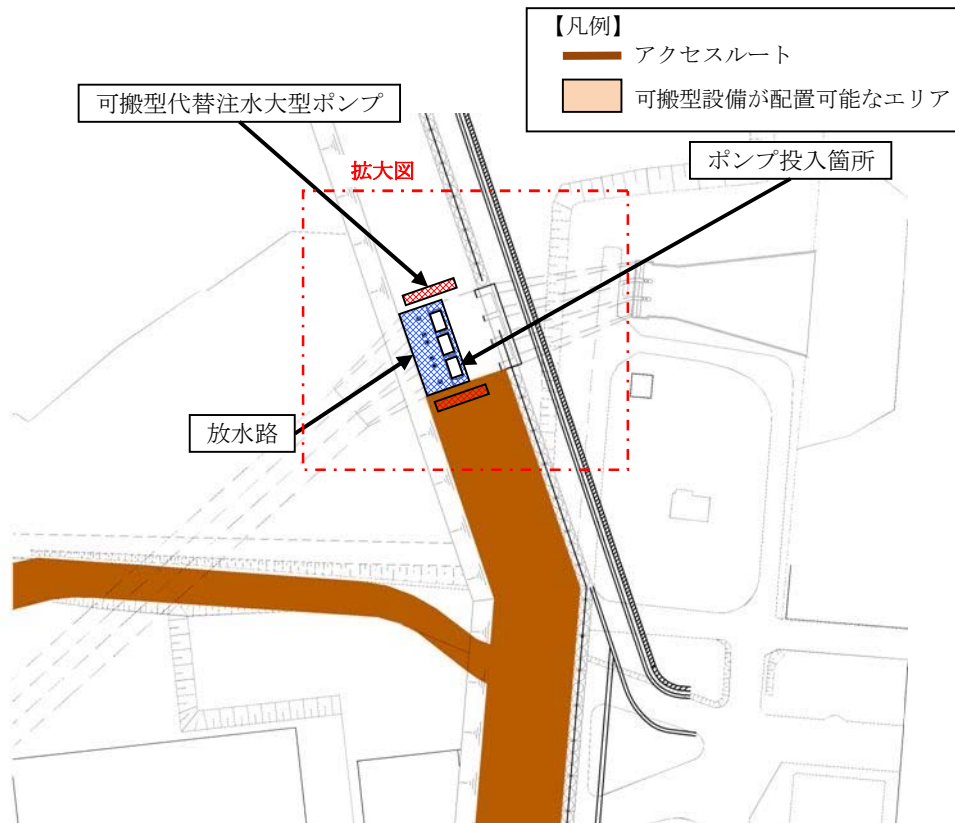
第6図 高所淡水池から取水する時の可搬型設備の配置イメージ



- ・北側淡水池使用時
淡水の注水又は補給用として可搬型代替注水大型ポンプ 1 台の使用を想定
- ・放水ピット使用時
海水の注水又は補給用として可搬型代替注水大型ポンプ 1 台、
原子炉建屋への放水用として可搬型代替注水大型ポンプ 1 台の計 2 台の使用を想定
今後の検討結果等により変更となる可能性がある

第 7 図 北側淡水池及び放水ピットから取水する時の可搬型設備の配置イメージ

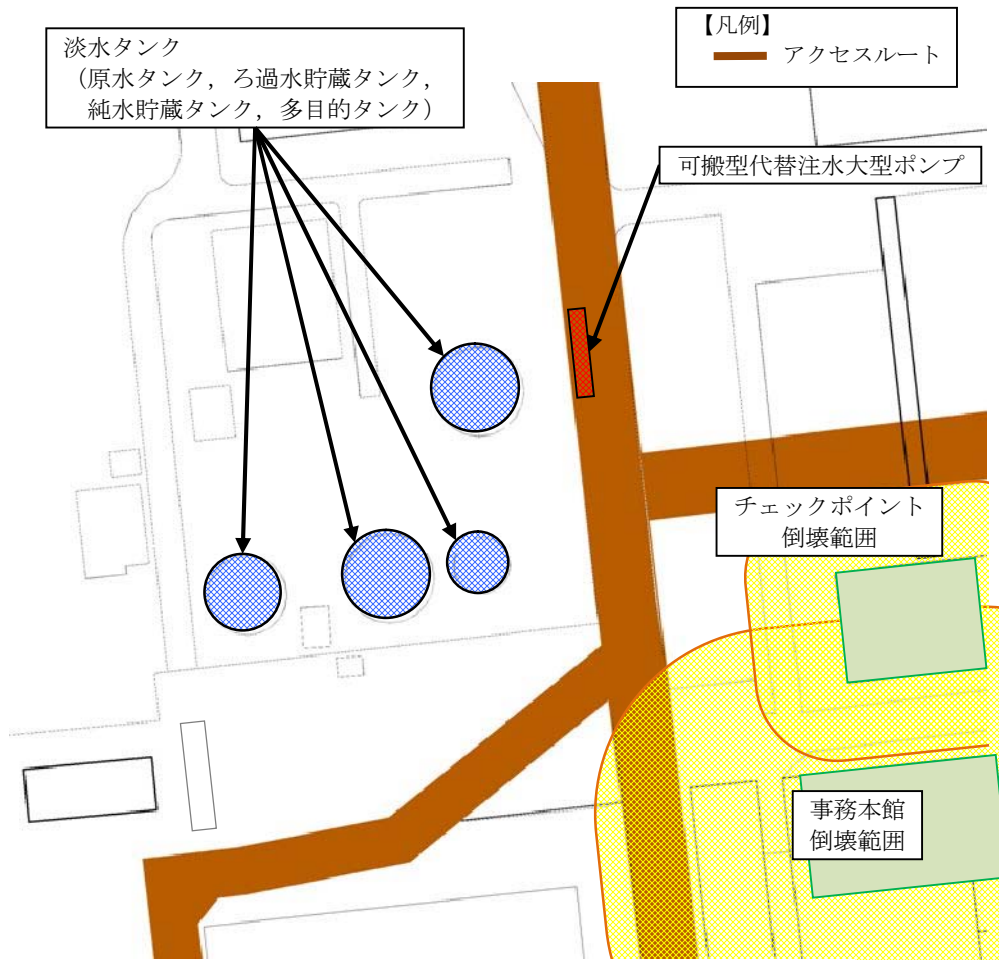
北側淡水池および放水ピットの周辺は、地震の影響を受けない広大なエリアが確保可能であるため、任意の場所に可搬型設備を配置する事が可能である。



拡大図（可搬型代替注水大型ポンプ 巡回確認）

海水の注水又は補給用として可搬型代替注水大型ポンプ 1 台，
原子炉建屋への放水用として可搬型代替注水大型ポンプ 1 台の計 2 台の使用を想定

第 8 図 放水路から取水する時の可搬型設備の配置イメージ



淡水の注水又は補給用として可搬型代替注水大型ポンプ 1 台の使用を想定

第 9 図 淡水タンクから取水する時の可搬型設備の配置イメージ

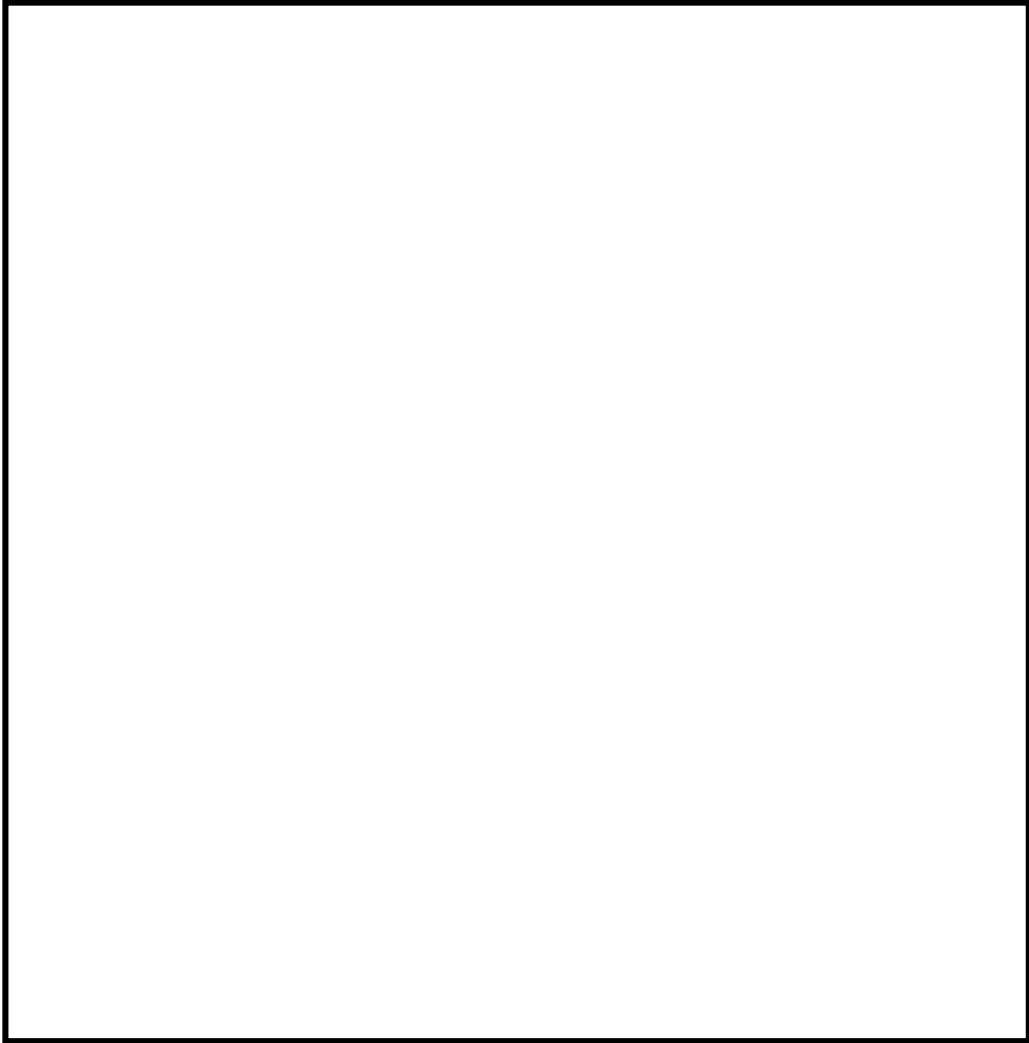
海水取水場所での取水が出来ない場合の代替手段について

海水取水については、T. P. +8mに位置するSA用海水ピットから取水することとしているが、当該取水場所で海水取水ができない場合を想定し検討を行った。

海水取水の成立性について、大型航空機落下の影響を受けた場合を想定した代替残留熱除去系への送水（可搬型代替注水大型ポンプの設置）及び使用の成立性について評価を行った。

① SA用海水ピットに影響のある場合（第1図）

- ・①のケースについては、その他の海水取水場所としている放水ピット又は放水路が十分に離れた箇所に設置されているため、当該箇所から海水を取水する。



第1図 SA用海水ピットに影響のある場合

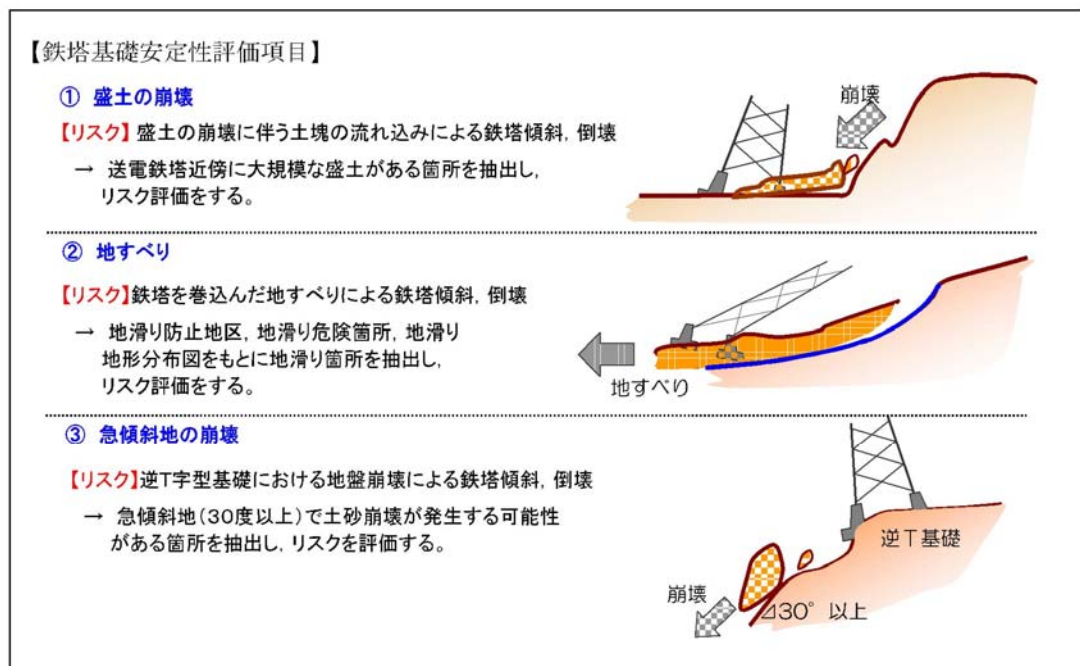
鉄塔基礎の安定性について

1. 送電鉄塔基礎の安定性評価について

1.1 概要

経済産業省原子力安全・保安院指示文章「原子力発電所の外部電源の信頼性確保について（指示）」（平成 23・04・15 原院第 3 号）に基づき鉄塔敷地周辺の地盤変状の影響による二次的被害の要因である盛土崩壊や地すべり、急傾斜地の土砂崩壊の影響を評価し、抽出した鉄塔について、地質専門家による現地踏査結果を踏まえ、基礎の安定性に影響がないことを確認した。

鉄塔基礎の安定性評価項目を第 1 図に示す。



「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について」（平成 24 年 2 月 17 日報告）より抜粋

第 1 図 鉄塔基礎の安定性評価項目

1.2 現地踏査基数と対策必要箇所

東海第二発電所の外部電源線において、鉄塔敷地周辺の地盤変状の影響による二次的被害の影響を評価し、抽出した鉄塔について現地踏査結果を踏まえ、基礎の安定性に影響がないことを確認した。

現地踏査結果を第1表に示す。

第1表 送電鉄塔の現地踏査結果

線路名	鉄塔基数	現地踏査基数			対策必要基数
		盛土	地すべり	急傾斜地	
275kV 東海原子力線	44 基	2 基	0 基	3 基	0 基
154kV 原子力線	8 基	0 基	0 基	0 基	0 基
合計	52 基	2 基	0 基	3 基	0 基

「原子力発電所及び再処理施設の外部電源における送電鉄塔基礎の安定性評価について」（平成24年2月17日報告）より抜粋

2. 送電鉄塔倒壊時の影響について

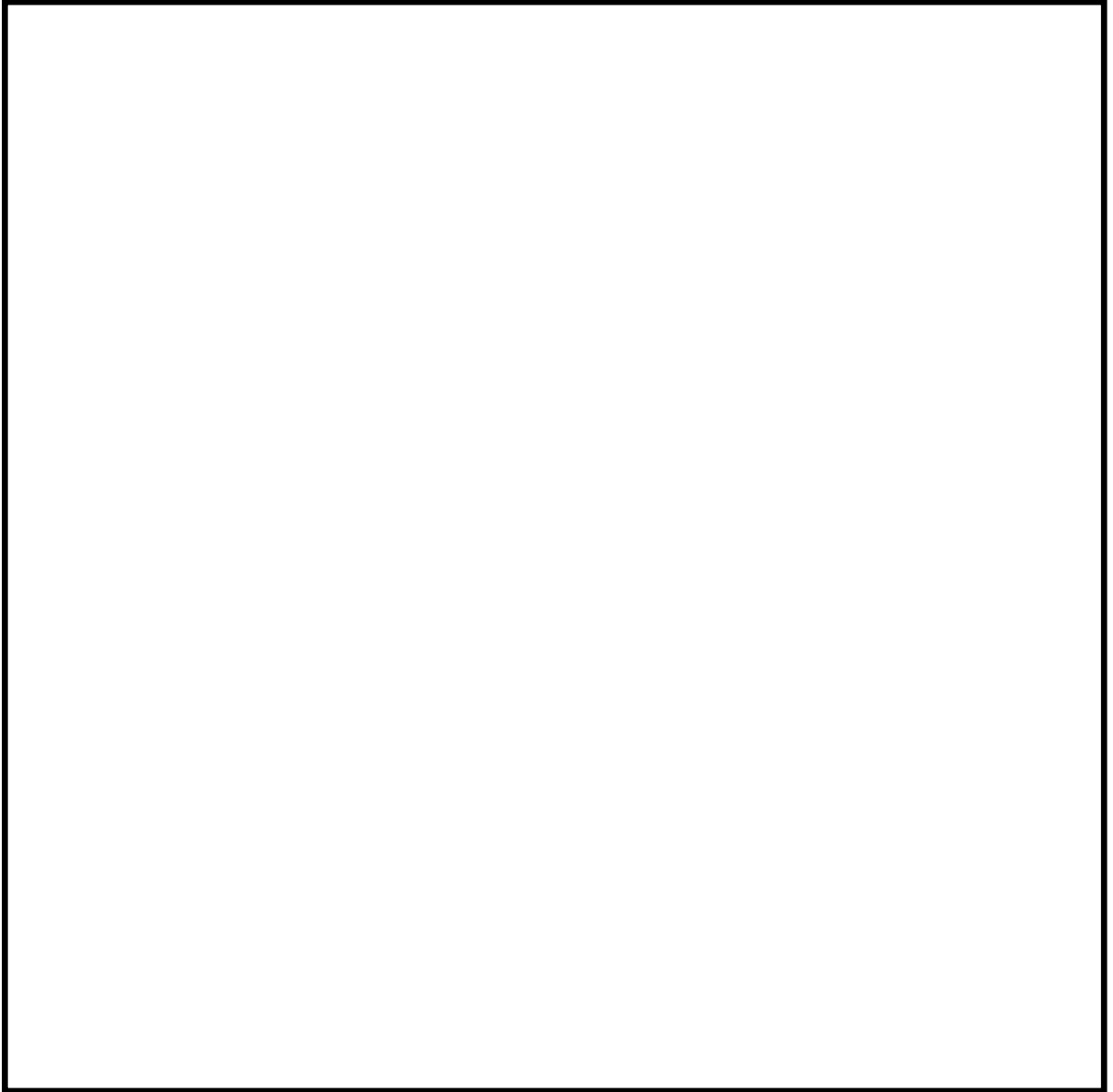
各保管場所及びアクセスルートの近傍には 154kV 東海原子力線の送電鉄塔が設置されており、1 項で示したとおり、鉄塔基礎の安定性に影響がないことを確認しているが、万一、倒壊した場合の影響を確認した。

(1) 保管場所への影響

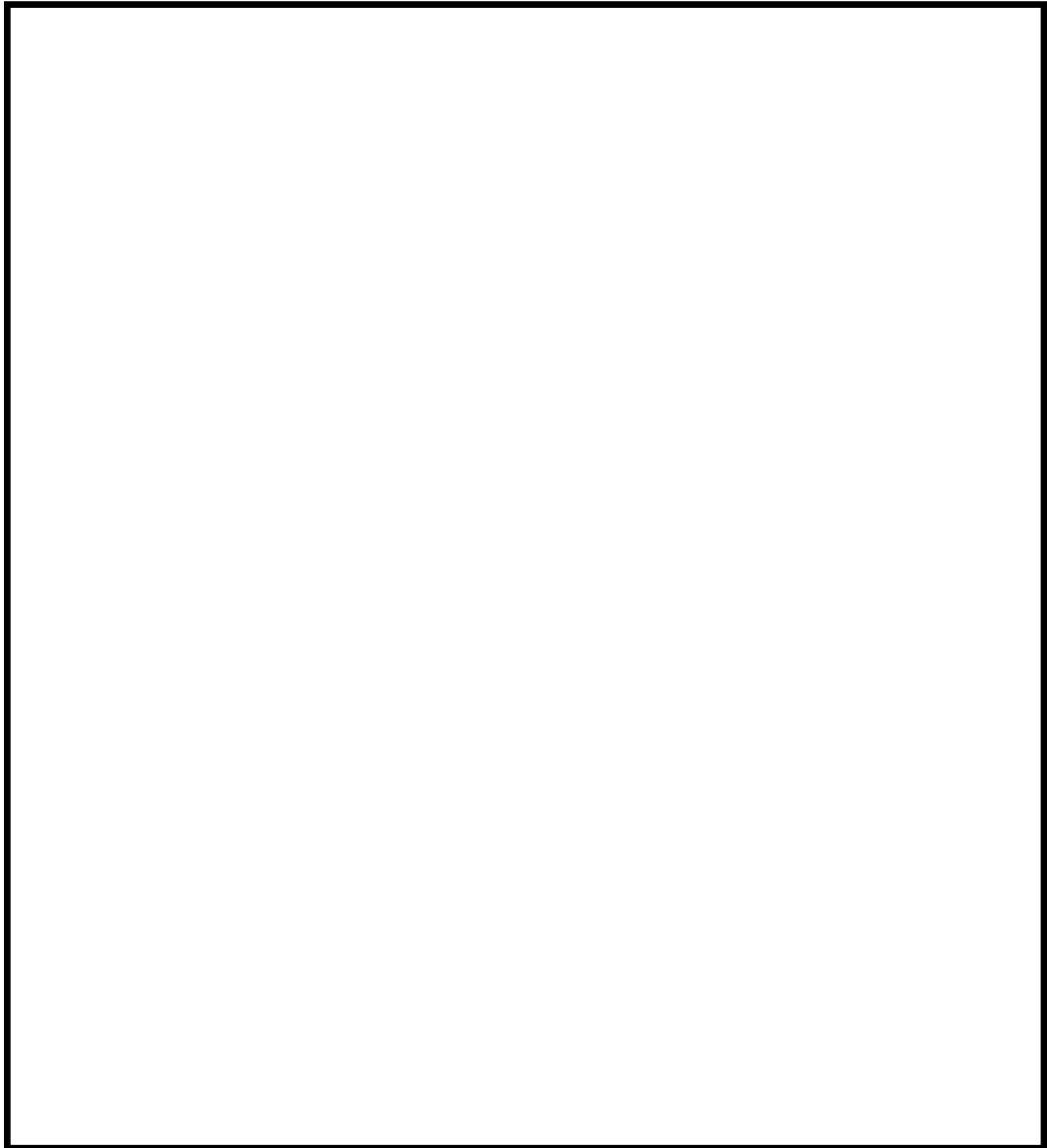
第 2 図及び第 3 図に示すとおり、各保管場所近傍に設置されている送電鉄塔は、保管場所よりも低い位置に設置されていることから、倒壊によって斜面を滑動した場合でも影響を受けることはない。なお、保管場所は送電鉄塔及び送電線の影響範囲外に設置している。

(2) アクセスルートへの影響

第 2 図及び第 3 図に示すとおり、西側保管場所周辺のアクセスルートは送電鉄塔倒壊時の送電線の影響を受ける区間が一部あるが、南側保管場所周辺の送電鉄塔は、設置地盤が崩壊しないような設計とするため、送電鉄塔の滑動の影響を受けることはない。なお、アクセスルートは送電鉄塔の倒壊範囲外に設置している。



第 2 図 西側保管場所周辺の標高及び造成計画



第3図 南側保管場所周辺の標高及び造成計画

崩壊土砂の到達距離について

1. 崩壊土砂の到達距離に関する各種文献

崩壊土砂の到達距離についての各種文献の記載を第1表に示す。

第1表 各種文献における土砂到達距離の考え方

文献名	記載内容	根拠	到達距離	対象斜面
①原子力発電所の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価技術(社団法人土木学会, 2009)	2004年新潟県中越地震による斜面崩壊事例からの分析結果	実績	1.4H (斜面高×1.4倍)	自然斜面
②土質工学ハンドブック(社団法人土質工学会, 1990)	1972~1982年に発生した急傾斜地3500地区の調査結果		1.4H (斜面高×1.4倍)	
③土工学ハンドブック(社団法人土木学会, 1989)	昭和44年~49年の崖崩れの事例収集		0.55~0.79H (斜面高×0.55~0.79倍)	
④土砂災害防止法	土砂災害警戒区域	警戒区域*	2.0H (斜面高×2.0倍)	
⑤宅地防災マニュアルの解説(宅地防災研究会, 2007)	急傾斜地崩壊危険箇所の考え方		2.0H (斜面高×2.0倍)	

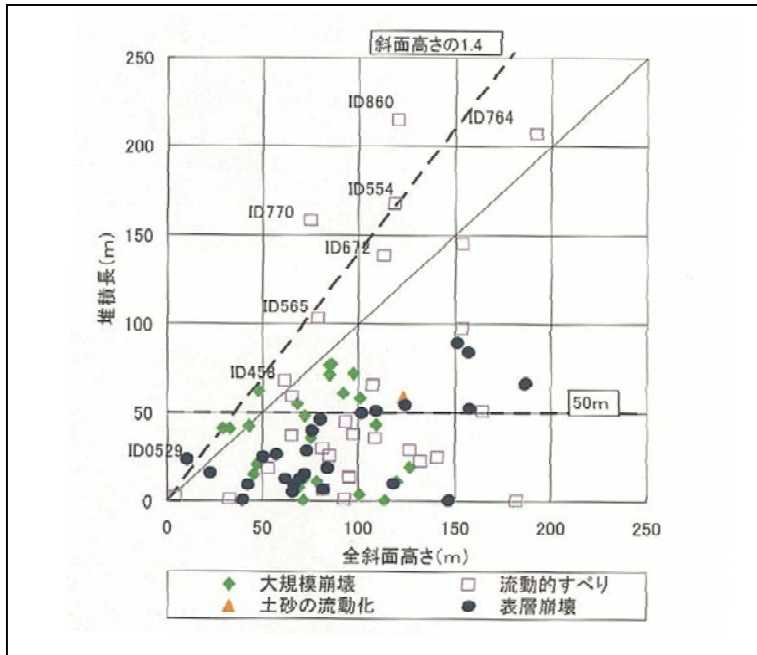
※警戒区域：建築物に損壊が生じ、住民等の生命又は身体に著しい危害が生じる恐れがある区域。危険の周知、警戒避難体制の整備等が図られる。

1.1 実績に基づいて整理された文献等：①~③

①原子力発電所の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価技術

JEAG4601 1987で規定した「堆積長50m」「斜面高さの1.4倍」の分析データは地震時だけのデータではない(降雨など)ため、地震のみの崩壊事例として、2004年新潟県中越地震による斜面崩壊事例について分析を行った。

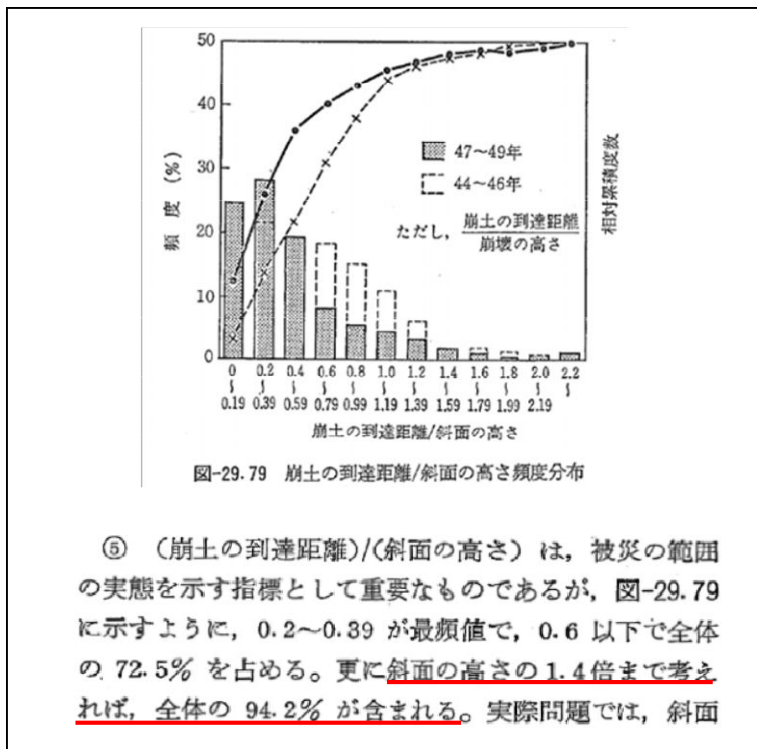
その結果、「堆積長50m」及び「斜面高さの1.4倍」を超えるのは2.2%であり、JEAG4601 1987で示されている基準は十分保守的な値である。文献からの引用を第1図に示す。



第1図 周辺斜面の離間距離に関する JEAG4601 1987 目安値との比較

②土質工学ハンドブック

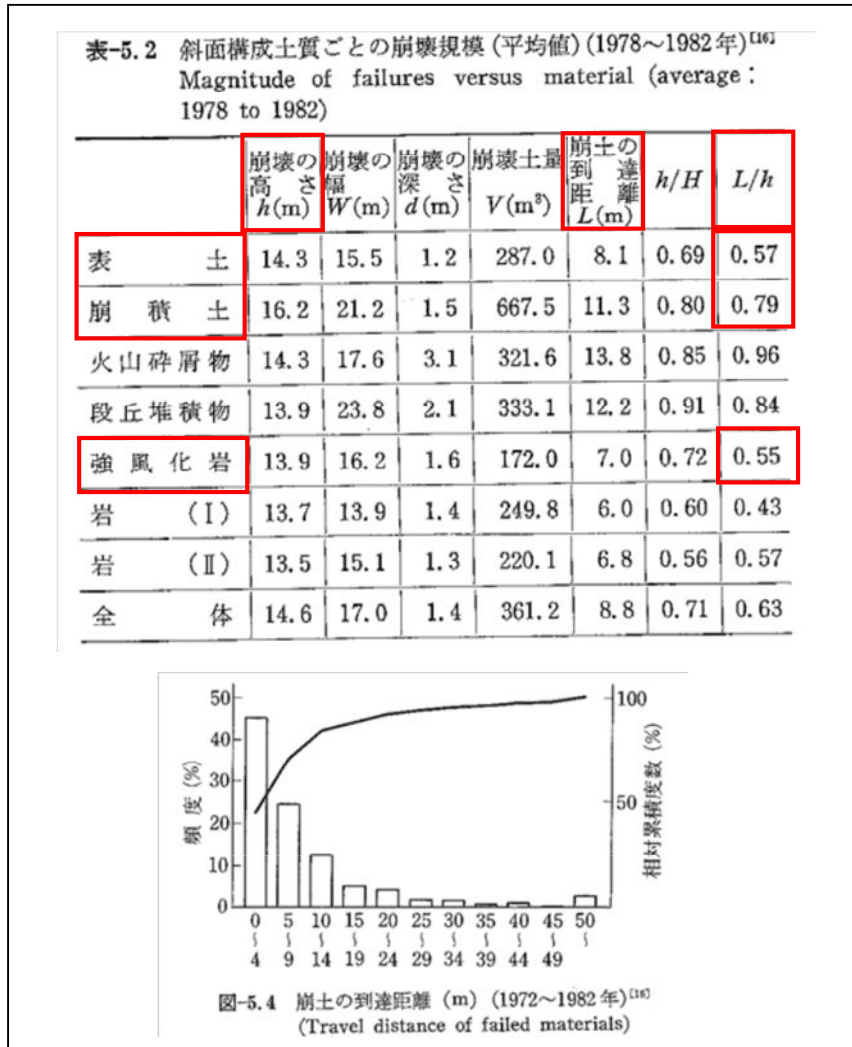
文献からの引用を第2図に示す。



第2図 崩土の到達距離と斜面の高さ頻度分布

③土木工学ハンドブック

文献からの引用を第3図に示す。



第3図 斜面構成土質ごとの崩壊規模(平均値)

1.2 警戒区域を示した文献等：④、⑤

④土砂災害防止法

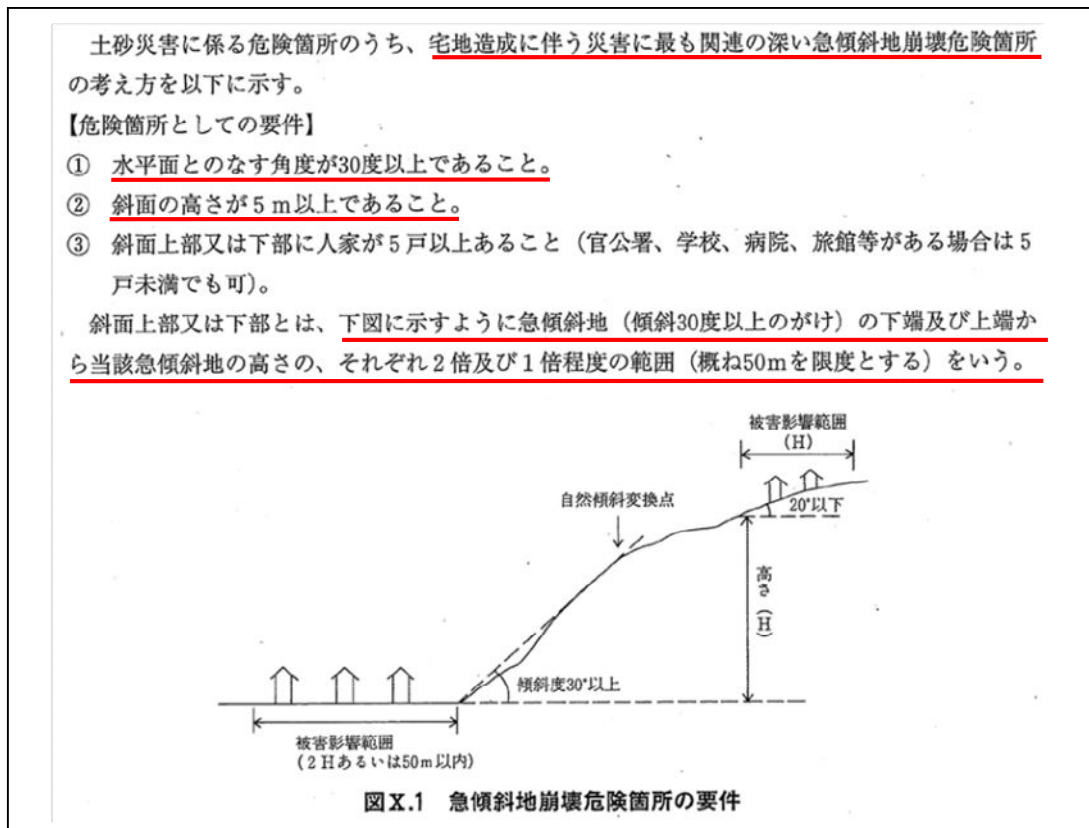
文献からの引用を第4図に示す。



第4図 各種警戒区域の説明

⑤宅地造成マニュアルの解説

文献からの引用を第5図に示す。



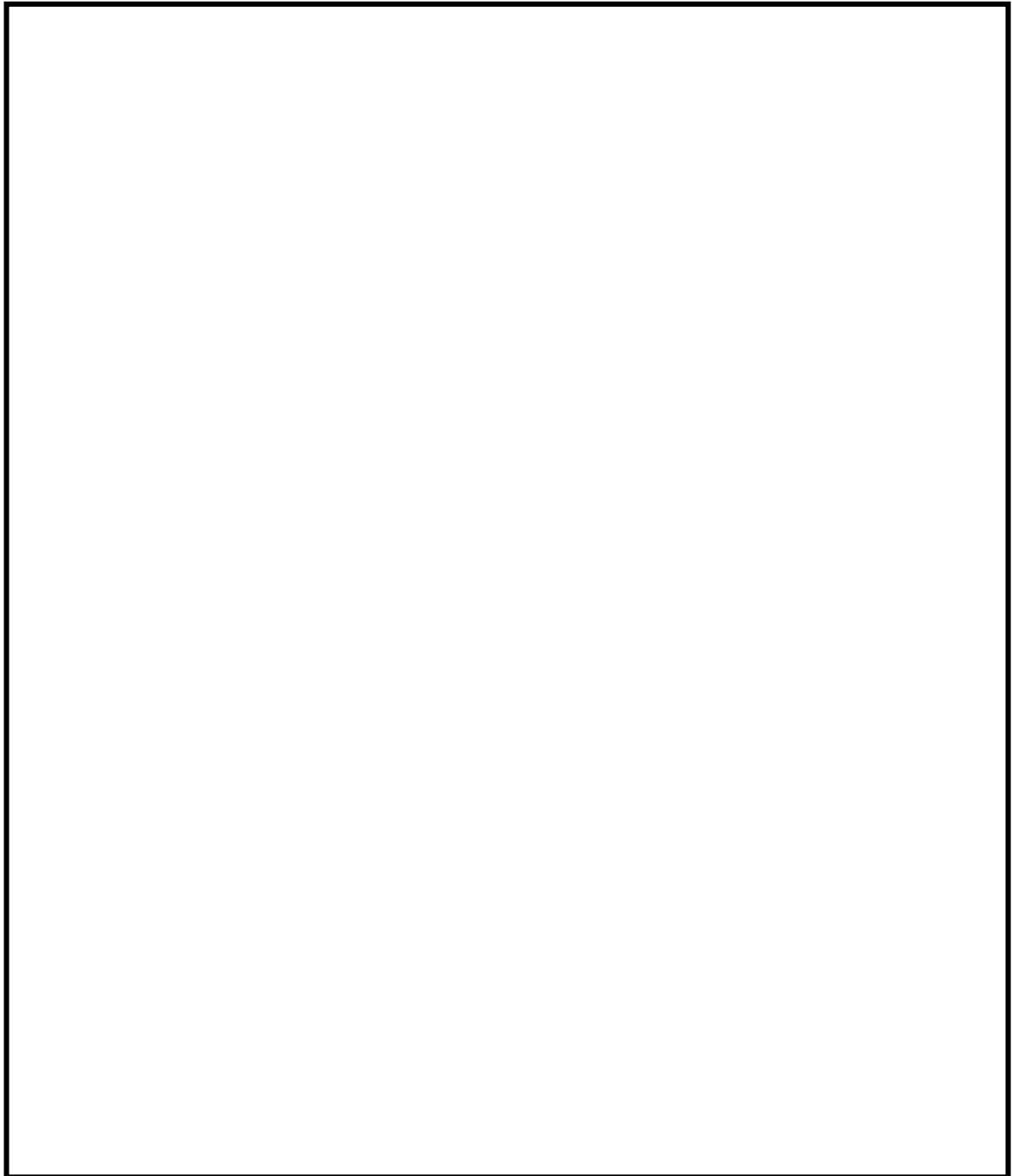
第5図 急傾斜地崩壊危険箇所の要件

2. 考え方

- ①, ②より, JEAG4601 1987 で示されている基準 ($1.4H$) 以内での崩壊事例が9割以上を占めており, ③では, 土質により更に到達距離が小さくなる ($0.79H$ 以下) ことが示されている。
- 一方, ④, ⑤で示された到達距離 $2.0H$ については, 警戒範囲を示したものであり, 裕度を持たせて設定されたものと考えられる。
- 今回行う法面の崩壊想定は, 道路の通行への影響を考慮するものであることから保守的に「 $2.0H$ 」を用いることで問題ないとする。

屋外アクセスルート 現場確認結果について

屋外アクセスルートの現場確認結果を第1図に示す。



第1図 屋外アクセスルート 現場確認結果

屋外アクセスルート近傍の障害となり得る要因と影響評価について

屋外アクセスルート近傍の障害となり得る構造物を抽出し、抽出した構造物に対しアクセスルートへの影響評価を実施した。また、建物の損壊による影響範囲については、過去の地震時の建屋被害事例から損傷モードを想定し、影響範囲を設定した。

1. 屋外アクセスルート近傍の構造物の抽出

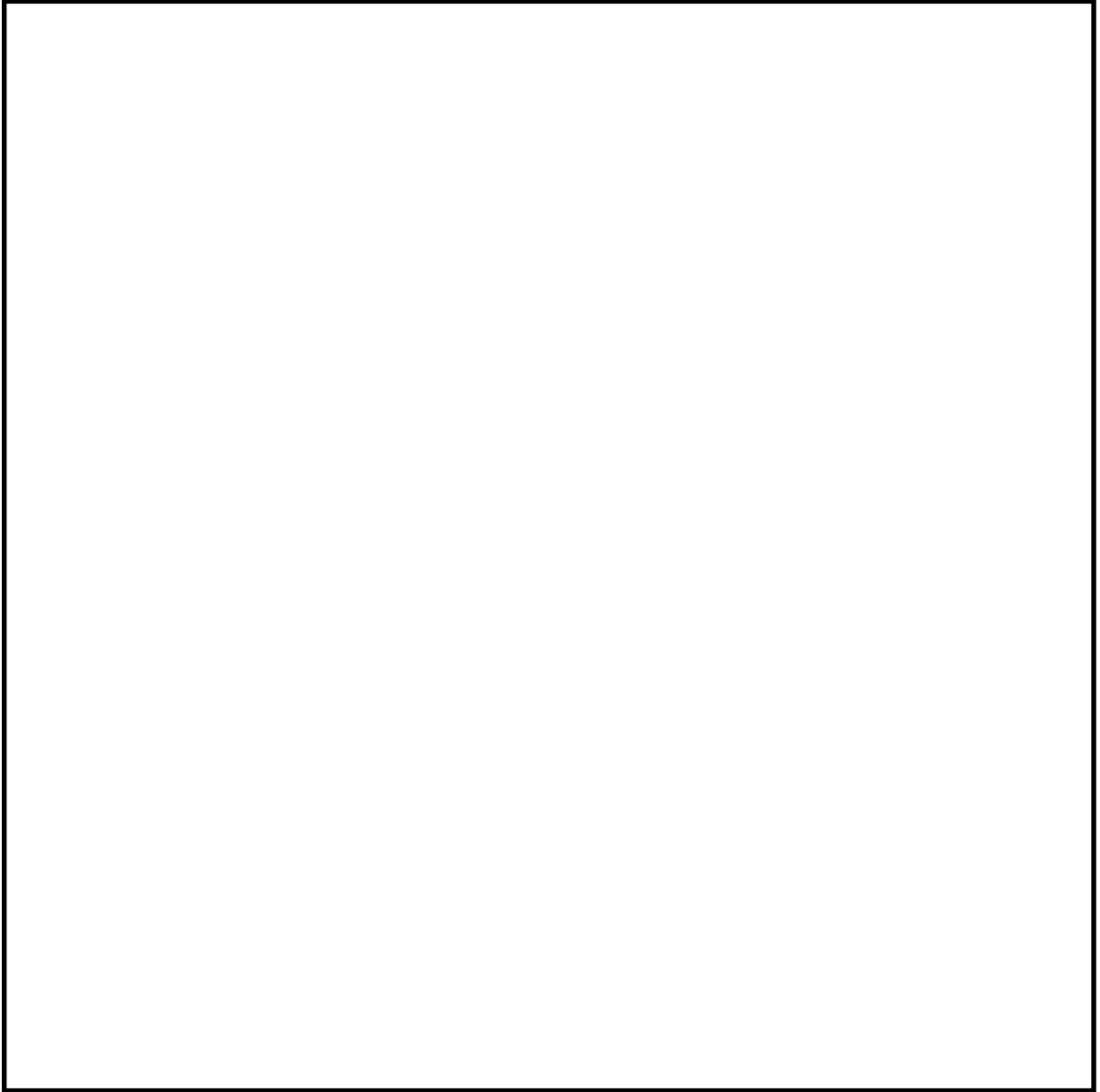
図面確認並びに現場調査により、屋外アクセスルート近傍の障害となり得る構造物を第1表及び第2表に示すとおり抽出した。抽出した構造物の配置を第1～4図に示す。

第1表 アクセスルート周辺の周辺構造物（建屋）

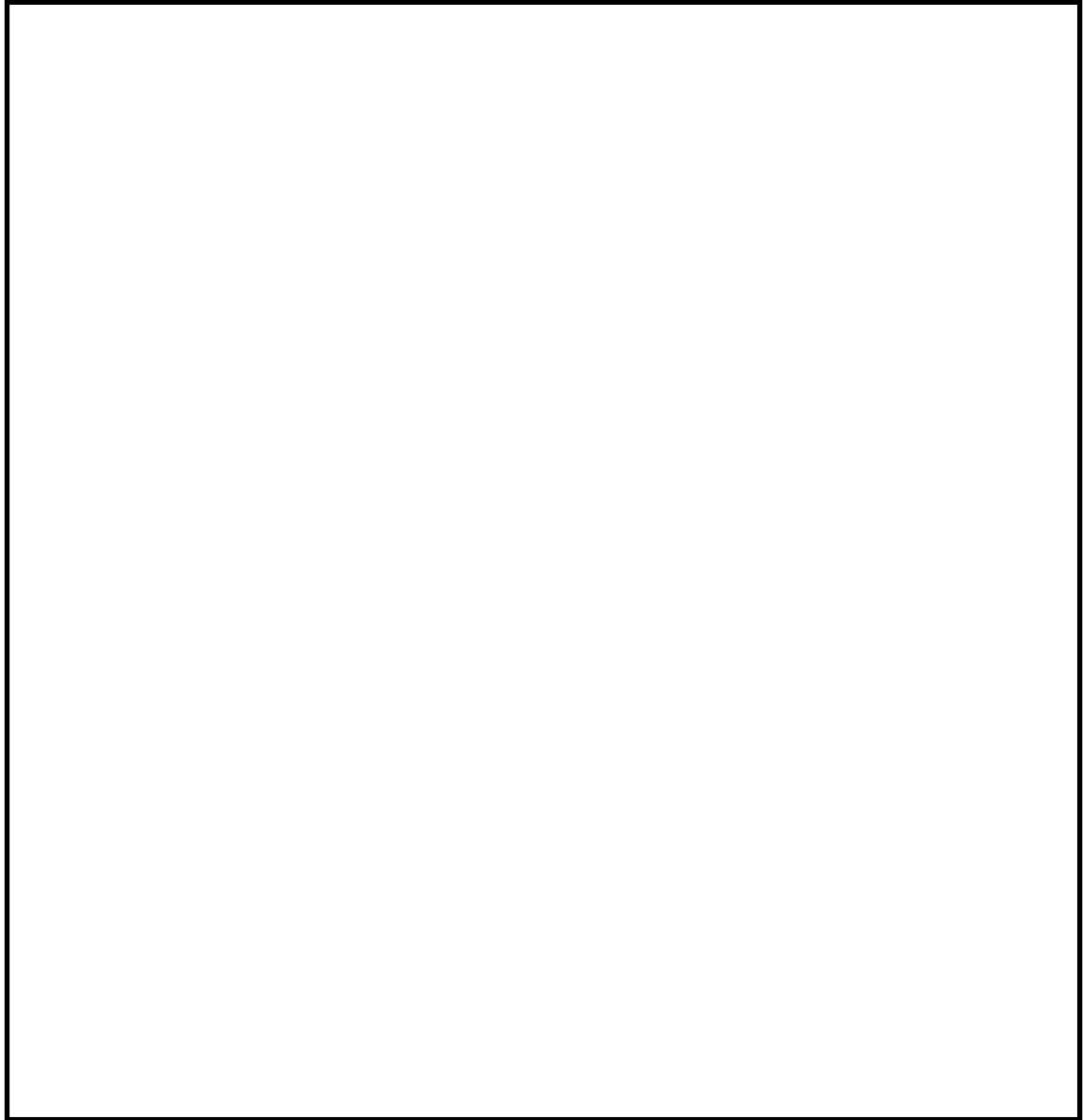
No	構造物名称	参照 図面	No	構造物名称	参照 図面
1	機械工作室用ポンベ庫	第2, 5図	39	機材倉庫	第3, 6図
2	監視所		40	No. 1 保修用油倉庫	
3	消防自動車車庫		41	No. 2 保修用油倉庫	
4	H2O2ポンベ庫		42	固体廃棄物作業建屋	
5	機械工作室		43	緊急時対策室建屋	
6	屋内開閉所		44	事務本館	
7	パトロール車車庫		45	原子炉建屋（東I）	第4, 7図
8	H2CO2ガスポンベ貯蔵庫		46	タービンホール（東I）	
9	主発電機用ガスポンベ庫		47	サービス建屋（東I）	
10	タービン建屋		48	燃料倉庫	
11	原子炉建屋		49	工具倉庫	
12	サービス建屋		50	固化処理建屋	
13	水電解装置建屋		51	サイトバンカー建屋（東I）	
14	ベレー建屋		52	放射性廃液処理施設	
15	サンプルタンク室（R/W）		53	地下タンク上屋（東）	
16	ヘパフィルター室		54	地下タンク上屋（西）	
17	マイクロ無線機室		55	使用済燃料貯蔵施設	
18	モルタル混練建屋		56	Hバンカー	
19	増強廃棄物処理建屋		57	黒鉛スリーブ貯蔵庫	
20	排気塔モニター室		58	燃料スプリッター貯蔵庫	
21	機器搬入口建屋		59	低放射線性固体廃棄物詰ドラム貯蔵庫	
22	地下排水上屋（東西）		60	保修機材倉庫	
23	CO2ポンベ室		61	ボーリングコア倉庫	
24	チェックポイント		62	ランドリー建屋	
25	サービス建屋～チェックポイント歩道上屋		63	再利用物品置場テントNo. 4	
26	サービス建屋ポンベ室		64	再利用物品置場テントNo. 5	
27	所内ボイラー用ポンベ庫		65	再利用物品置場テントNo. 6	
28	擁壁		66	ボイラー上屋	
29	別館		67	使用済燃料乾式貯蔵建屋	
30	PR第二電気室		68	非常用ディーゼルポンプ室	
31	給水処理建屋		69	C. W. P制御盤室	
32	固体廃棄物貯蔵庫A棟		70	油倉庫	
33	固体廃棄物貯蔵庫B棟		71	配電設備室	
34	給水加熱器保管庫		72	水処理倉庫	
35	取水口電気室		73	資料2号倉庫	
36	屋外第二電気室		74	資料5号倉庫	
37	補修装置等保管倉庫		75	資料4号倉庫	
38	プロパンガスポンベ室		76	常設代替高圧電源装置	

第2表 アクセスルート周辺の周辺構造物（建屋以外）

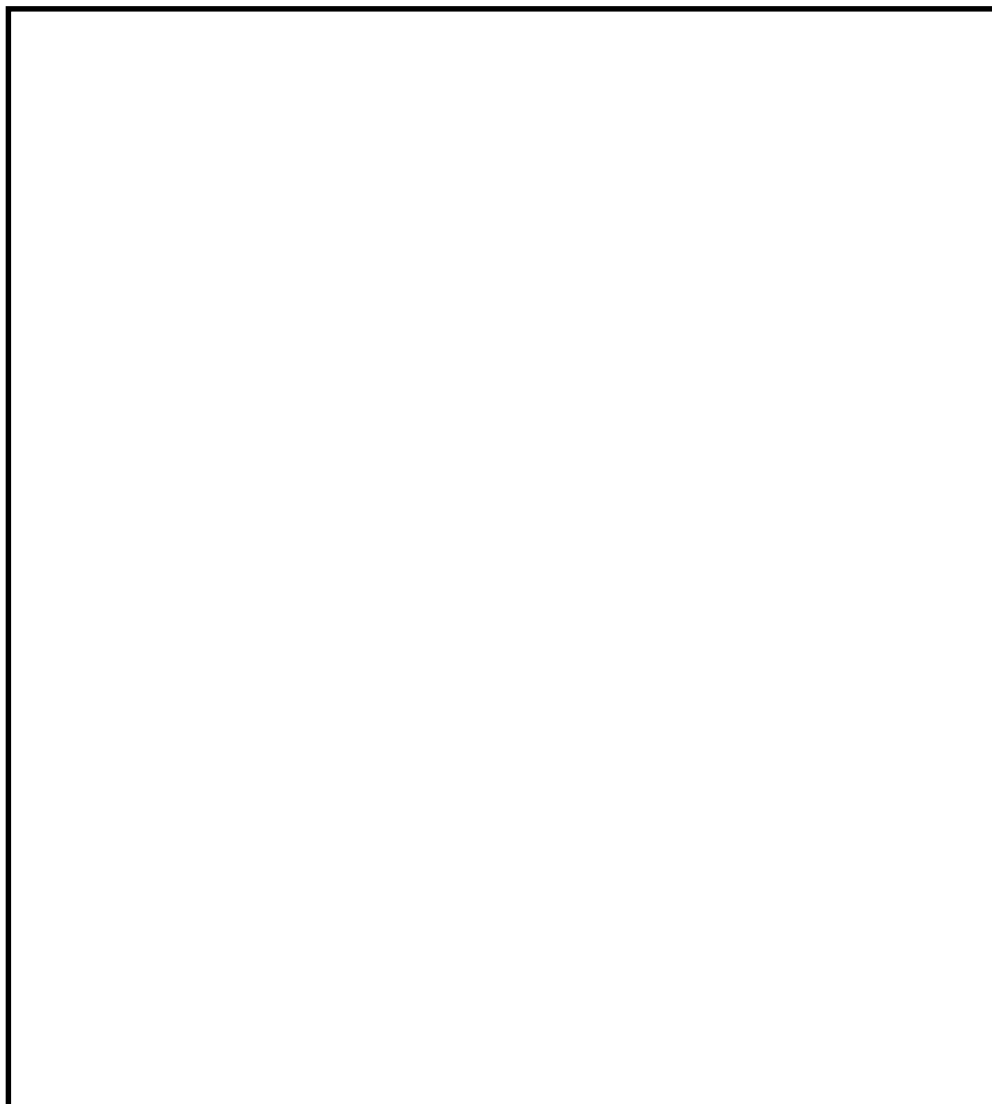
No	構造物名称	参照 図面
A	275kV送電鉄塔（No. 1）	第1図
B	154kV・66kV送電鉄塔（No. 6）	
C	154kV・66kV送電鉄塔（No. 7）	
D	154kV・66kV送電鉄塔（No. 8）	
E	多目的タンク	第2, 5図
F	純水貯蔵タンク	
G	ろ過水貯蔵タンク	
H	原水タンク	
I	溶融炉苛性ソーダタンク	
J	溶融炉アンモニアタンク	
K	主変圧器	
L	所内変圧器	
M	起動変圧器	
N	予備変圧器	
O	増強廃棄物処理建屋 換気空調ダクト	第4, 7図
P	排気筒（東二）	
Q	排気筒（東一）	
R	No. 1所内トランスN2タンク	
S	No. 1主トランスN2タンク	
T	No. 2主トランスN2タンク	
U	No. 2所内トランスN2タンク	
V	600t純水タンク	第2, 5図
W	154kV引留鉄構	



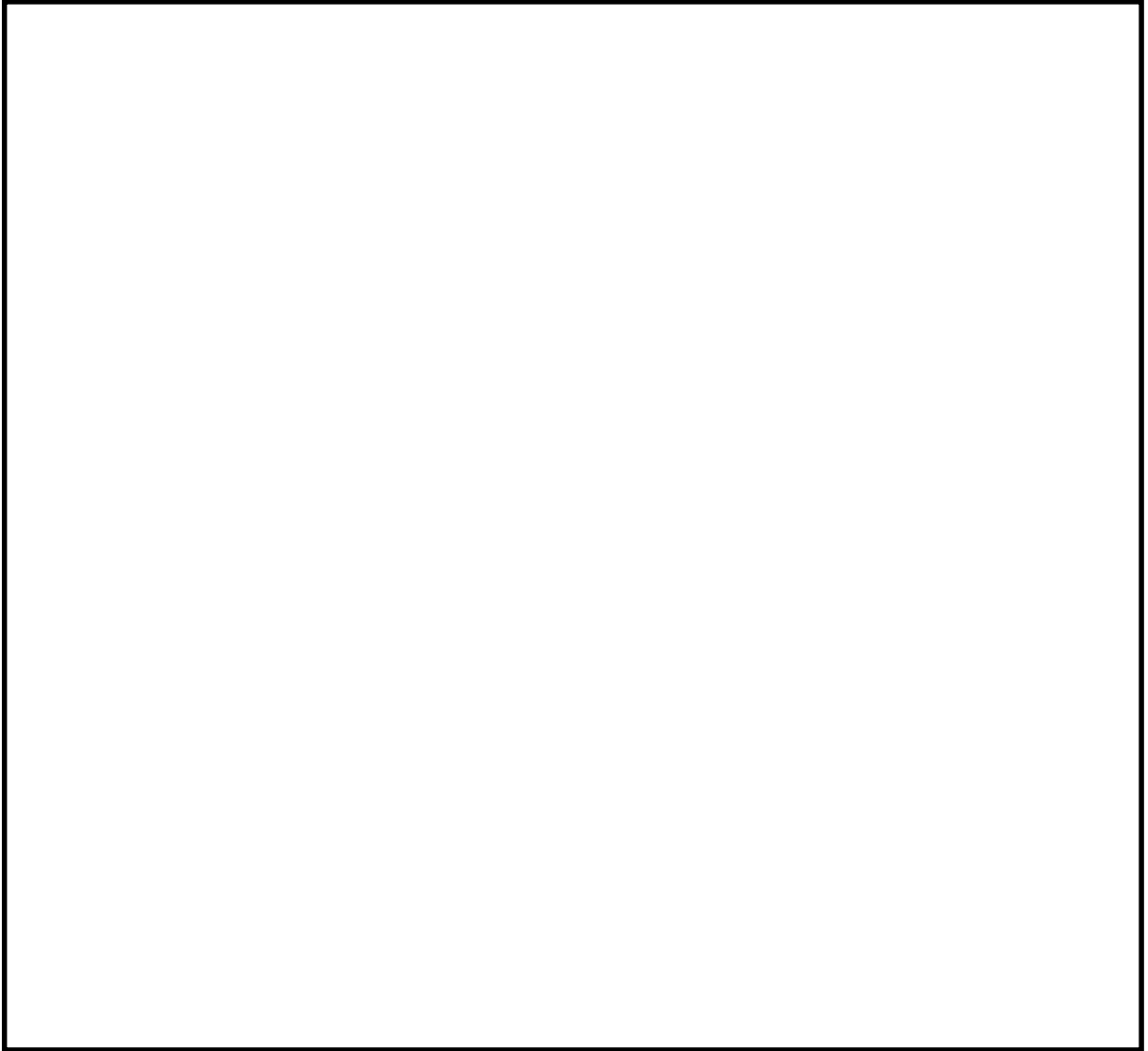
第1図 アクセスルート周辺の構造物（発電所全体）



第2図 アクセスルートの周辺構造物（東二側詳細図）



第3図 アクセスルート周辺の周辺構造物（海側詳細図）



第4図 アクセスルート周辺の構造物（東I側詳細図）

2. 建造物の損壊による屋外アクセスルートへの影響範囲の評価

アクセスルート近傍の障害となり得るとして抽出した建造物のうち、耐震 S クラス（ S_s 機能維持含む）以外の建造物については、基準地震動 S_s によりがれきが発生するものとしてアクセスルートへの影響評価を実施した。

建屋建造物の影響範囲は第 3 表に示すとおり、建屋の損傷モードを層崩壊、転倒崩壊とし、影響範囲は全層崩壊、又は建屋の根元から転倒するものとして建屋高さ分を設定した。なお、鉄骨造建屋については、過去の被害調査から層崩壊や転倒崩壊は確認されていない（補足説明資料（3）参照）が、影響範囲を建屋高さ分と設定した。

建屋以外の建造物の損壊による影響範囲は、建造物が根元からアクセスルート側に影響するものとして設定し評価した。

建造物の損壊によるアクセスルートへの影響評価方法を第 4 表、影響評価結果を第 5 表から第 6 表、損壊により影響を与える建造物の位置を第 5 図から第 7 図に示す。アクセスルートに必要な幅員*を確保できないと想定される場合は損壊の影響を受けると評価した。また、以下の箇所は重機によるがれき撤去は行わずに人力でホースを敷設するものとする。

・接続口付近

がれき等の有無にかかわらず、車両通行せずに人力でホースを敷設する箇所であり、また、がれき上からホースを敷設することが可能である。

なお、東側接続口付近に設置されている増強廃棄物建屋換気空調ダクトは地震時の損壊を想定した場合にダクト上を人力でホース敷設することが可能である。

・サービス建屋（東 I）付近

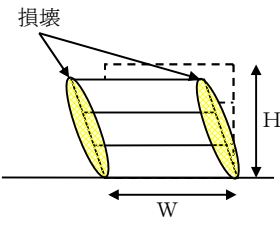
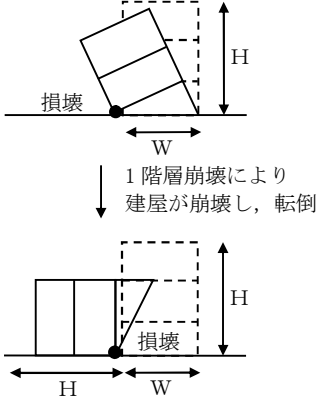
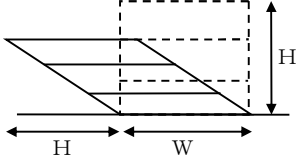
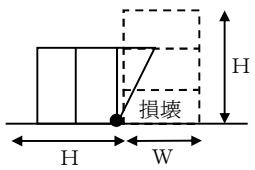
建屋倒壊範囲を考慮してもホース敷設に必要な幅が確保されており、かつ、

ホース敷設距離が 10m 程度であり，比較的短時間で人力にてホースを敷設することが可能である。

予め形状変更・移設を行う構造物を第 8 図及び第 9 図に示す。

※必要な幅員 (5m) は，重大事故等対応において早急に確保すべきアクセスルート幅として，車両通行幅 3m (重大事故等発生直後にアクセスルートの通行を想定している可搬型設備のうち，車幅が最大となる「可搬型代替大型注水ポンプ (車幅：2.49m)」に余裕を考慮) 及び，ホース敷設幅 2m (原子炉注水等用の 200A ホース 3 本+水源補給用の 200A ホース 1 本+放水用の 300A ホース 2 本の計 6 本を敷設した場合の占有幅 (1.4m) に余裕を考慮) から設定

第3表 建屋の損傷モード及び損壊による影響範囲

損傷モード	層崩壊	転倒崩壊
<p>阪神・淡路大震災時の被害の特徴※</p>	<p>○崩壊形状としては、1階層崩壊・中間層崩壊・全層崩壊がある。 ○柱の耐力不足・剛性の偏在や層間での急な剛性・耐力の違い・重量偏在が崩壊の主要因に挙げられる。 ○1階層崩壊の被害事例はピロティ構造物の被害率が著しく高い。 ○中間層崩壊は、6～12階建ての建築物に確認されている。</p>	<p>○1階層崩壊後に建築物が大きく傾き、転倒に至ったケースが多く確認されている。</p>
<p>想定される損傷モード</p>	<p>隣接するアクセスルートへの影響範囲が大きくなると想定される全層崩壊を損傷モードに選定した。</p> 	<p>1階層崩壊後に転倒に至る崩壊を想定した。</p> 
<p>想定する建屋の損壊範囲</p>	<p>全層崩壊は地震時に構造物が受けるエネルギーを各層で分配するため、各層の損傷は小さく、建屋全体の傾斜は過去の被害事例からも小さいといえるが、各層が各層高さ分、アクセスルート側へ大きく傾斜するものとして設定した。</p> 	<p>上述の損傷モードに基づき、建屋高さH分には到達しないものの、Hとして設定した。</p> 
<p>建屋の損壊による影響範囲</p>	<p>H (建屋高さ分を設定)</p>	

※「阪神・淡路大震災調査報告 共通編-1 総集編, 阪神・淡路大震災調査報告編集委員会」参照

第4表 構造物損壊時の影響評価方法

構造物とアクセスルートの位置関係	
$L - H$ が正の値の場合	$L - H$ が負の値の場合
<p>構造物が損壊してもがれきがアクセスルートに届かないため、通行性に影響なし →判定「A」</p>	<p>構造物が損壊するとがれきがアクセスルートに干渉するため、詳細評価が必要となる</p>
$L + W - H$ が5m 以上の場合	$L + W - H$ が5m 未満の場合
<p>がれきがアクセスルートに干渉するが、道幅5mを確保可能なため、通行性に影響なし →判定「A」</p>	<p>道幅5mが確保困難なため、がれき撤去、人力によるホース等の敷設、別ルートの通行のいずれかの対応が必要 →判定「B」、「C」</p>
【判定】	
<p>「A」：通行性に影響がない構造物 (耐震性があるため損壊しない、がれきがルートに干渉しない、がれきがルートに干渉するがルートの必要幅が確保可能、設備の移設等の対策を実施)</p> <p>「B」：がれき撤去によりアクセスルートを確認する構造物 (車両通行のみの場合はがれき撤去不要な構造物も含む)</p> <p>「C」：がれき発生時は別ルートを通行する構造物</p>	

第5表 屋外アクセスルートの影響評価結果 (建屋) (1/3)

参照 図面	No	アクセスルート周辺構造物		構造物諸元		アクセスルート 幅 (m) W	評価方法	影響評価		
		建物 構造	高さ (m) H	アクセスルート 対象距離 (m) L	判定値:L-H 正の数:干渉なし			判定値:L+W-H 5m以上:影響なし	判定	
第2,5図	1	機械工作室用ポンプ庫	S	2.5	31.6	7.0	損壊による影響範囲 をHとして評価	29.1	36.1	A
	2	監視所	RC	4.6	4.2	7.0		-0.4	6.7	A
	3	消防自動車庫	S	5.0	7.9	10.0		2.9	12.9	A
	4	H202ボンベ庫	S	4.4	26.6	7.0		22.2	29.2	A
	5	機械工作室	S	10.3	35.2	7.0		24.9	31.9	A
	6	屋内閉鎖所	S	16.8	8.3	10.0		-8.5	1.5	B
	7	パトロール車庫	S	6.0	3.0	10.0		-3.0	7.0	A
	8	H2CO2ガスボンベ貯蔵庫	S	5.5	14.3	10.0		8.8	18.8	A
	9	主発電機用ガスボンベ庫	S	4.5	26.1	10.0		21.6	31.6	A
	10	タービン建屋	RC	32.5	39.2	10.0		6.8	16.8	A
	11	原子炉建屋	RC	-	-	-	-	-	-	A
	12	サービス建屋	RC	14.7	33.4	7.0	18.7	25.7	A	
	13	水電解装置建屋	RC	8.2	8.2	10.2	0.0	10.2	A	
	14	ペーラー建屋	RC	6.0	22.4	6.5	16.4	22.9	A	
	15	サンブルタシク室 (R/W)	S	9.9	2.3	6.5	-7.6	-1.1	-	
	16	ハバファイター室	RC	5.7	0.0	6.5	-5.7	0.8	-	
	17	マイクロ無線機室	S	3.6	3.6	5.0	0.0	5.0	A	
	18	モルタル混練建屋	S	14.9	12.4	5.5	-2.5	3.0	B	
	19	増強廃棄物処理建屋	RC	-	-	-	-	-	-	A
	20	排気塔モニター室	RC	4.0	11.9	10.0	7.9	17.9	A	
	21	機器搬入口建屋	S	8.4	10.7	10.0	2.3	12.3	A	
	22	地下排水上屋 (東西)	RC	2.9	17.4	10.0	14.5	24.5	A	
	23	CO2ボンベ室	S	4.9	9.2	10.0	4.4	14.4	A	
	24	チェックポイント	RC	11.4	11.4	10.0	0.0	10.0	A	
	25	サービス建屋〜チェックポイント歩道上屋	S	2.0	0.0	10.0	-	-	A*	
	26	サービス建屋ボンベ室	S	3.2	20.6	7.0	17.4	24.4	A	
	27	所内ボイラー用ボンベ庫	S	2.5	35.1	7.0	32.6	39.6	A	
	28	擁壁	S	3.6	2.0	7.0	-1.6	5.4	A	
	29	別館	RC	9.4	21.5	7.0	12.1	19.1	A	
	30	PR第二電気室	RC	4.3	20.5	7.0	16.2	23.2	A	
	31	給水処理建屋	S	9.0	37.1	7.0	28.2	35.2	A	

【判定】 : 「A」 通行性に影響がない構造物 (耐震性があるため損壊しない, がれきルートに干渉しない, がれきルートに干渉するがルートの必要幅が確保可能, 設備の移設等の対策を実施)

: 「B」 がれき撤去によりアクセスルートを確保する構造物 (車両通行のみの場合はがれき撤去不要な構造物も含む)

: 「C」 がれき発生時は別ルートを通行する構造物

: がれき発生時は重機によるがれき撤去は行わずに人力でがれき上にホース等を敷設する構造物

※対策を実施することで通行性を確保 (第8図参照)

第5表 屋外アクセスルートの影響評価結果 (建屋) (2/3)

参照 図面	No	アクセスルート周辺構造物	構造物諸元			アクセスルート 幅 (m) W	評価方法	影響評価	
			建物 構造	高さ (m) H	アクセスルート 対象距離 (m) L			判定値:L-H 正の数:干渉なし	判定値:L+W-H 5m以上:影響なし
第3,6図	32	固体廃棄物貯蔵庫A棟	RC	5.9	2.5	7.5	-3.4	4.1	C
	33	固体廃棄物貯蔵庫B棟	RC	10.6	33.7	20.0	23.1	43.1	A
	34	給水加熱器保管庫	RC	9.4	0.0	20.0	-9.4	10.6	A
	35	取水口電気室	RC	4.0	17.1	7.5	13.1	20.6	A
	36	屋外第二電気室	S	5.5	3.2	7.5	-2.3	5.2	A
	37	補修装置等保管倉庫	S	10.0	2.9	10.2	-7.1	3.1	B
	38	プロパンガスボンベ室	S	7.3	1.5	10.0	-5.8	4.2	B
	39	機材倉庫	S	9.8	2.7	10.2	-7.1	3.1	B
	40	No.1保修用油倉庫	S	4.9	21.1	10.0	16.2	26.2	A
	41	No.2保修用油倉庫	S	4.9	21.1	10.0	16.2	26.2	A
	第4,7図	42	固体廃棄物作業建屋	RC	20.7	0.0	9.0	-20.7	-11.7
43		緊急時対策室建屋	RC	13.8	2.9	7.0	-10.9	-3.9	C
44		事務本館	RC	28.2	22.5	7.0	-5.7	1.3	C
45		原子炉建屋 (東I)	RC	61.0	77.3	9.5	16.3	25.8	A
46		タービンホール (東I)	S	23.8	20.9	7.0	-3.0	4.1	C
47		サービズ建屋 (東I)	RC	9.9	1.9	9.0	-8.0	1.0	-
48		燃料倉庫	S	12.4	18.9	10.0	6.5	16.5	A
49		工具倉庫	S	2.9	20.3	10.0	17.4	27.4	A
50		固化処理建屋	RC	9.0	10.8	6.0	1.8	7.8	A
51		サイトバンカー建屋 (東I)	S	9.9	0.0	13.7	-9.9	3.8	B
52		放射性廃液処理施設	S	9.4	20.7	6.0	11.3	17.3	A
53		地下タンク上屋 (東)	S	4.0	20.7	6.0	16.7	22.7	A
54		地下タンク上屋 (西)	S	6.7	20.7	6.0	14.0	20.0	A
55		使用済燃料貯蔵施設	S	21.7	32.1	15.0	10.4	25.4	A
56		Hバンカー	S	16.6	31.0	15.0	14.4	29.4	A
57		黒鉛スリーブ貯蔵庫	S	15.0	15.7	15.0	0.7	15.7	A
58		燃料スプリング貯蔵庫	S	15.0	8.5	15.0	-6.5	8.5	A
59		低放射性固体廃棄物詰ドラム貯蔵庫	S	5.5	45.0	15.0	39.5	54.5	A

【判定】 □ : 「A」 通行性に影響がない構造物 (耐震性があるため損壊しない, がれきがルートに干渉しない, がれきがルートに干渉するがルートの必要幅が確保可能, 設備の移設等の対策を実施)
 □ : 「B」 がれき撤去によりアクセスルートを確保する構造物 (車両通行のみの場合はがれき撤去不要な構造物も含む)
 □ : 「C」 がれき発生時は別ルートを通行する構造物
 □ : がれき発生時は重機によるがれき撤去は行わずに人力でがれき上にホース等を敷設する構造物

第5表 屋外アークセスルートの影響評価結果 (建屋) (3/3)

参照 図面	No	アークセスルート周辺構造物	構造物諸元			アークセスルート 幅 (m) W	評価方法	影響評価		
			建物 構造	高さ (m) H	アークセスルート 対象距離 (m) L			判定値: L-H 正の数: 干渉なし	判定値: L+W-H 5m以上: 影響なし	判定
第4,7図	60	保修機材倉庫	S	5.5	24.7	8.0	損壊による影響範囲 をHとして評価	19.2	27.2	A
	61	ボーリングコア倉庫	S	3.3	59.5	15.0		56.2	71.2	A
	62	ランドリ一建屋	RC	4.1	12.7	9.5		8.6	18.1	A
	63	再利用物品置場メントNo.4	-	6.4	6.0	9.5		-0.4	9.1	A
	64	再利用物品置場メントNo.5	-	6.2	13.3	9.5		7.1	16.6	A
	65	再利用物品置場メントNo.6	-	6.3	20.6	9.5		14.3	23.8	A
	66	ボイラー上屋	S	6.9	35.3	9.5		28.4	37.9	A
	67	使用済燃料乾式貯蔵建屋	RC	22.0	23.0	10.0		1.0	11.0	A
	68	非常用ディーゼルポンプ室	RC	5.2	6.3	7.0		1.1	8.1	A
	69	C.W.P制御盤室	S	4.0	35.1	7.0		31.1	38.1	A
	70	油倉庫	S	7.0	13.9	9.5		6.9	16.4	A
	71	配電設備室	RC	3.2	36.2	9.5		33.0	42.5	A
	72	水処理倉庫	S	2.8	42.8	7.0		40.0	47.0	A
	73	資料2号倉庫	S	5.6	15.1	9.5		9.5	19.0	A
	74	資料5号倉庫	S	5.5	14.8	9.5		9.3	18.8	A
	75	資料4号倉庫	S	7.2	3.5	9.5		-3.7	5.8	A
	76	常設代替高圧電源装置	RC	-	-	-	-	-	A	

【判定】 : 「A」 通行性に影響がない構造物 (耐震性があるため損壊しない, がれきがルートに干渉しない, がれきがルートに干渉するがルートの必要幅が確保可能, 設備の移設等の対策を実施)

: 「B」 がれき撤去によりアークセスルートを確保する構造物 (車両通行のみの場合はがれき撤去不要な構造物も含む)

: 「C」 がれき発生時は別ルートを通行する構造物

: がれき発生時は重機によるがれき撤去は行わずに人力でがれき上にホース等を敷設する構造物

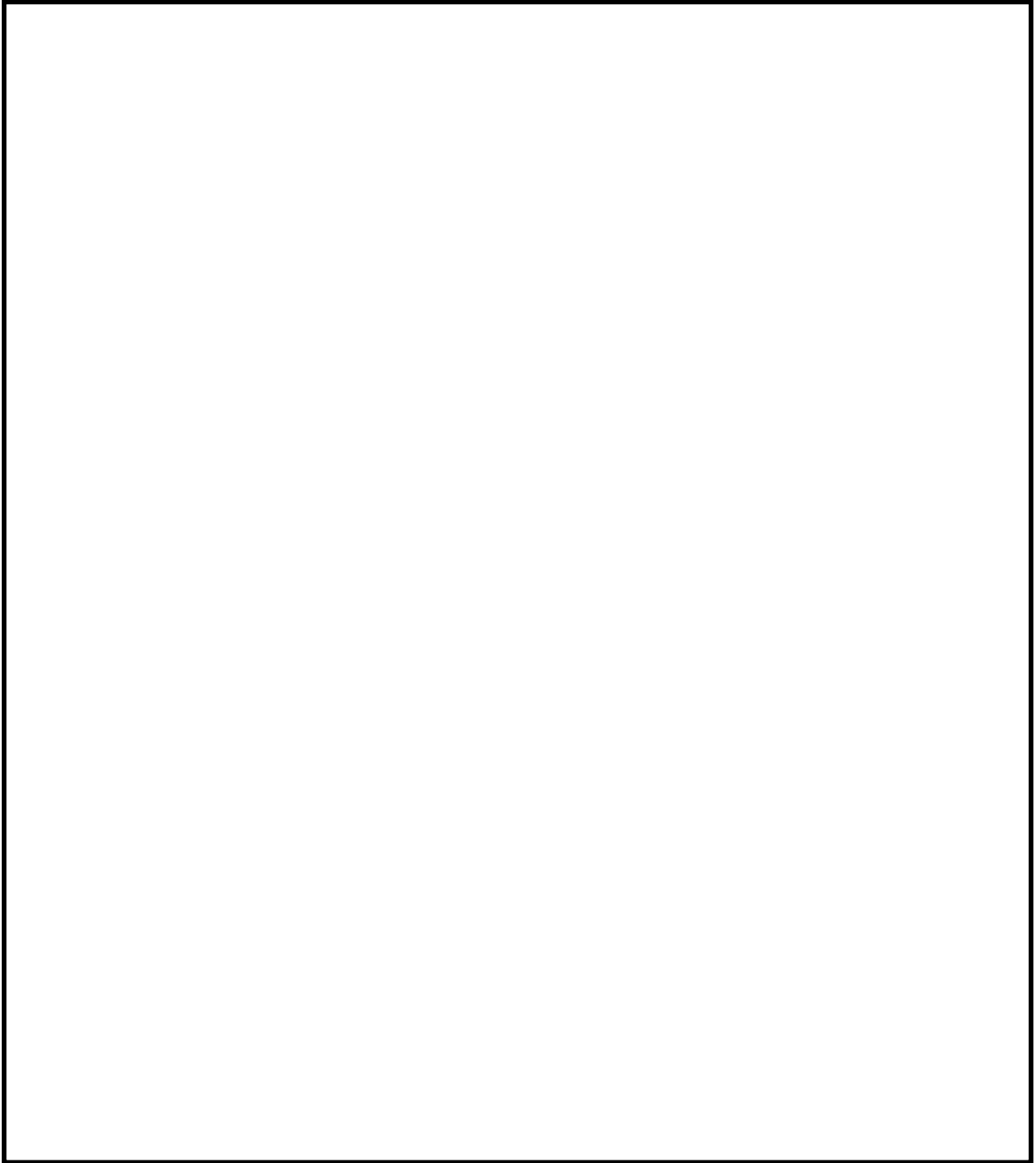
第6表 屋外アクセスルートの影響評価結果（建屋以外）

参照 図面	No	アクセスルート周辺構造物	構造物諸元		アクセスルート 幅 (m) W	評価方法	影響評価		判定
			高さ (m) H	アクセスルート 対象距離 (m) L			判定値:L-H 正の数:干渉なし	判定値:L+W-H 5m以上:影響なし	
第1図	A	275kV送電鉄塔 (No.1)	57.5	56.0	10.0	損壊による影響範囲 をHとして評価	-1.5	8.5	A
	B	154kV・66kV送電鉄塔 (No.6)	42.9	-	-	送電線の影響を別途 評価	-	-	-
	C	154kV・66kV送電鉄塔 (No.7)	42.9	-	-		-	-	-
	D	154kV・66kV送電鉄塔 (No.8)	32.6	33.6	8.0		1.0	9.0	A
	E	多目的タンク	13.3	12.4	7.0		-0.9	6.1	A
第2,5図	F	純水貯蔵タンク	10.0	17.7	10.0		7.7	17.7	A
	G	乙過水貯蔵タンク	13.3	15.2	10.0		2.0	12.0	A
	H	原水タンク	10.7	16.2	10.0		5.6	15.6	A
	I	溶解炉苛性ソーダタンク	2.1	0.5	7.0	損壊による影響範囲 をHとして評価	-1.5	5.5	A
	J	溶解炉アンモニアタンク	1.4	0.8	7.0		-0.6	6.4	A
	K	主変圧器	10.0	12.3	10.0		2.3	12.3	A
	L	所内変圧器	5.4	25.3	10.0		19.9	29.9	A
	M	起動変圧器	7.4	30.4	7.0		23.0	30.0	A
	N	予備変圧器	6.0	6.0	5.0		0.0	5.1	A
	O	増強廃棄物処理建屋 換気空調ダクト	7.6	0.0	5.0		-	-	-
第4,7図	P	排気筒 (東二)	-	-	-	耐震評価により損壊 しないことを確認	-	-	A
	Q	排気筒 (東I)	89.7	96.6	9.5		6.9	16.4	A
	R	No.1所内トランスN2タンク	2.7	12.5	7.0		9.8	16.8	A
	S	No.1主トランスN2タンク	4.5	11.9	7.0		7.4	14.4	A
	T	No.2主トランスN2タンク	4.5	11.9	7.0	損壊による影響範囲 をHとして評価	7.4	14.4	A
	U	No.2所内トランスN2タンク	2.7	12.5	7.0		9.8	16.8	A
	V	600t純水タンク	9.0	27.5	7.0		18.5	25.5	A
	W	154kV引留鉄構	16.50	4.0	7.0		-12.5	-5.5	A※

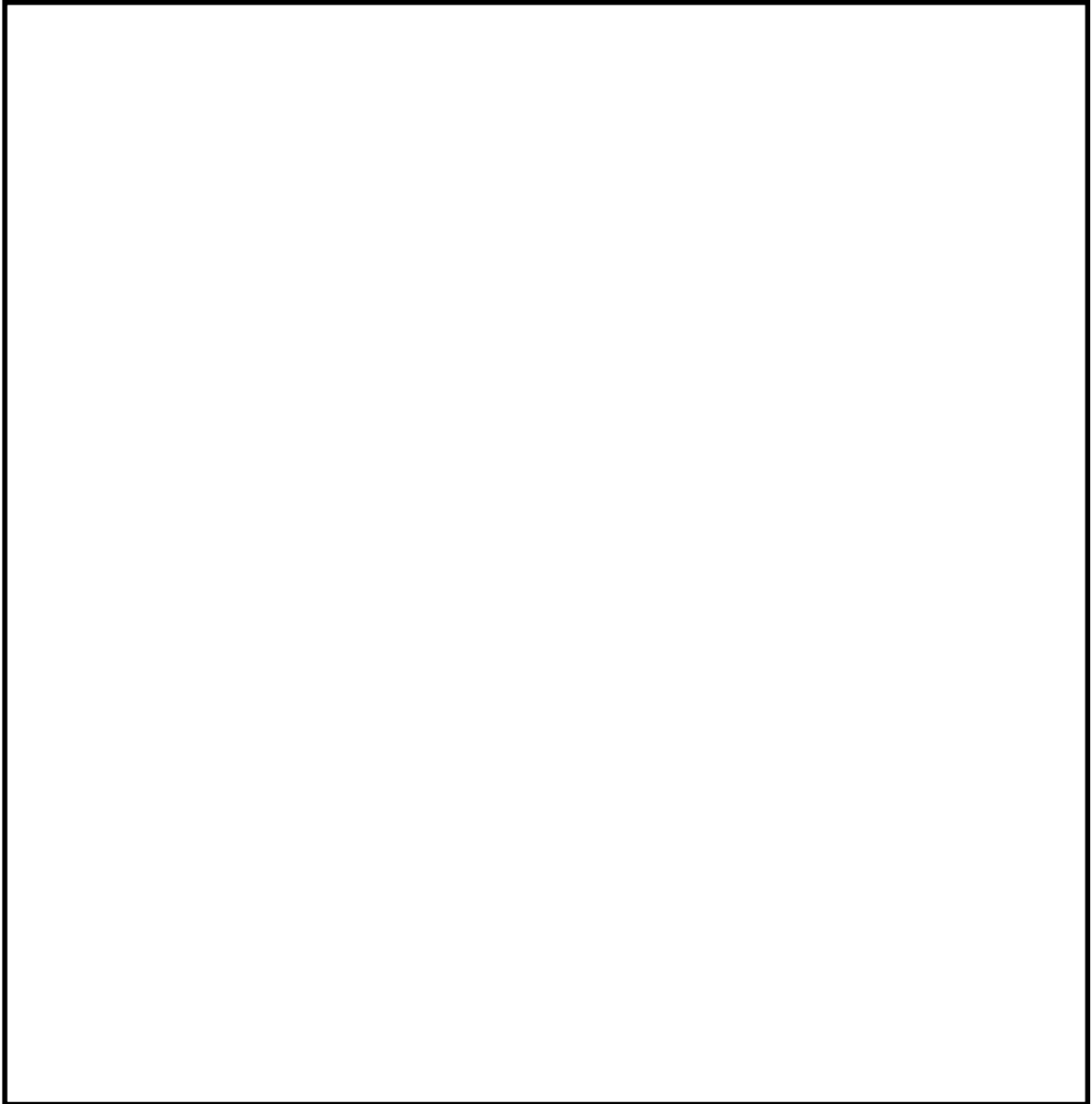
【判定】 : 「A」 通行性に影響がない構造物（耐震性があるため損壊しない、がれきアクセスルートの必要幅が確保可能、設備の移設等の対策を実施）
 : 「B」 がれき撤去によりアクセスルートを確保する構造物（車両通行のみの場合はがれき撤去不要な構造物も含む）
 : 「C」 がれき発生時は別ルートを通行する構造物

※対策を実施することで通行性を確保（第9図参照）

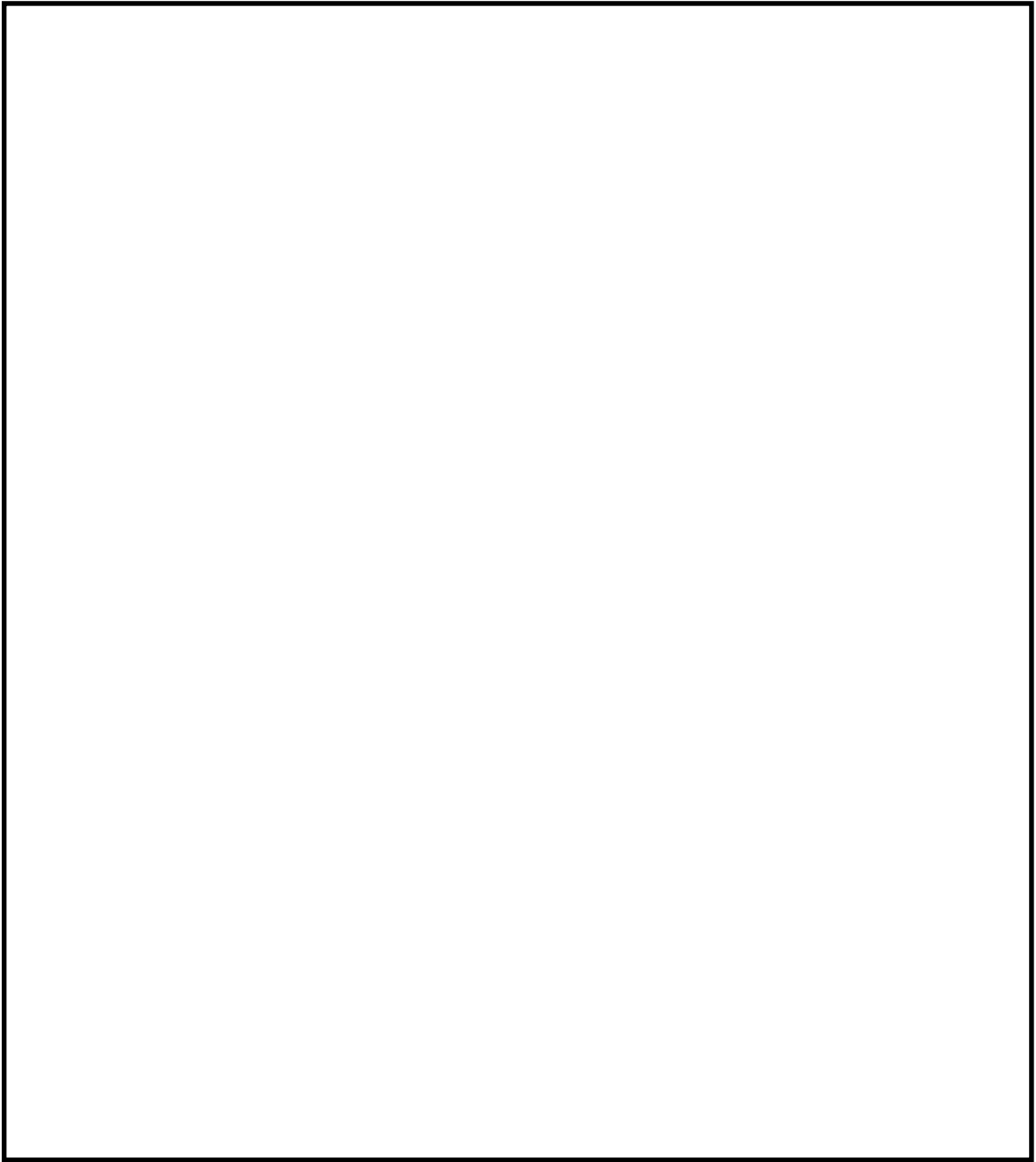
: がれき発生時は重機によるがれき撤去は行わずに人力でがれき上にホース等を敷設する構造物



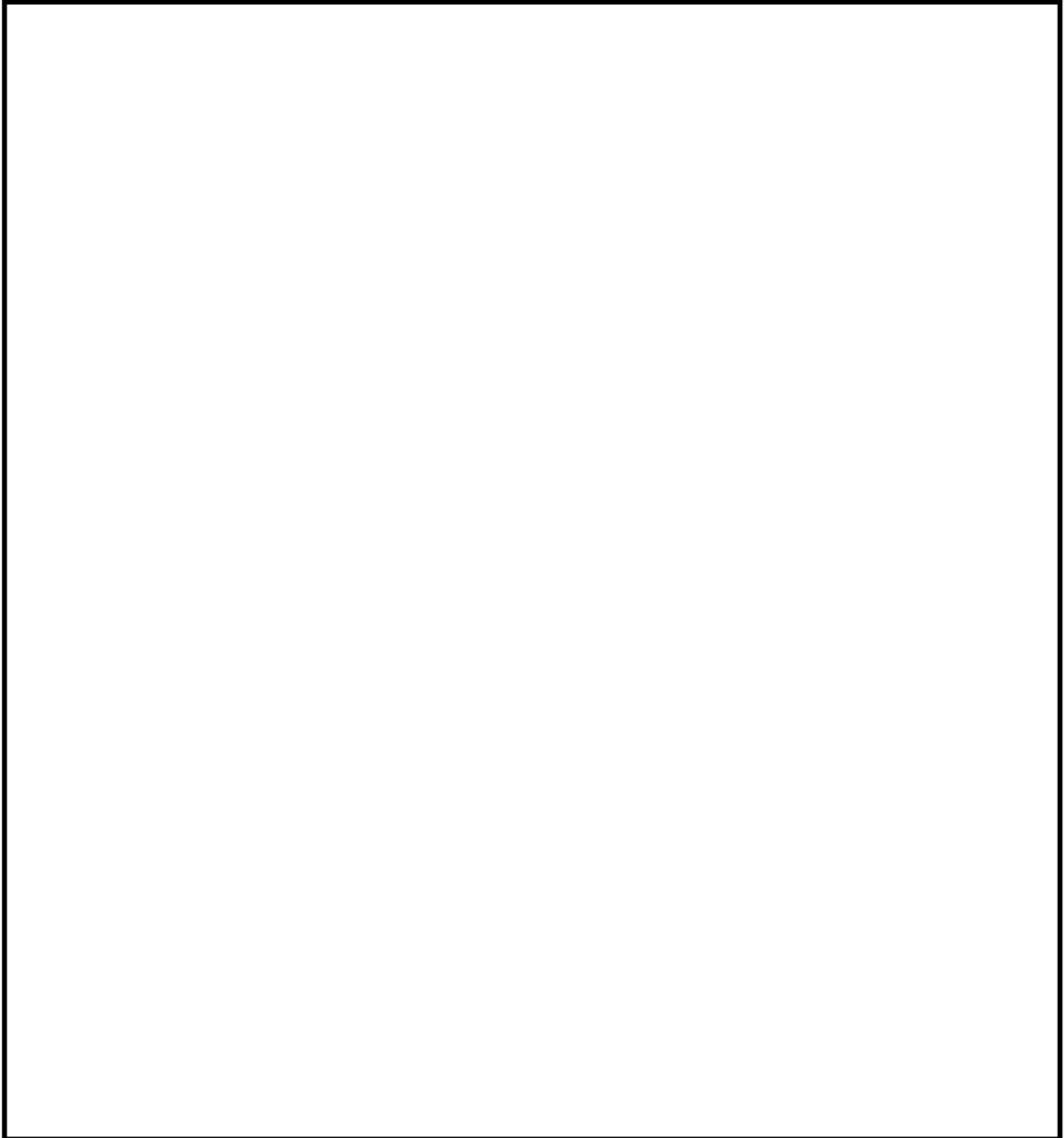
第5図 アクセスルート周辺の構造物（東二側詳細図）



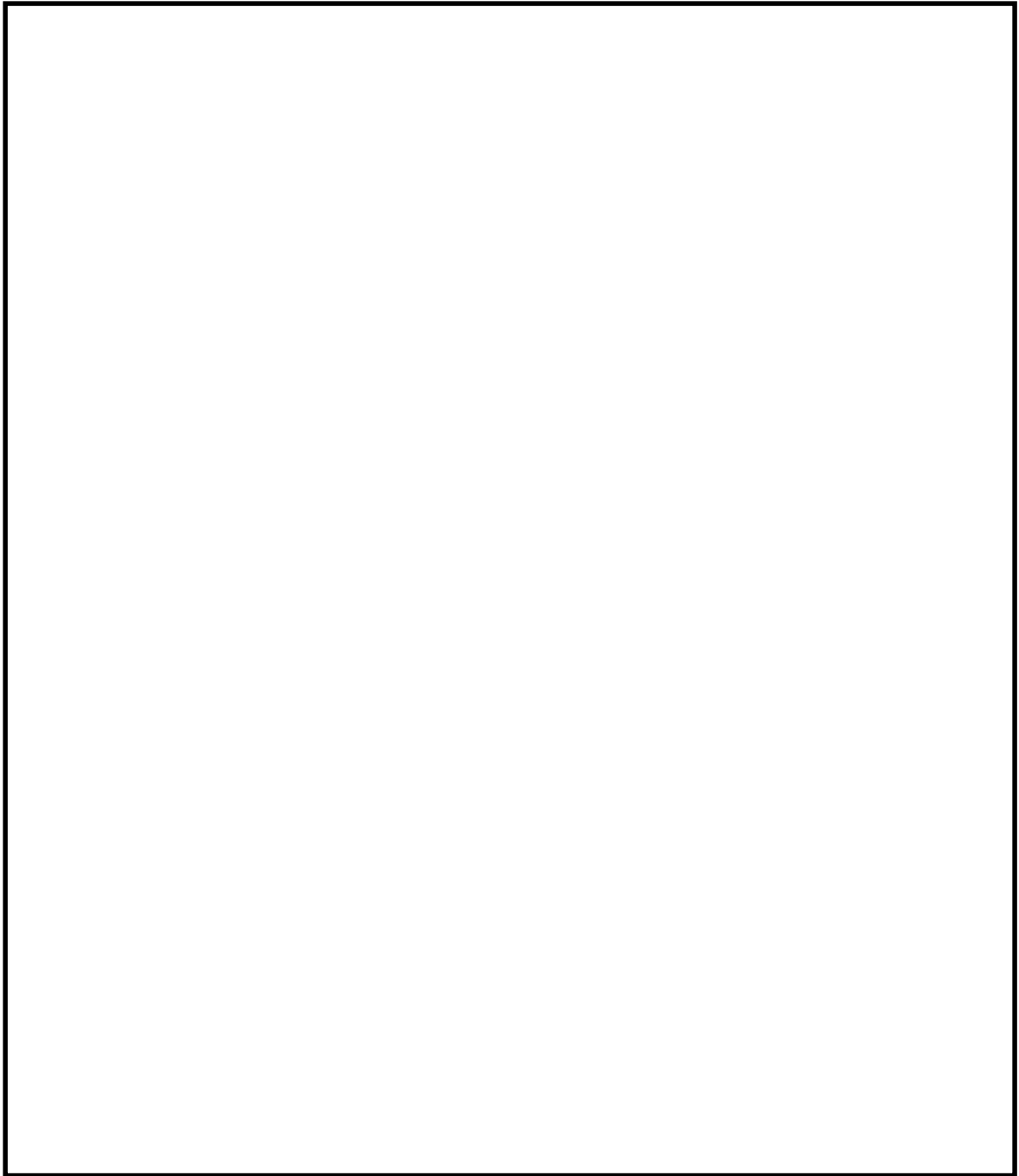
第6図 アクセスルートの周辺構造物（海側詳細図）



第7図 アクセスルートの周辺構造物（東I側詳細図）



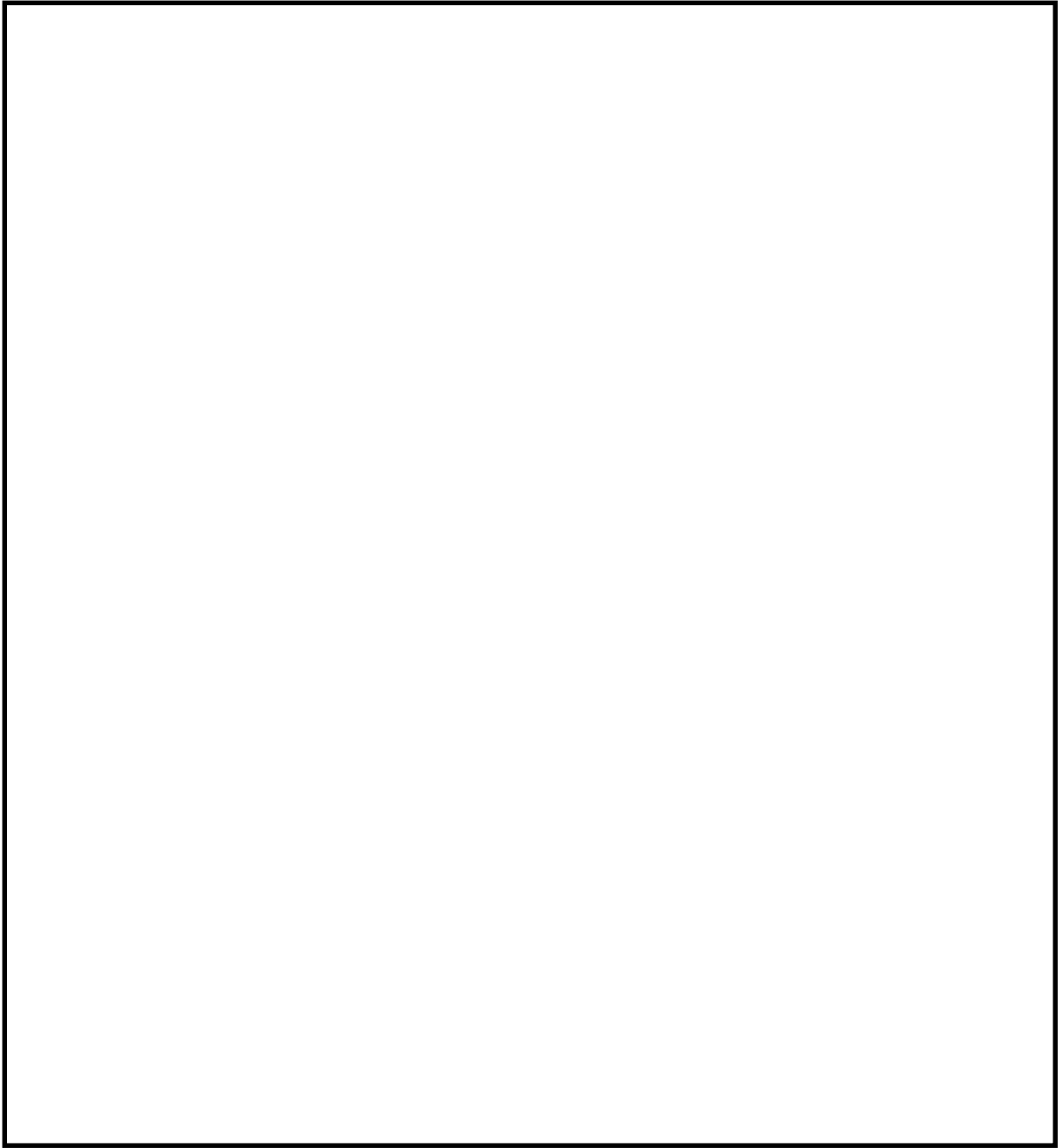
第8図 サービス建屋～チェックポイント歩道上屋に対する事前対策（形状変更）



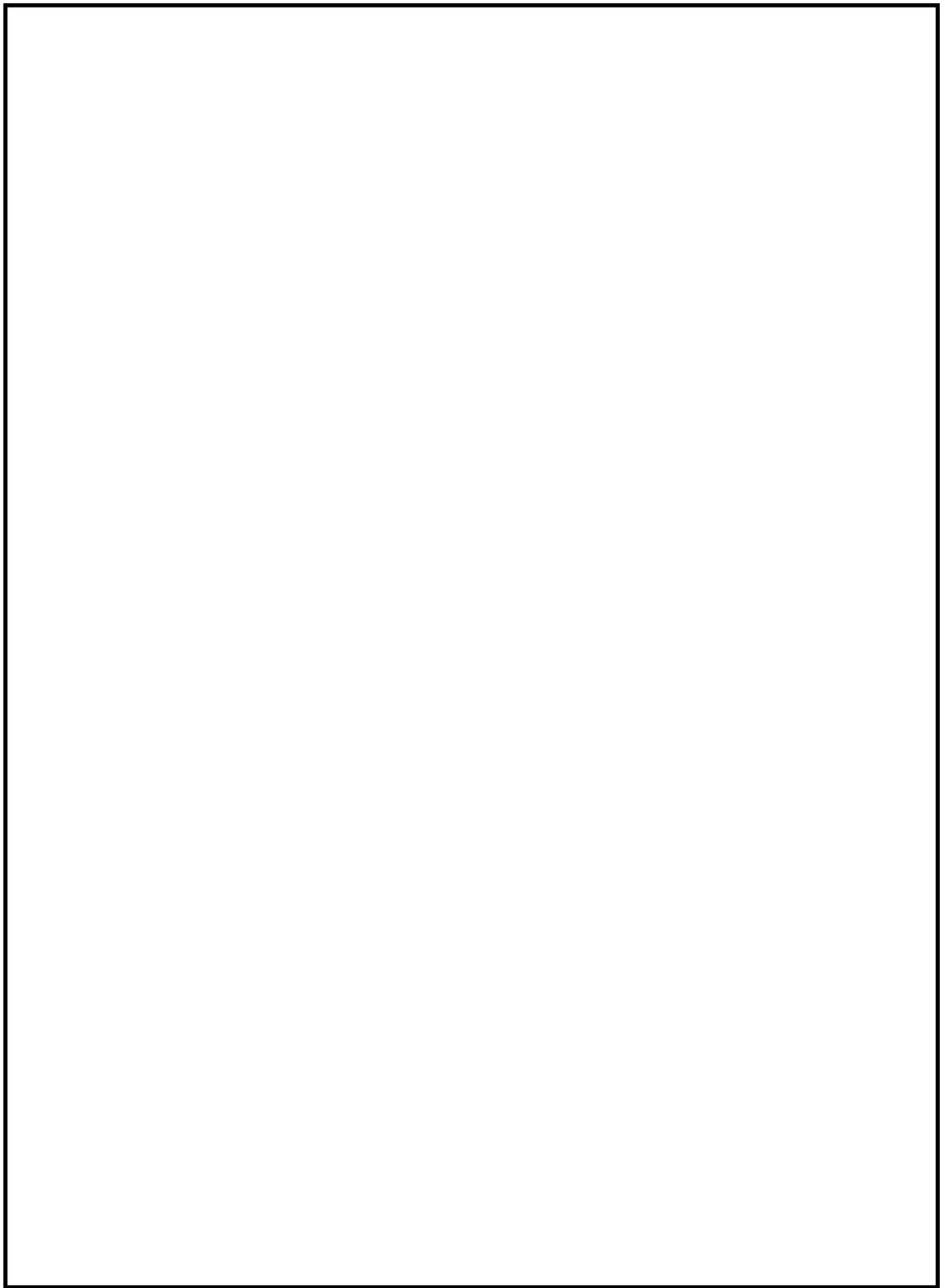
第9図 154kV 引留鉄構に対する事前対策（移設）

3. アクセスルートに影響がある構造物の詳細

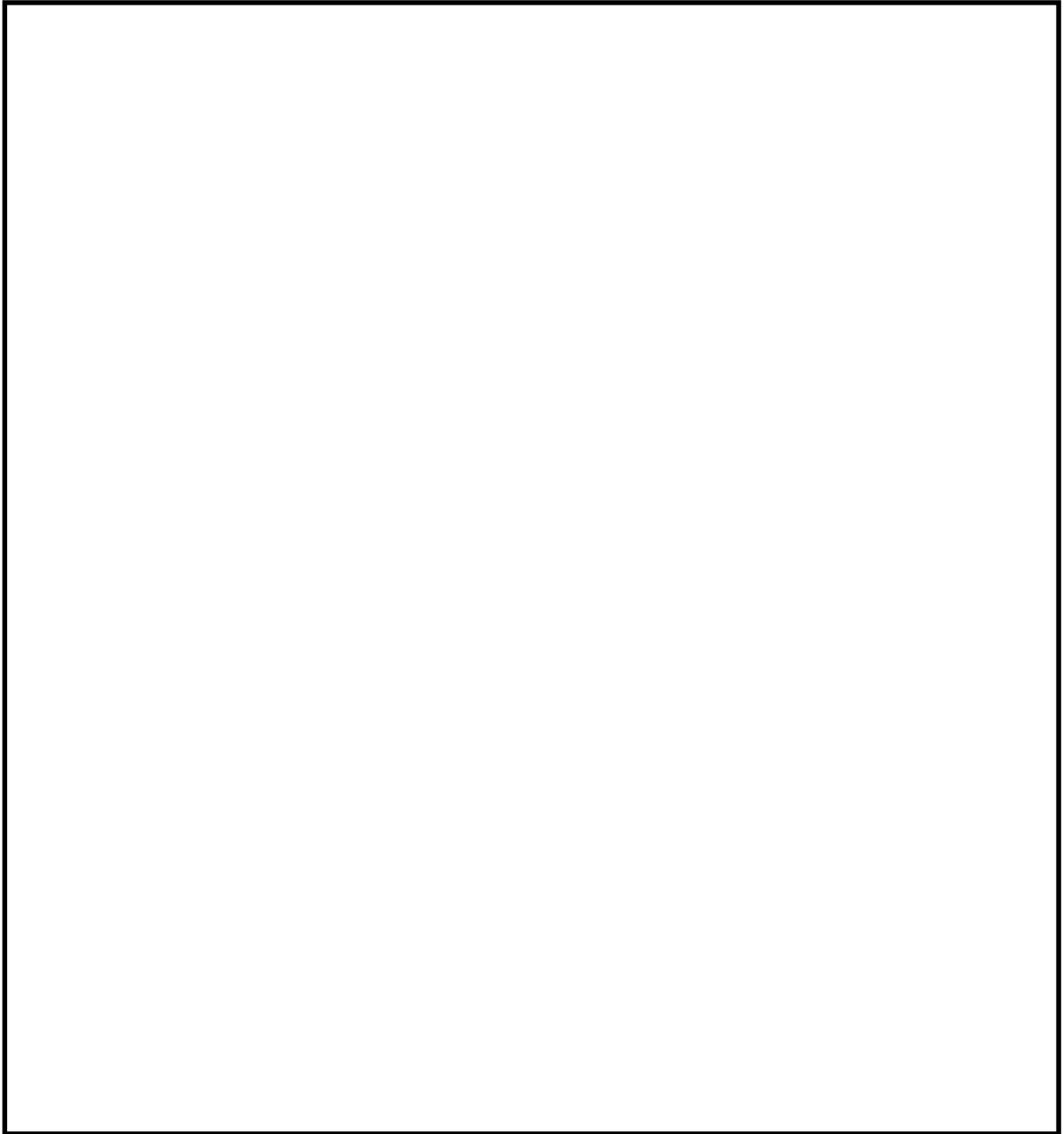
損壊時にアクセスルートに影響がある構造物のうち、第5表及び第6表の対応方針にて、がれき撤去によりアクセスルートを確保、または人力にて送水ホースを敷設することで対応するとした構造物による影響について、アクセスルート及び近傍構造物との位置関係及び構造物外観を第10図から第14図に示す。



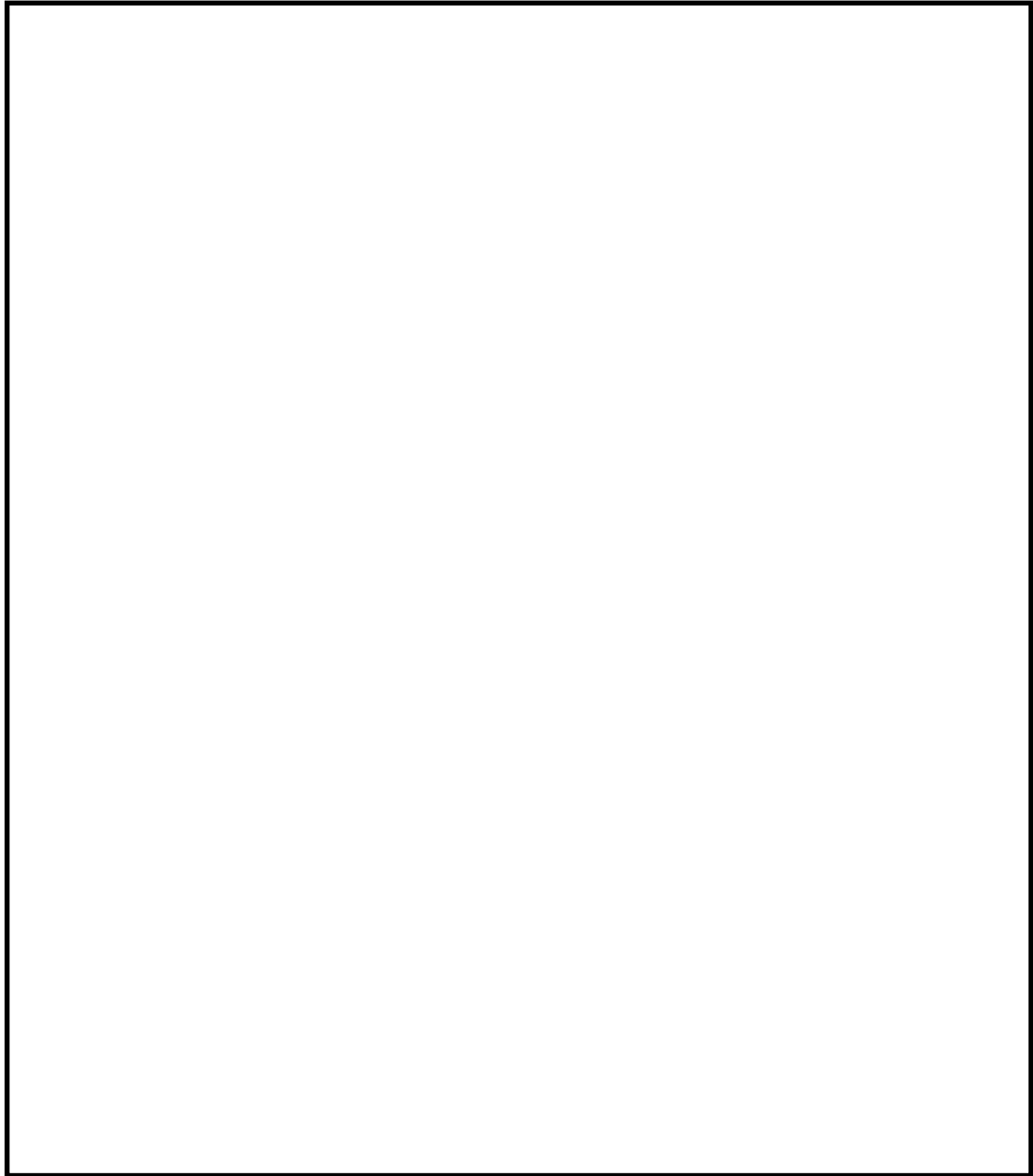
第 10 図 屋内開閉所とアクセスルート的位置関係及び構造物外観



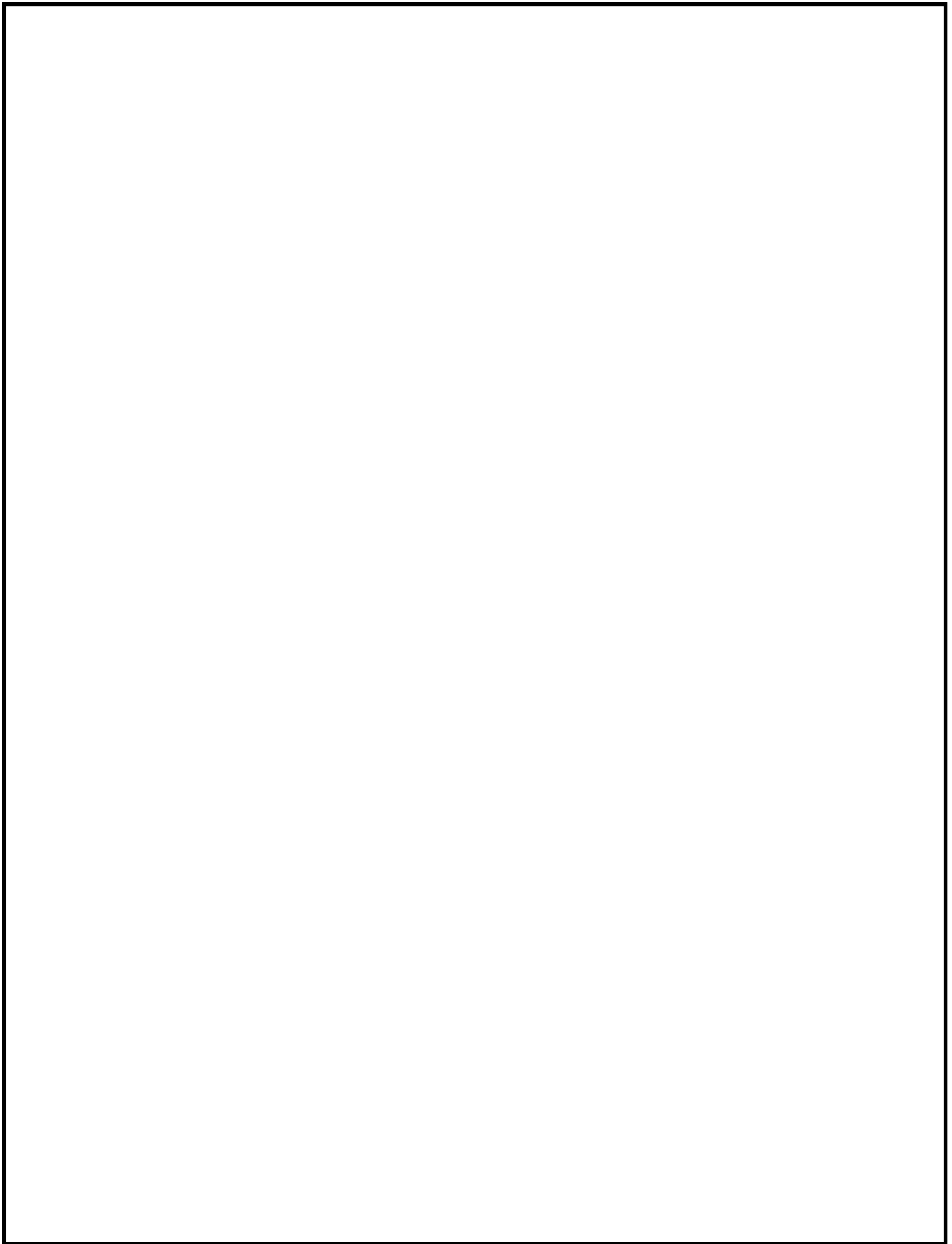
第 11 図 原子炉建屋東側の構造物とアクセスルート的位置関係及び構造物外観
並びに人力によるホース敷設の想定範囲



第 12 図 補修装置等保管倉庫，プロパンガスボンベ室と
アクセスルートとの位置関係及び構造物外観



第 13 図 機材倉庫とアクセスルートとの位置関係及び構造物外観



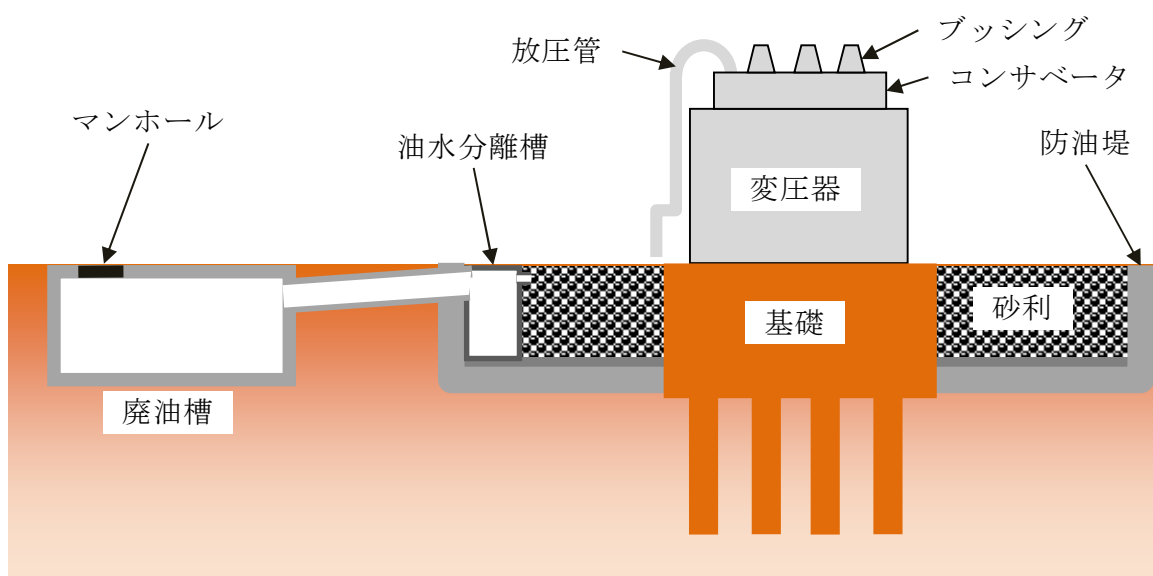
第 14 図 サイトバンカー建屋（東 I）、サービス建屋（東 I）とアクセスルートとの位置関係及び構造物外観並びに人力によるホース敷設の想定範囲

主要な変圧器等の火災について

1. 主要な変圧器他可燃物施設漏えいによる火災について

1.1 変圧器の絶縁油の漏えいについて

地震により主要な変圧器が損傷，変圧器内の絶縁油が漏えいした場合，第1図に示すとおり，防油堤内に漏えいした絶縁油は防油堤内の油水分離槽を介して地下の廃油槽に流下する。また，廃油槽は，予備変圧器の油保有油量の全量並びに起動変圧器，所内変圧器及び主変圧器計5台のうち4台分の油保有油量を貯留するだけの容量を確保しており，漏えい油が地表面に滞留することはないため，地震により主要な変圧器が損傷した場合においても火災が発生する可能性は少ない。



第1図 変圧器下部構造（防油堤及び廃油槽）

1.2 変圧器火災の事故拡大防止対策について

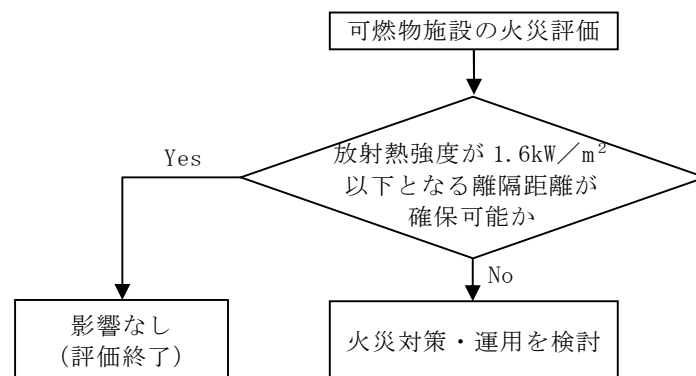
新潟県中越沖地震において，柏崎刈羽原子力発電所の所内変圧器での火災は，地盤の沈下による相対変位が主な原因であった。

一方，東海第二発電所の主要な変圧器のうち，二次側接続母線部ダクトのある変圧器については，参考資料-1に示すとおり変圧器と二次側接続母線部ダクトの基礎を建屋と同じ地盤にて支持）としている。

また，各主要な変圧器は参考資料-2に示すとおり，保護継電器にて保護されており，電気回路故障時の事故拡大防止対策を実施している。

1.3 変圧器等可燃物施設火災の評価方法について

変圧器等可燃物施設火災の評価は，第2図に示すフローに従い行う。



第2図 変圧器の火災評価フロー

2. アクセスルート周辺における可燃物施設の火災評価

2.1 各主要な変圧器の保有油量及び廃油槽受入量

第1表および第2表にアクセスルート周辺にある各主要な変圧器および可燃物設備の保有油量及び廃油槽受入量を示す。

第1表 各主要な変圧器保有油量及び廃油槽受入量

変圧器	本体油量 (kℓ)	漏えいが想定される油量 ^{※1} (kℓ)	受入量 (kℓ)
主変圧器	136	約 135	250 ^{※2}
所内変圧器	21×2		
起動変圧器	45.95		
	46.75		
予備変圧器 ^{※2}	35.9	約 18	50

※1：JEAG5002「変電所等における防火対策指針」では、事故時の油の漏えい量は50%としている。

※2：設備改造・移設等により変更の可能性がある。

第2表 可燃物施設の保有油量

可燃物施設	保有油量 (kℓ)	内容物
ディーゼル発電機用燃料タンク	0.97	軽油
緊急用エンジン発電機燃料タンク	0.8	軽油
溶融炉灯油タンク	10	灯油
保修用屋外油貯蔵所	80	潤滑油
構内服洗濯用タンク	1.82	重油
オイルサービスタンク	0.39	重油
緊急時対策室建屋（燃料小出槽）	0.49	重油
1号エステート変圧器	1.1	絶縁油
2号エステート変圧器	1.1	絶縁油
66kV 非常用変電所	6.6	絶縁油

2.2 火災源からの放射熱強度の算出

各可燃物施設について、火災が発生した場合のアクセスルートの有効性を確認するため「石油コンビナートの防災アセスメント指針」を基に火災の影響範囲を算出した。

算出方法及び算定結果は以下のとおり。

(1) 形態係数の算出

火災源を円筒モデルと仮定し、火災源から受熱面が受ける放射熱量の割合に関連する形態係数 ϕ を算出する。

$$\Phi = \frac{1}{\pi n} \tan^{-1} \left(\frac{m}{\sqrt{n^2-1}} \right) + \frac{m}{\pi} \left\{ \frac{(A-2n)}{n\sqrt{AB}} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}} \right] - \frac{1}{n} \tan^{-1} \left[\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}} \right] \right\}$$

ただし $m = \frac{H}{R} \doteq 3$, $n = \frac{L}{R}$, $A = (1+n)^2 + m^2$, $B = (1-n)^2 + m^2$

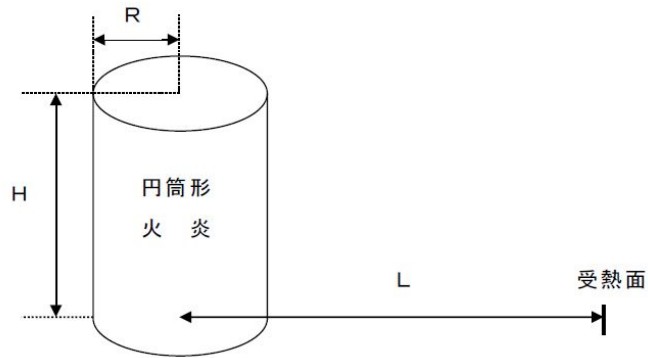
Φ : 形態係数, L : 離隔距離 (m), H : 炎の高さ (m), R : 燃焼半径 (m)

油火災において任意の位置における放射熱 (強度) を計算により求めるには、囲いと同面積の底面をもち、高さが底面半径の3倍 ($m = H/R = 3$) の円筒モデル (第3図) を採用する。

なお、燃焼半径は以下の式から算出する。

$$R = \sqrt{\frac{S}{\pi}}$$

R : 燃焼半径 (m), S : 防油堤面積 (= 燃焼面積) (m^2)



出典：石油コンビナートの防災アセスメント指針

第3図 火災モデルと受熱面

(2) 放射熱強度の算出

火災源の放射発散度 R_f と形態係数により、受熱面の放射熱強度 E を算出する。

第3表に主な可燃物の放射発散度を示す。

$$E = R_f \cdot \Phi$$

E ：放射熱強度 (W/m^2)， R_f ：放射発散度 (W/m^2)， Φ ：形態係数

液面火災では、火災面積の直径が10mを超えると空気供給不足により大量の黒煙が発生し放射熱強度は低減する。

放射熱強度の低減率 r と燃焼直径 D の関係は次式で算出する。

$$r = \exp(-0.06D)$$

ただし、 $r=0.3$ 程度を下限とする。

第3表 主な可燃物施設の放射発散度

可燃性液体	放射発散度 (kW/m ²)	可燃性液体	放射発散度 (kW/m ²)
カフジ原油	41	メタノール	9.8
ガソリン・ナフサ	58	エタノール	12
灯油	50	LNG (メタン)	76
軽油	42	エチレン	134
重油	23	プロパン	74
ベンゼン	62	プロピレン	73
n-ヘキサン	85	n-ブタン	83

出典：石油コンビナートの防災アセスメント指針

(3) 離隔距離と放射熱強度との関係

石油コンビナートの防災アセスメント指針に記載の放射熱強度とその影響を第4表に示す。

第4表 放射熱の影響

放射熱強度		状況および説明	出典
(kW/m ²)	(kcal/m ² h)		
0.9	800	太陽(真夏)放射熱強度	*1)
1.3	1,080	人が長時間暴露されても安全な強度	*2)
1.6	1,400	長時間さらされても苦痛を感じない強度	*5)
2.3	2,000	露出人体に対する危険範囲(接近可能) 1分間以内で痛みを感じる強度 現指針(平成13年)に示されている液面火災の基準値	*3)
2.4	2,050	地震時の市街地大火に対する避難計画で用いられる許容限界	*4)
4.0	3,400	20秒で痛みを感じる強度。皮膚に水疱を生じる場合があるが、致死率0%	*5)
4.6	4,000	10~20秒で苦痛を感じる強度 古い木板が長時間受熱すると引火する強度 フレアスタック直下での熱量規制(高圧ガス保安法他)	*2)
8.1	7,000	10~20秒で火傷となる強度	*2)
9.5	8,200	8秒で痛みの限界に達し、20秒で第2度の火傷(赤く斑点ができ水疱が生じる)を負う	*5)
11.6	10,000	現指針(平成13年)に示されているファイヤーボールの基準値(ファイヤーボールの継続時間は概ね数秒以下と考えられることによる)	*3)
11.6~	10,000~	約15分間に木材繊維などが発火する強度	*2)
12.5	10,800	木片が引火する、あるいはプラスチックチューブが溶ける最小エネルギー	*5)
25.0	21,500	長時間暴露により木片が自然発火する最小エネルギー	*5)
37.5	32,300	プロセス機器に被害を与えるのに十分な強度	*5)

*1) 理科年表
 *2) 高圧ガス保安協会：コンビナート保安・防災技術指針(1974)
 *3) 消防庁特殊災害室：石油コンビナートの防災アセスメント指針(2001)
 *4) 長谷見雄二, 重川希志依：火災時における人間の耐放射限界について, 日本火災学会論文集, Vol.31, No.1(1981)
 *5) Manual of Industrial Hazard Assessment Techniques, ed. P.J. Kayes. Washington, DC: Office of Environmental and Scientific Affairs, World Bank. (1985)

出典：石油コンビナートの防災アセスメント指針

「長時間さらされても苦痛を感じない強度」の1.6kW/m²を採用する。

各可燃物施設からの放射熱強度を第5表に示す。

第5表 各可燃物施設からの放射熱強度

可燃物施設	火炎の中心から放射熱強度 1.6kW/m ² となる距離 (m) : A	火炎の中心からアクセスルートまでの距離 (m) : B	アクセスルート幅 (m) : C	判定値 : B + C - A 5m以上 : 影響なし
ディーゼル発電機用燃料タンク※ ¹	10	60.5	7	57.5 (影響なし)
緊急用エンジン発電機燃料タンク※ ²	9	63.7	7	61.7 (影響なし)
溶融炉灯油タンク※ ¹	20	7.1	5	-7.5 (別ルートを使用)
保修用屋外油貯蔵所※ ²	33	347.2	10	324.2 (影響なし)
構内服洗濯用タンク※ ¹	6	14.0	8	16.0 (影響なし)
オイルサービスタンク※ ¹	5	33.0	7	35.0 (影響なし)
緊急時対策室建屋 (燃料小出槽) ※ ²	3	9.8	7	13.8 (影響なし)
1号エステート変圧器※ ²	6	15.4	7	16.4 (影響なし)
2号エステート変圧器※ ²	6	15.4	7	16.4 (影響なし)
66kV 非常用変電所※ ²	8	31.4	7	30.4 (影響なし)
主変圧器※ ²	34	17.1	10	-6.9 (別ルートを使用)
所内変圧器 ※ ²	14	31.3	10	27.3 (影響なし)
起動変圧器※ ²	18	31.4	7	16.4 (影響なし)
予備変圧器※ ²	18	16.3	7	5.3 (影響なし)

※¹ : 可燃物の滞留範囲を可燃物施設の堰内と想定

※² : 可燃物の滞留範囲を可燃物施設の投影面積と想定

可燃物施設のうち、溶融炉灯油タンク又は主変圧器から火災が発生した場合は、火炎中心から放射熱強度 1.6kW/m²となる離隔距離の確保が困難であることから、別ルートを使用することとする。

2.3 可燃物施設火災発生時の消火活動について

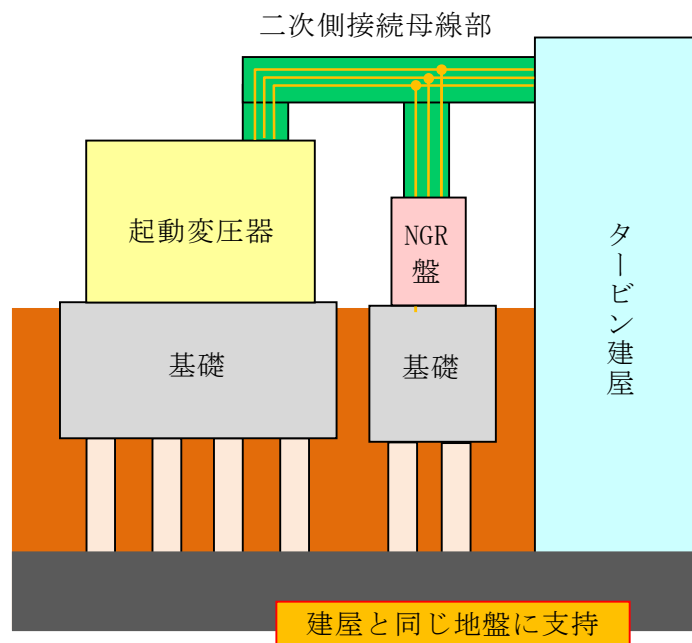
各可燃物施設で火災発生時には、初期消火活動用として配備・保有している水槽付消防ポンプ自動車、化学消防自動車及び泡消火薬剤を用いた消火活動を実施し、被害の拡大を防止する。なお、熔融炉灯油タンクまたは主変圧器から火災が発生した場合でも、消火に必要な容量は確保している。(別紙(17)参照)

また、万一同時発災した場合は、アクセスルートへの影響が大きい箇所から消火活動を実施する。

変圧器等の沈下量の差の発生防止について

変圧器と二次側接続母線部ダクトの基礎は、建屋と同じ地盤にて支持されており、沈下量の差の発生を防止する構造となっている。

第1図に変圧器の基礎構造例を示す。



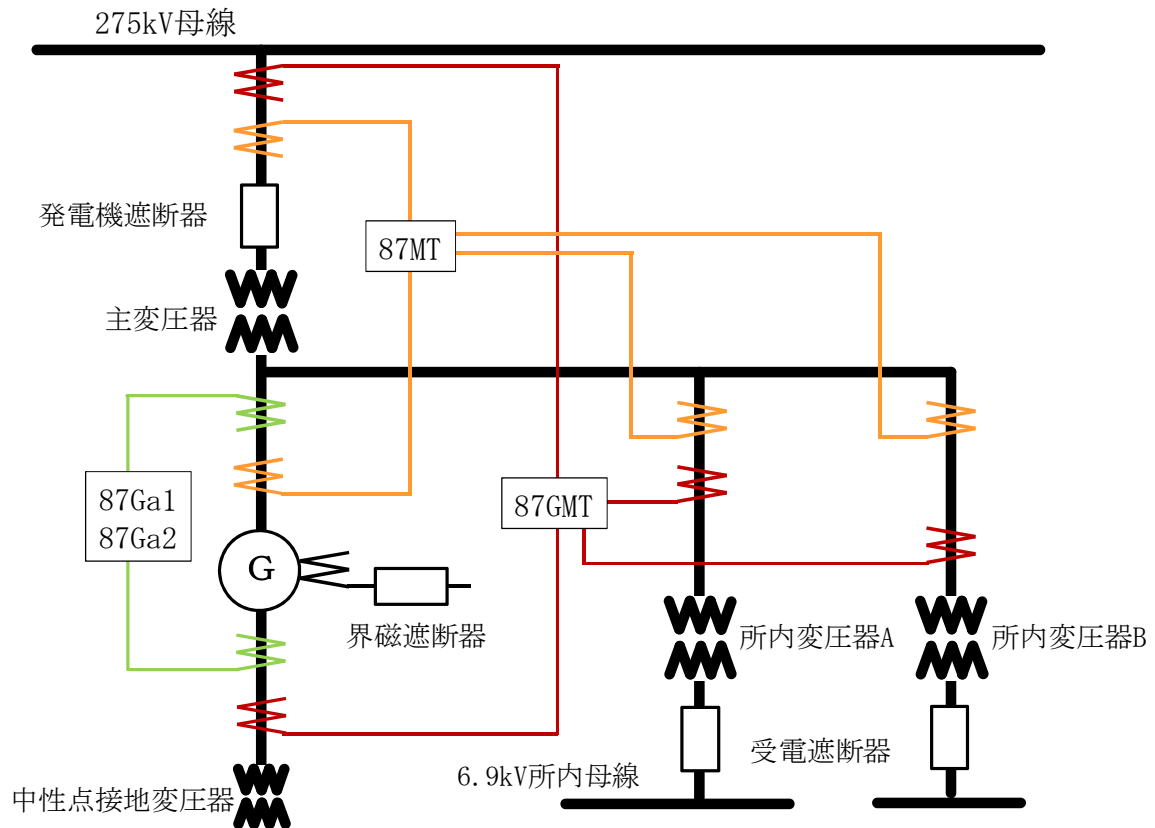
第1図 変圧器の基礎構造（例）

主要な変圧器内部故障及び電気回路故障時の事故拡大防止対策

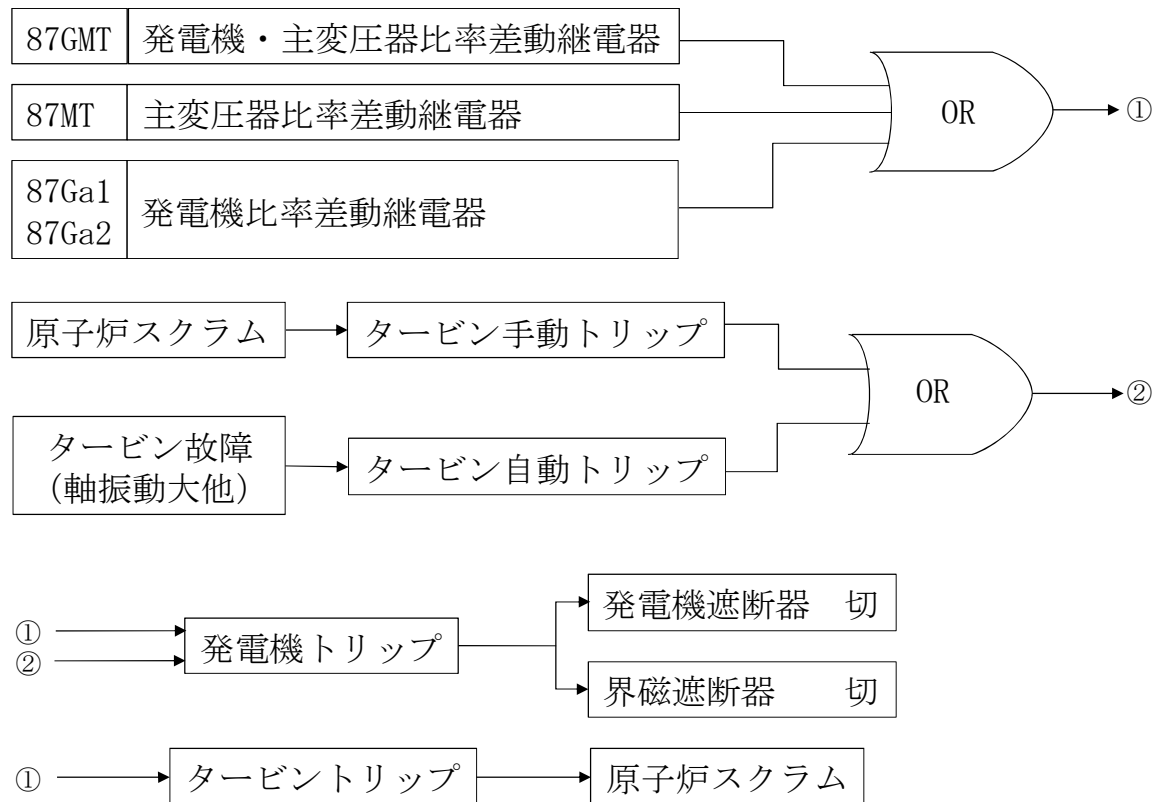
変圧器内部の巻線及び電気回路に地震等により短絡が発生すると、主変圧器1次側と2次側の電流の比率が変化することから、比率差動継電器により電流値の比率を監視している。

故障を検知した場合は発電機を停止するため、瞬時に発電機遮断器及び界磁遮断器を開放することにより、事故点を隔離し、電氣的に遮断するため、万一、絶縁油が漏えいした場合でも、火災発生リスクは低減されたと考える。

比率作動継電器の回路図の例を第1図、インターロック図の例を第2図に示す。



第1図 比率作動継電器 回路図 (例)



第 2 図 主変圧器故障及びプラントトリップ時の主なインターロック図 (例)

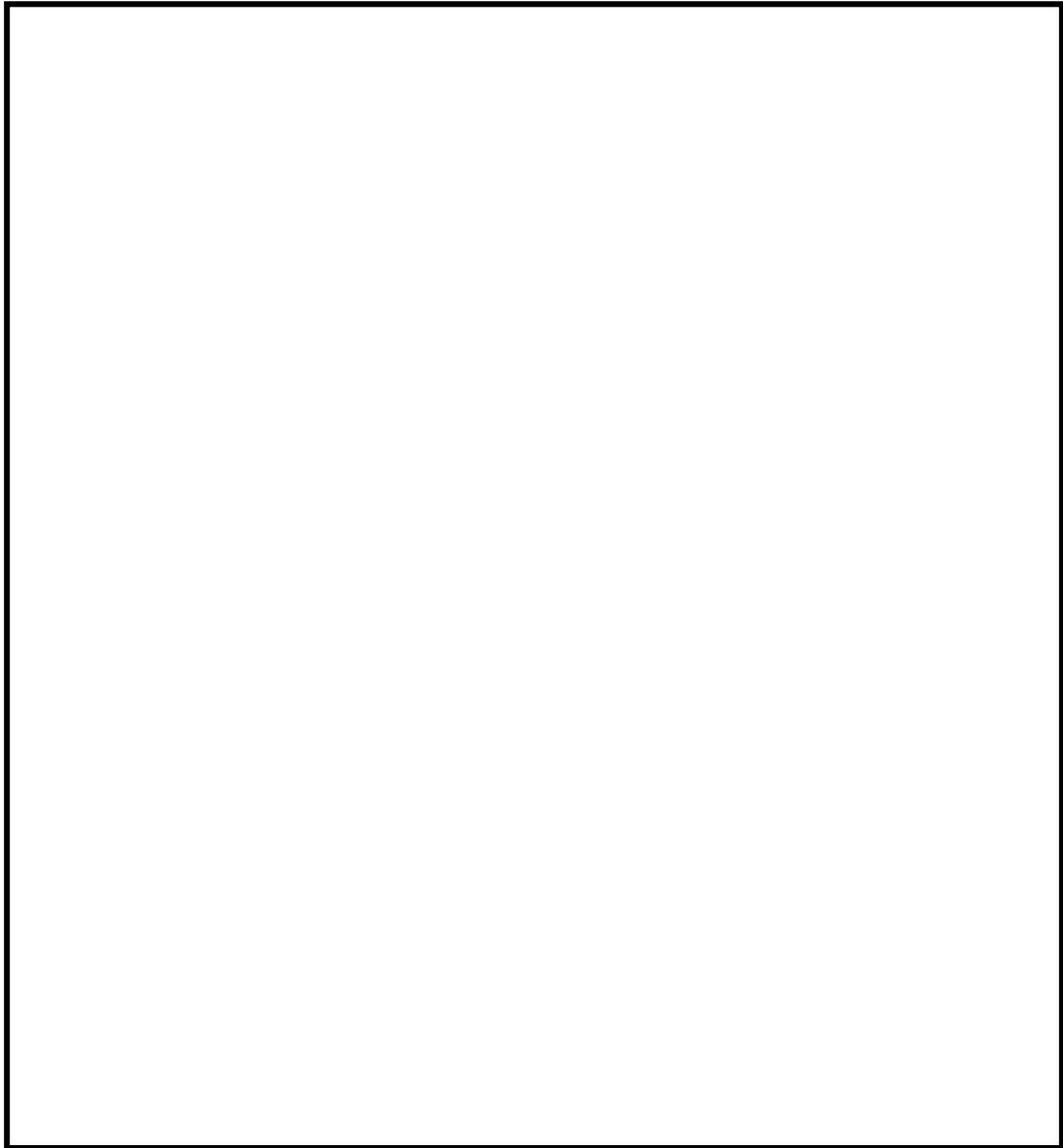
自衛消防隊による消火活動等について

1. 自衛消防隊の出動の可否について

東海第二発電所内の初期消火活動のため、発電所内の監視所に消火要員が常駐している。地震発生後の火災に対しても、消火活動が可能であることを以下のとおり確認した。

1.1 自衛消防隊のアクセスルートについて

火災が発生した場合のアクセスルートについては、第1図に示すとおり、監視所周辺、西側及び南側保管場所から消火活動実施場所へのアクセスルートを確保している。



第 1 図 自衛消防隊のアクセスルート（地震時）

1.2 自衛消防隊による消火活動について

火災が発生した場合の初期消火活動用として、第 1 表に示すとおり、監視所付近に水槽付消防ポンプ自動車、化学消防自動車及び泡消火薬剤（消防車用）、西側保管場所に可搬型代替注水中型ポンプ、放水銃、水槽付消防ポンプ自動車、及び泡消火薬剤（消防車用）、南側保管場所に化学消防自動車及び泡消火薬剤（消防車用）を配置・保有している。

通常は自衛消防隊が滞在している監視所付近の消防車が先行して出動し初期消火活動を実施するが、万一、地震等の影響により監視所付近の消防車が使用不能の場合には、保管場所に配備している消防車を用いて消火活動を実施する。

また、初期消火活動において消火が困難な場合は、継続して周辺施設への延焼防止に努め、被害の拡大防止を図る。

第1表 消防車両等の保管場所・数量

配備場所	配備設備
西側保管場所	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水中型ポンプ : 1台 ・放水銃 : 1台 ・水槽付消防ポンプ自動車 : 1台 ・泡消火薬剤（消防車用） : 750L
南側保管場所	<ul style="list-style-type: none"> ・化学消防自動車 : 1台 ・泡消火薬剤（消防車用） : 750L
監視所付近	<ul style="list-style-type: none"> ・水槽付消防ポンプ自動車 : 1台 ・化学消防自動車 : 1台 ・泡消火薬剤（消防車用） : 1,500L

なお、化学消防自動車及び泡消火薬剤はJEAC4626-2010「原子力発電所の火災防護規程」※に基いた容量を配備・保有しており、東二における最も保有油量が多い主変圧器の火災にも対応可能である。

※JEAC4626-2010 では、一般的な化学消防自動車の泡放射性能及び原子力発電所の変圧器等の規模等を考慮すると、一つの変圧器等の火災に対する泡放射時間として30分程度が妥当であると考えられ、かつ大規模な地震等により二箇所でも火災が発生した場合を考慮し、概ね1時間程度泡放射を継続できる泡消火薬剤の量を1,500リットルとしている。

2. タンクローリによる燃料給油時の火災防止策について

タンクローリによる燃料給油時の火災防止策として、以下のとおり対応する。

- ・ 静電気放電による火災防止策として、タンクローリは接地する。
- ・ 万一油が漏えいした場合に備えて、吸着剤及び消火器等を作業場所周囲に配備する。

浸水時の可搬型設備（車両）の走行について

屋外タンクの溢水又は降水が継続した場合には、可搬型設備のアクセスルート走行に影響を及ぼす可能性が考えられる。

具体的な影響としては、水が可搬型設備の機関に浸入し、機関が停止する可能性が考えられるが、以下の理由から可搬型設備の走行・アクセス性に支障はないと考える。なお、可搬型設備は、万一機関吸気口が浸水するような状況では使用しない。

- ・屋外タンクからの溢水は、周辺の道路上及び排水設備を自然流下し、比較的短時間で拡散すると考えられること（仮に、屋外タンクからの溢水が敷地内に滞留するとした場合の浸水深は、約 4cm）。
- ・可搬型設備を建屋近傍の配置場所に配備するまでの時間に十分余裕があることから、アクセスルートの状況を確認しつつ、走行が可能であること。

可搬型設備の許容水深（最低地上高）を第 1 表に示す。

第 1 表 可搬型設備の許容水深（最低地上高）

可搬型設備名	許容水深（最低地上高）
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用も含む）	約 60cm [※]
可搬型代替低圧電源車	約 60cm [※]
タンクローリ	約 18cm
窒素供給装置	約 60cm [※]
ホイールローダ	約 40cm
ブルドーザ	約 45cm
油圧ショベル	約 29cm

※時速 10 km/h 以下での走行時における許容水深を記載。

T.P. +11m エリアの屋外タンク溢水時の影響等について

1. 溢水伝播挙動評価について

地震によりタンクに大開口が生じ、短時間で大量の水が指向性をもって流出することはないと考えられるが、溢水防護対象設備への影響を評価するため、タンクの損傷形態及び流出水の伝播に係わる評価条件を保守的な設定を行った上で溢水伝播挙動評価を実施している。

評価の結果、可搬型設備の接続口付近の原子炉建屋（西側）（第2図 地点②）では、タンクからの溢水後、過渡的に約160cmの浸水深となるが、数分後には10cm程度の浸水深となること、また、可搬型設備の接続口付近の原子炉建屋（東側）（第2図 地点⑤）は浸水深が数cmであることが確認されている。

（評価概要は、下記の「参考：内部溢水審査資料記載内容の抜粋」に記載）

2. 作業の成立性

タンクから溢水が発生した場合には、タンク周辺の空地が平坦かつ広大であり周辺道路等を自然流下し拡散するものと考えられるが、アクセスルートが過渡的に約50cmの浸水深となる多目的タンク前（第2図 地点④）であっても数分程度で可搬型設備がアクセス可能な浸水深となること、その他の箇所はさらに浸水深が低く、アクセス可能であることから、事故対応のためのアクセスルート確保及び作業実施に影響はないと考える。

また、溢水流路上の設備等が損壊し、がれきの発生を想定した場合でも、重機にて撤去することにより、アクセスルート確保への影響はないと考える。

なお、溢水流路に人員がいる場合を想定しても、安全を最優先し、溢水流路か

ら待避することにより、人身への影響はないと考えられる。

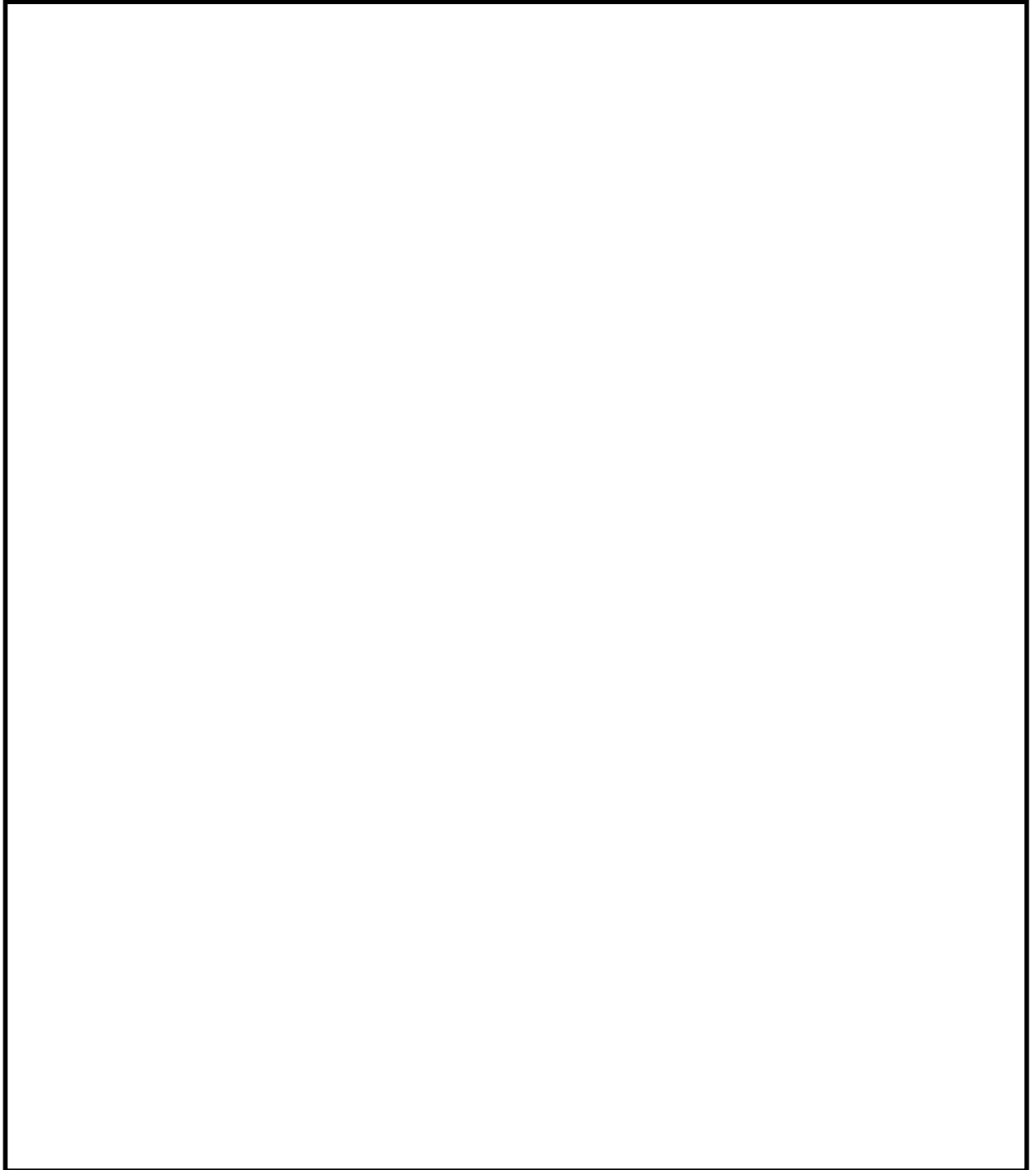
<参考：内部溢水審査資料記載内容の抜粋>

■溢水伝播挙動評価条件

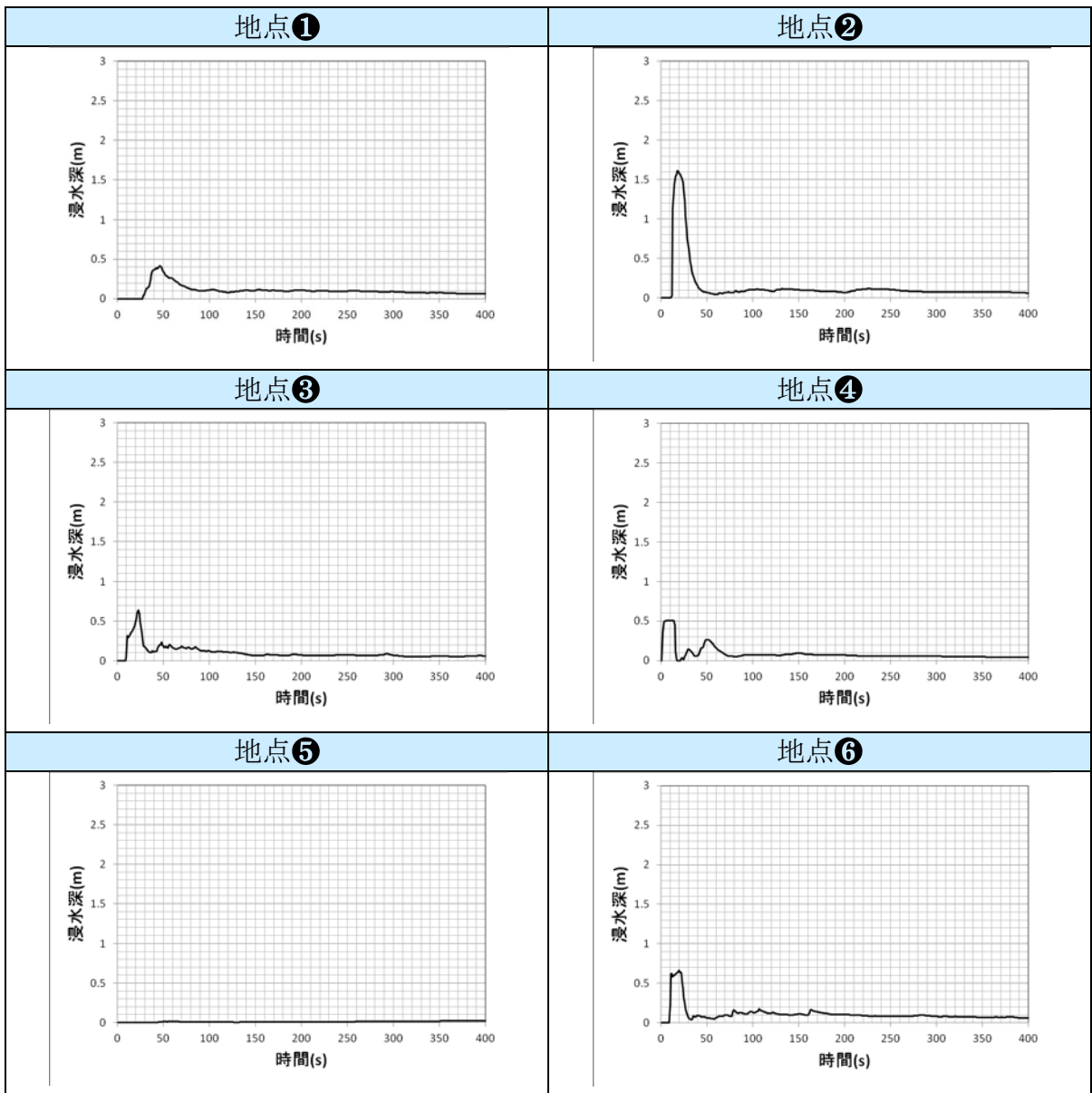
- T.P. +11mの屋外タンク（多目的タンク，原水タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク）を代表水位及び合算体積を持った一つの円筒タンクとして表現し，地震による損傷をタンク下端から1m かつ円弧180度分の側板が瞬時に消失するとして模擬する
- 溢水防護対象設備を内包する建屋に指向性を持って流出するように，消失する側板を建屋側の側板とする
- 流路抵抗となる道路及び水路等は考慮せず，敷地を平坦面で表現するとともに，その上に流路に影響を与える主要な構造物を配置する
- 構内排水路による排水機能や地盤への浸透は考慮しない

(1) 評価結果

評価の結果として得られた溢水伝播挙動を第1図、代表箇所における溢水深の時刻歴を第2図に示す。



第1図 屋外タンクの地震損壊時の溢水伝播挙動



第2図 代表箇所における浸水深時刻歴

3. 溢水による接続口へのホース等接続作業への影響について

3.1 接続口に対する溢水の影響

有効性評価における屋外の現場操作として、接続口への可搬型設備の接続操作がある。

東側及び西側接続口周辺は、屋外タンク等の溢水評価を行っており（第2図 地点②及び⑤が該当）、東側接続口近傍の地点⑤では殆ど水位が上昇せず、接続口まで至らないため屋外タンク等の溢水の影響を受けない。また、西側接続口近傍の地点②では過渡的に水位が上昇するが、上蓋に止水処置を施すため、屋外タンク等の溢水の影響を受けない。（別紙（9）参照）

屋外アクセスルート確保の検証について

1. 内容

がれき撤去, 土砂撤去, 道路段差復旧に要する時間の検証

2. 日時

平成 26 年 10 月 1 日 (水) 13 : 30 ~ 16 : 00 (がれき撤去①②)

平成 29 年 1 月 27 日 (金) 14 : 00 ~ 16 : 00 (がれき撤去③)

平成 29 年 1 月 20 (金), 25 日 (水) 14 : 00 ~ 15 : 00 (土砂撤去)

平成 27 年 4 月 9 日 (木) 11 : 00 ~ 11 : 30, 13 : 00 ~ 16 : 00 (段差復旧)

3. 場所

がれき撤去①② : 第三倉庫前 (東海発電所敷地内)

がれき撤去③ : 工作建屋予定地 (東海発電所敷地内)

土砂撤去 : 北地区浚渫土置き場 (東海発電所敷地内)

段差復旧 : 構内グラウンド (東海発電所敷地内)

4. 作業員経歴

作業員 A : 勤続 22 年 免許取得後 1 年 2 ヶ月^{※1}

作業員 B : 勤続 35 年 免許取得後 2 年 11 ヶ月^{※1}

作業員 C : 勤続 20 年 免許取得後 7 ヶ月^{※1}

作業員 D : 勤続 39 年 免許取得後 2 年 11 ヶ月^{※1}

作業員 E : 勤続 16 年 免許取得後 5 年 1 ヶ月^{※2}

作業員 F：勤続 26 年 免許取得後 8 年 3 ヶ月^{※2}

作業員 G：勤続 23 年 免許取得後 1 年 10 ヶ月^{※2}

※1 平成 26 年 10 月時点

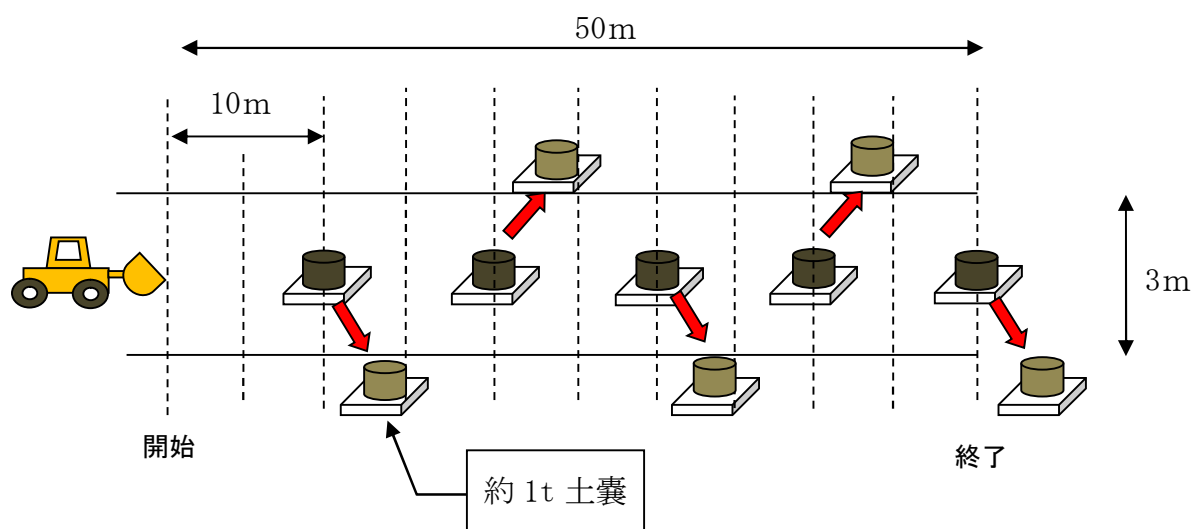
※2 平成 29 年 1 月時点

5. 測定結果

5.1 がれき撤去①（模擬がれき：土嚢）

(1) 概要

第 1 図のとおり，大型土嚢をがれきに見立て，アクセスルートを確認するための時間を作業員 A, B, C それぞれ 1 回計測した。がれき撤去検証試験の写真を第 2 図に示す。



第 1 図 がれき撤去検証の概念図



第2図 がれき撤去検証の写真

《ホイールローダの仕様》

ホイールローダ①

全長：6,895mm 全幅：2,550mm

高さ：3,110mm 機械質量：9.74t

最大けん引力：8.8t バケット容量：2.0m³

ホイールローダ②

全長：6,190mm 全幅：2,340mm

高さ：3,035mm 機械質量：7.23t

最大けん引力：5.74t バケット容量：1.3m³

(2) 測定結果

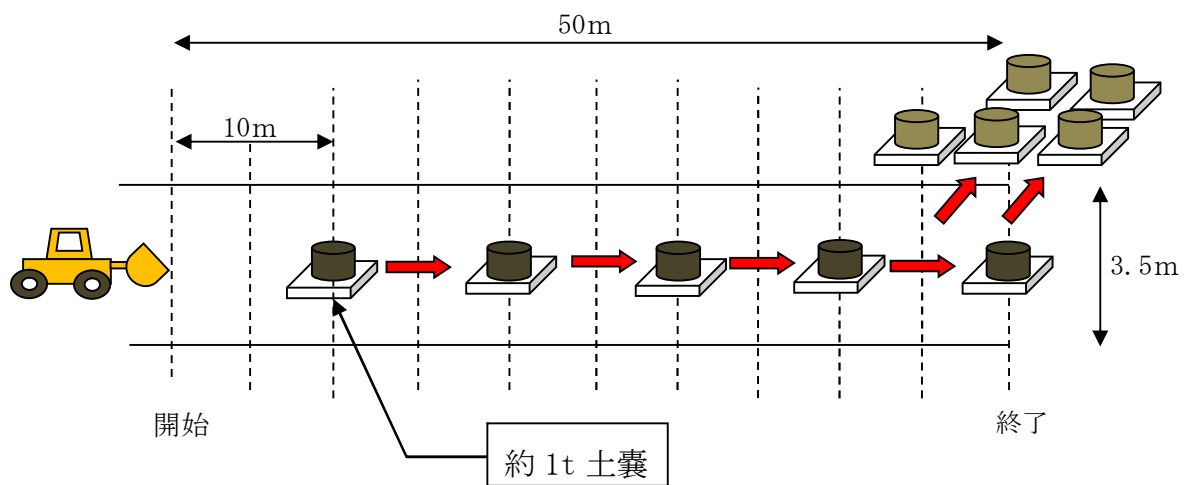
ホイールローダ①による訓練の結果を以下に示す。

- ・作業員 A 1分17秒 (2.3km/h)
- ・作業員 B 46秒 (3.9km/h)
- ・作業員 C 1分15秒 (2.4km/h)

5.2 がれき撤去②（模擬がれき：土嚢）

(1) 概要

第3図のとおり，大型土嚢をがれきに見立て，アクセスルートを確認するための時間を作業員Dが異なる規格のホイールローダ2台にてそれぞれ1回ずつ計測した。がれき撤去検証試験の写真を第4図に示す。



第3図 がれき撤去検証の概念図



第4図 がれき撤去検証の写真

(2) 測定結果

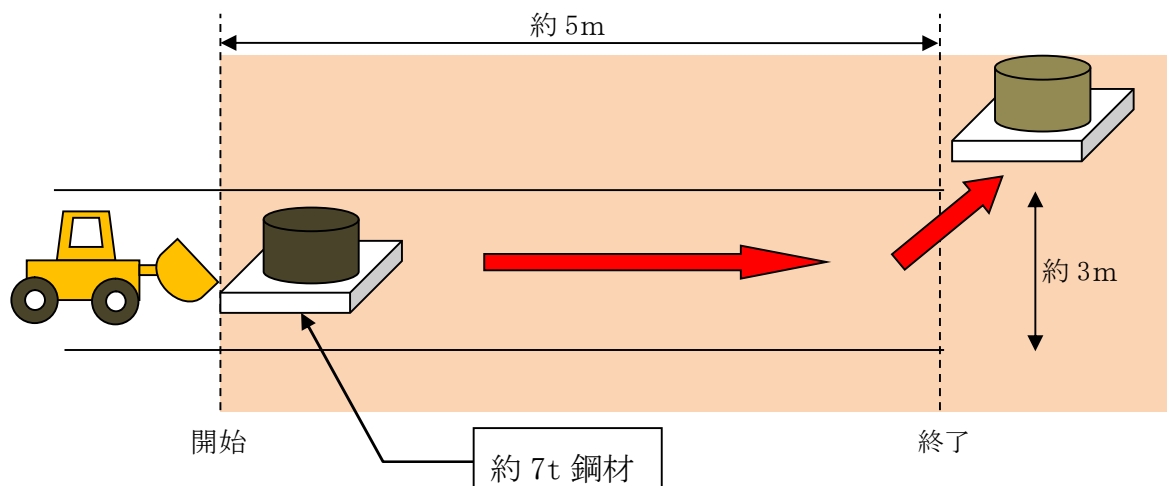
ホイールローダによる訓練の結果を以下に示す。

- ・ホイールローダ① (1回目) 48.02 秒 (3.75km/h)
- ・ホイールローダ② (2回目) 48.46 秒 (3.71km/h)

5.3 がれき撤去③ (模擬がれき：鋼材)

(1) 概要

第5図のとおり、約7tの鋼材をがれきに見立て、作業員Eがホイールローダの評価上の最大けん引力(7t)を発揮し、がれきをアクセスルート外へ押し出す動作ができるかを検証した。検証試験の写真を第6図に示す。



第5図 がれき撤去検証の概念図



第 6 図 がれき撤去検証の写真

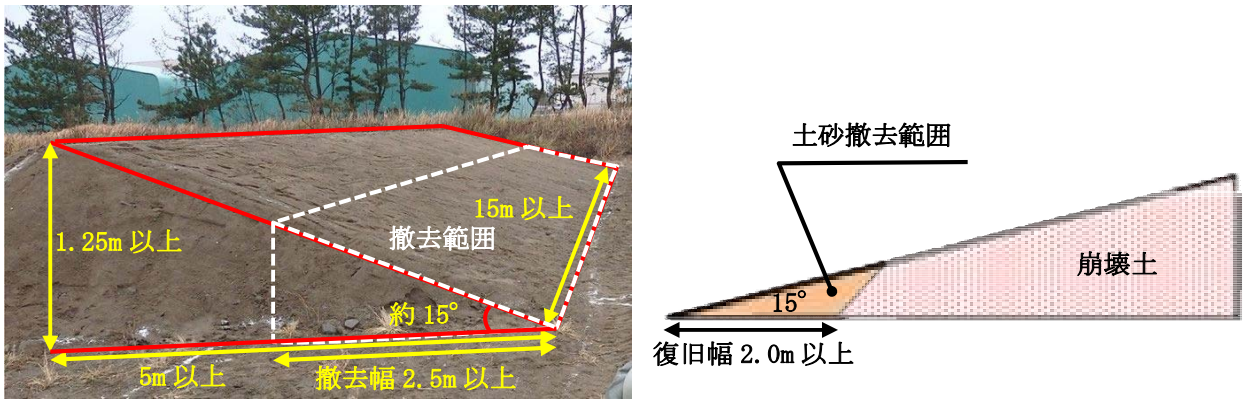
(2) 結果

ホイールローダ①により 7t がれきを問題なく撤去できることを確認した。

5.4 土砂撤去

(1) 概要

東海第二発電所の T.P. +11m エリアの崩壊土砂を模擬し (第 7 図), 作業員 F, G がホイールローダ①により第 8 図のとおり, 車両通行とホース敷設に必要なアクセスルートの幅員 5.0m 以上を確保するための土砂撤去を行った際の作業時間と撤去土量を計測した。この結果より時間当たりの作業量を算出し, 文献に基づき算定した土砂撤去作業量 ($66\text{m}^3/\text{h}$) (別紙 (23) 参照) が確保されていることを検証した。



第 7 図 模擬崩壊土砂

(2) 検証結果

上記条件に基づき、崩壊土砂の撤去作業の検証結果は以下のとおりである。

作業員	撤去土量	作業時間	作業能力 (m^3/h)	目標値	復旧 道路幅	評価	(参考) 撤去延長
F	22.49m^3	4 分 51 秒	278.22	$66\text{m}^3/\text{h}$	3.65m	○	15.3m
G	16.84m^3	10 分 11 秒	78.18		2.90m	○	15.6m

(3) 検証状況写真

ホイールローダ①において、崩壊土の撤去状況は次のとおりである。



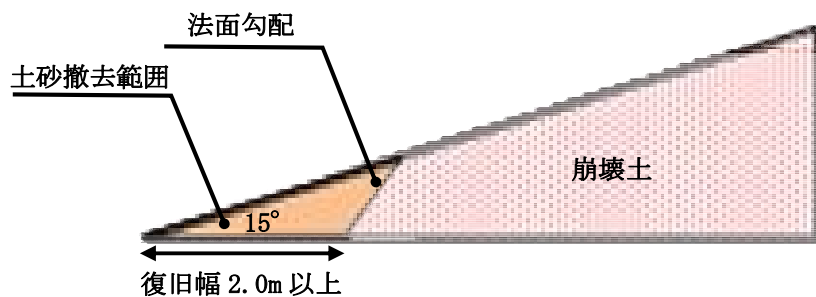
第 8 図 土砂撤去検証の写真

(4) 崩壊土砂撤去作業後の法面勾配の検証

復旧後の切取斜面勾配は、撤去部における崩壊土砂堆積厚さが最大でも 70cm 程度であることから、労働安全衛生規則を参考に 60 度^{*}としている。

復旧法面のイメージを第 9 図に示す。

^{*}労働安全衛生規則第 356 条において、2m 未満の地山（岩盤、固い粘土以外）の掘削法面勾配は（90 度）であるが、崩壊土砂の撤去は自然地山の掘削ではないため、同規則における 5m の地山（岩盤、固い粘土以外）の掘削面勾配である 60 度とした。



第 9 図 復旧法面のイメージ

(5) 検証結果

復旧作業の検証試験において復旧後の切取斜面勾配を確認した結果、60 度以上においても形状が保持されていることを確認している。万一、切土法面が崩落しても高さは 70cm 程度であり、2 次的被害は極めて軽微であると予想される。また、ホイールローダによる撤去幅は 2.5m 以上であり、アクセスルート確保のために撤去が必要な幅である 2.0m よりも広く撤去するため問題はないと考える。検証結果を第 10 図に示す。

作業員	切取斜面勾配 (°)
F	74.05
G	54.46
平均	64.26

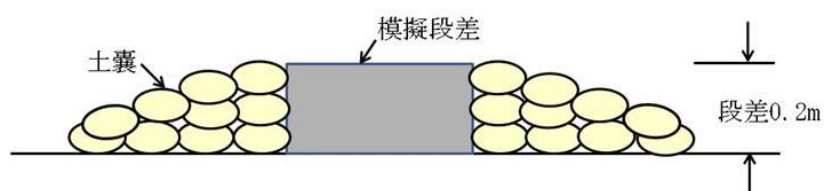


第 10 図 検証結果

5.5 道路段差復旧

(1) 概要

東海第二発電所に「段差復旧」用として配備している土のうを、第 11 図のように配置して、1 箇所 20 cm の段差を復旧する。段差復旧は、作業員 H, I, J より 2 人 1 組で 3 回実施した。段差復旧前後の写真を第 12 図に示す。



第 11 図 段差復旧検証の概念図



【模擬段差】



【段差解消後】

第 12 図 段差復旧前後の写真

(2) 測定結果

土のうによる段差復旧の検証結果を第 1 表に示す。

第 1 表 段差解消検証結果

作業員	所要時間	土のう使用数
H 及び I	198 秒 (3 分 18 秒)	27 袋
H 及び J	257 秒 (4 分 17 秒)	24 袋
I 及び J	198 (3 分 18 秒)	24 袋

6. 検証結果 (補足説明資料 (4) 参照)

- (1) ホイールローダによるがれき撤去は、別紙 23 のサイクルタイム算出より 12m / 30 秒 (約 1.44km/h) で評価しているが、それ以上の速度で実施できることを確認した。また、アクセスルート上にがれきが堆積した場合においても、ホイールローダが最大けん引力を発揮してがれき撤去作業を実施できることを確認した。

- (2) 不等沈下については事前対策を行うものの、万一、段差が発生した場合においても、5分以内で作業を実施できることを確認した。

車両走行性能の検証について

1. 概要

可搬型設備のうち大型車両を対象として、段差復旧前及び復旧後の走行性能について検証を行った。

2. 検証結果

a. 段差復旧前

- ・段差復旧前の走行性能については、配備済み車両のうち重量が最も大きい中型ポンプ用送水ホース運搬車を代表として検証する。
- ・検証の結果、中型ポンプ用送水ホース運搬車は約 16cm の段差の走行が可能であることを確認した。

b. 段差復旧後

- ・段差復旧後の走行性能については、配備済み車両のうち重量が最も大きい中型ポンプ用送水ホース運搬車を代表として検証する。
- ・検証の結果、中型ポンプ用送水ホース運搬車は約 20cm の段差を土のうで復旧した箇所の走行が可能であることを確認した。

3. 検証状況写真

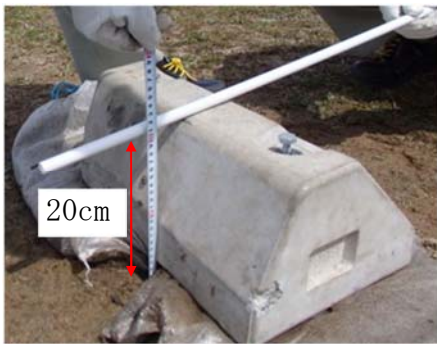
段差復旧前後の走行性の検証状況写真を第1図に示す。

○段差

【乗越え検証用段差】



【段差復旧検証用段差】



段差復旧前



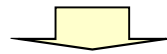
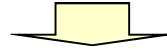
段差復旧後

第1図 乗越え検証試験状況 (1/2)

●段差復旧前
(16cmの段差乗越え)



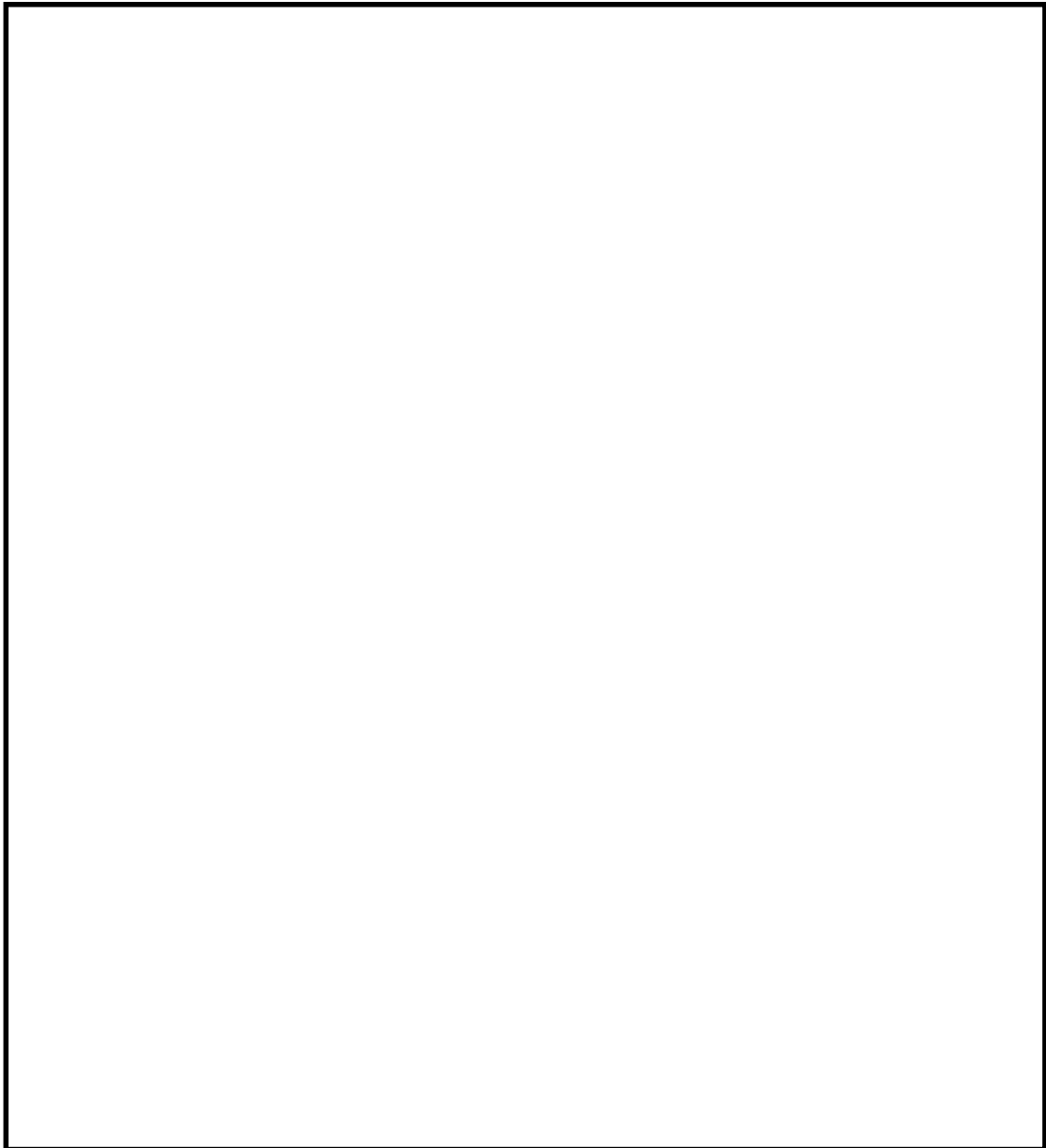
●段差復旧後
(20cmの段差を土のうにて解消後の乗越え)】



第1図 乗越え検証試験状況 (2/2)

屋外アクセスルートにおける地震後の被害想定 (一覧) について

第 1 図に地震後の屋外アクセスルートの被害想定 (一覧) を示す。



第 1 図 屋外アクセスルートにおける地震後の被害想定 (一覧)

がれき及び土砂撤去時のホイールローダ作業量及び復旧時間について

1. 作業体制

作業要員 2 名 (アクセスルート確保要員)

2. ホイールローダ仕様

○最大けん引力 : 7t (牽引力 8.8t×アスファルト摩擦係数 0.8)

○バケット全幅 : 2.5m

○走行速度(1速の走行速度の 1/2) : 前進 1.1m/s (4.0km/h)

後進 1.1m/s (4.0km/h)

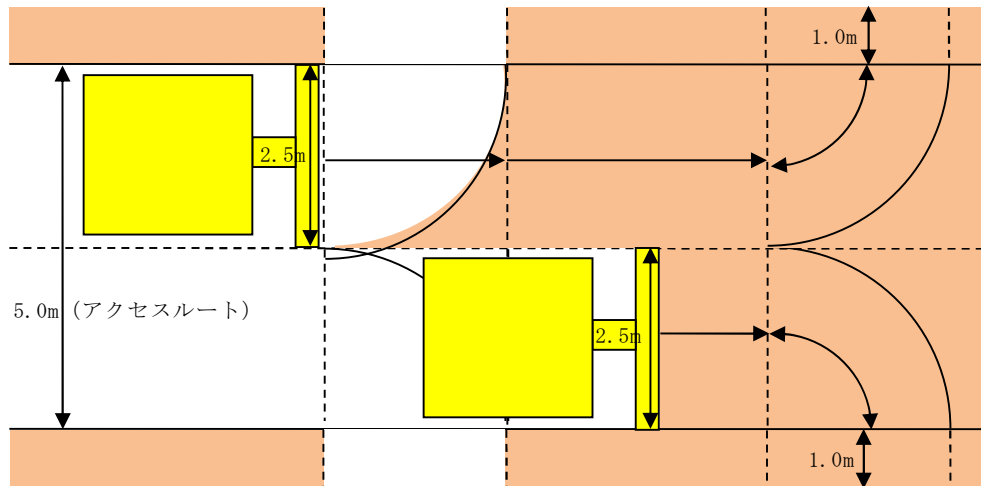
3. がれき撤去速度の算出

(1) がれき条件

建屋倒壊がれきの中で最もがれき総量が多い「屋内開閉所 (想定がれき量 : 215kg/m²)」の条件を基準として評価を実施する。

(2) 撤去方法 (第 1 図参照)

- ・アクセスルート上に堆積したがれきを、ホイールローダで道路脇へ 1m 押し出し撤去する。
- ・1回の押し出し可能量を 7t とし、7t のがれきを集積し、道路脇へ押し出す作業を 1 サイクルとして繰り返す。
- ・バケット幅が 2.5m であることから、5m の道幅を確保するために、2 台のホイールローダで作業を行う。なお、車両による速度の差はないため、1 台分の時間を評価の対象とする。



第1図 撤去方法イメージ図

- ・ 1 サイクルで重機にて撤去可能ながれき面積

$$7t \text{ (けん引力)} \div 215\text{kg}/\text{m}^2 \text{ (想定がれき量)} \approx 32.55\text{m}^2$$

- ・ 各区画での撤去面積と走行距離 (第2図参照)

- ① →②の撤去範囲

(前サイクルの取残し部の面積, 距離) : 1.35m^2 , 2.5m

- ② →③の撤去範囲

(直進部の面積, 距離) : 23.79m^2 , 9.5m

- ③ →④の撤去範囲

(旋回部の面積, 距離) : 4.91m^2 , 2m

- ④ →⑤の撤去範囲

(押出部の面積, 距離) : 2.5m^2 , 1m

①～⑤の面積合計 $32.55 \text{ m}^2 =$ 撤去可能面積 32.55 m^2

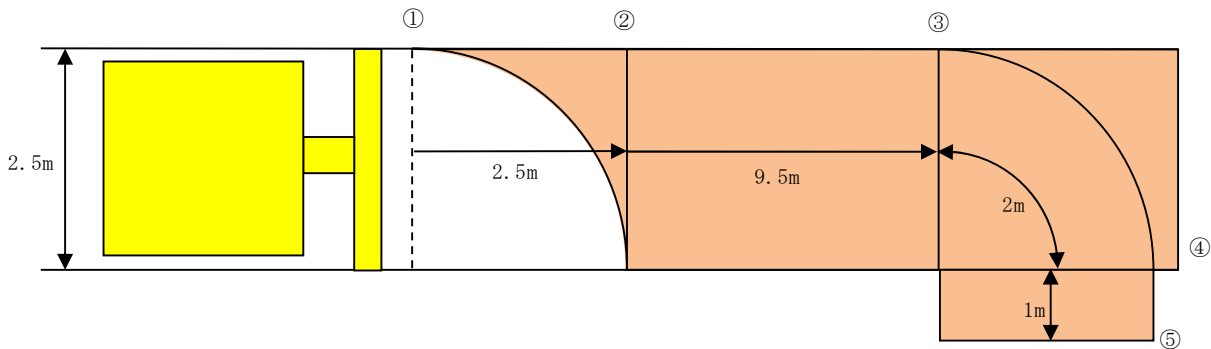
(3) 1 サイクル当りの作業時間

走行速度(前進 1.1m/s, 後進 1.1m/s)で作業すると仮定して,

- ・ A : 押し出し(①→②→③→④→⑤) : $15.0\text{m} \div 1.1\text{m/s} \doteq 14$ 秒
- ・ B : ギア切り替え : 6 秒
- ・ C : 後進 : (⑤→④→③) : $3.0\text{m} \div 1.1\text{m/s} = 2.73$ 秒 $\doteq 3$ 秒
- ・ D : ギア切り替え : 6 秒

1 サイクル当たりの作業時間 (A+B+C+D)

$$= 14 \text{ 秒} + 6 \text{ 秒} + 3 \text{ 秒} + 6 \text{ 秒} = 29 \text{ 秒} \doteq 30 \text{ 秒}$$



<各区间での撤去面積の算出>

- ・ ①から②の撤去面積 (前サイクルでの取残し部の面積) $= 2.5\text{m} \times 2.5\text{m} - 2.5\text{m} \times 2.5\text{m} \times \pi \times 90 / 360 \doteq 1.35\text{m}^2$
- ・ ③から④の撤去面積 (旋回部の面積) $= 2.5\text{m} \times 2.5\text{m} \times \pi \times 90 / 360 \doteq 4.91 \text{ m}^2$
- ・ ④から⑤の撤去面積 (押し出し部の面積) $= 1\text{m} \times 2.5\text{m} = 2.5\text{m}^2$
- ・ ②から③の撤去面積 (直進部の面積) $= 1\text{回の撤去可能面積m}^2 - \text{取残し部面積m}^2 - \text{旋回部面積m}^2 - \text{押し出部面積m}^2$
 $= 32.55 \text{ m}^2 - 1.35\text{m}^2 - 4.91\text{m}^2 - 2.5\text{m}^2 = 23.79\text{m}^2$

<各区间での撤去距離の算出>

- ・ ①から②の撤去距離 (バケット幅の長さと同様) $= 2.5\text{m}$
- ・ ②から③の撤去距離 (直進部の距離m) $= \text{直進部の面積m}^2 \div \text{バケット幅m} = 23.79 \text{ m}^2 \div 2.5\text{m} = 9.516\text{m} \doteq 9.5\text{m}$
- ・ ③から④の撤去距離 (旋回部の距離m) $= \text{バケット幅} 2.5\text{m} \div 2 \times 2 \times \pi \times 90 / 360 \doteq 2.0\text{m}$
- ・ ④から⑤の撤去距離 (押し出し部の距離) $= 1\text{m}$
- ・ ①から⑤の合計距離 $= 2.5\text{m} + 9.5\text{m} + 2.0\text{m} + 1\text{m} = 15.0\text{m}$

第 2 図 がれき撤去のサイクル図

(4) 1 サイクル当りの撤去延長

取残し部①から②の距離+直進部②から③の距離=2.5m+9.5m=12.0m

(5) がれき撤去速度

1 サイクル（前進距離：2.5+9.5=12.0m）の所要時間が約 30 秒であるため、がれき撤去のサイクルタイムを 30 秒/12m（約 1.44km/h）と設定する。

4. 土砂撤去の作業量の算出

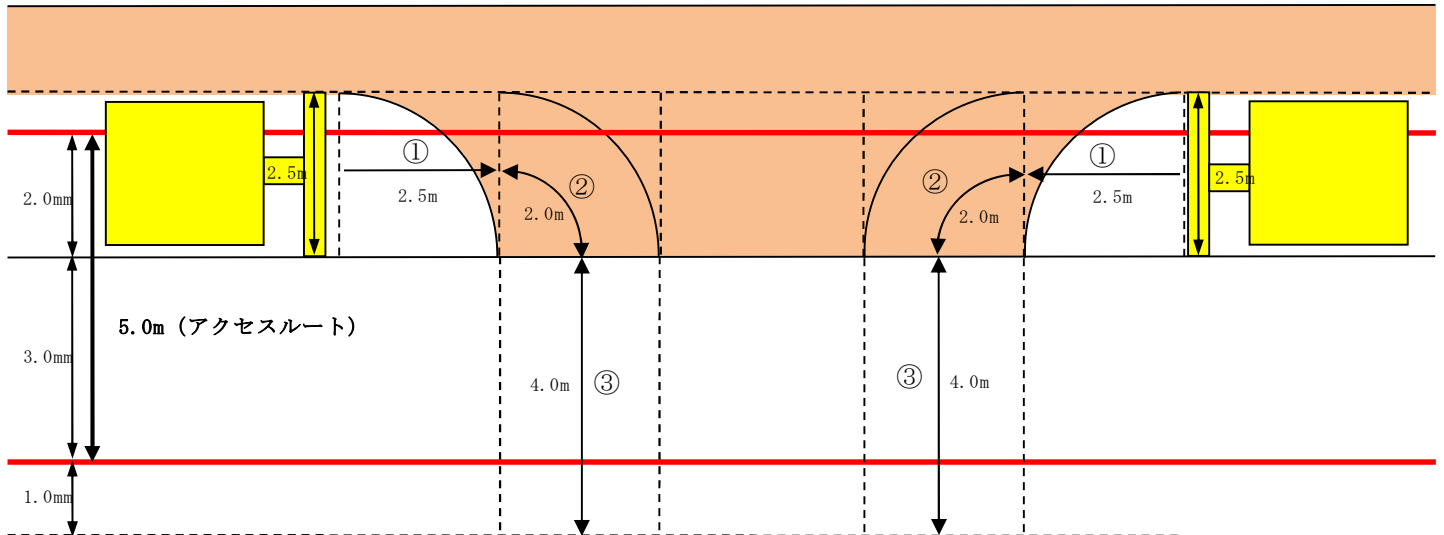
(1) 撤去方法（第 3 図参照）

- ・アクセスルート上に流入した土砂を押し、集積し、道路脇に撤去する。
- ・1 サイクルの作業は、道路上①と②の区間の土砂を押し、集積し、③の区間を走行しアクセスルート外へ土砂を撤去する。
- ・1 回の押し出し可能量をバケツ容量の 2m^3 とし、 2m^3 の土砂を集積し、道路脇へ押し出す作業を 1 サイクルとして繰り返す。

(2) 各区間での撤去土量と走行距離（第 3 図参照）

- ・区間①（前サイクルの取残し部の土量，距離）： 0.42m^3 ，2.5m
- ・区間②（旋回部の土量，距離）： 1.53m^3 ，2m
- ・区間③（押し出し部の距離）：4m

①+②の土量合計 $1.95\text{ m}^3 < \text{バケツ容量 } 2\text{m}^3$



第3図 土砂撤去のサイクル図

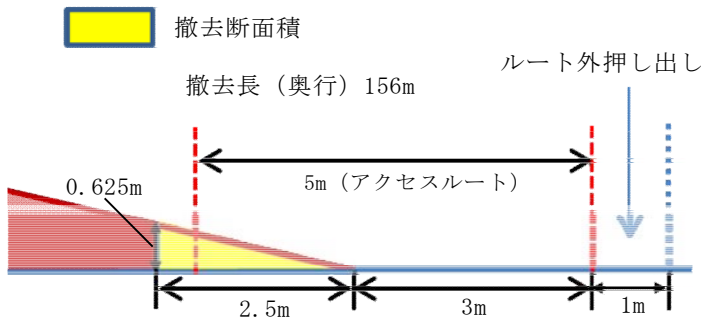
・1サイクル当りの移動距離は、

押し出し (①→②→③) : 8.5m

後進 (③→②) : 6m

(3) 作業量算出のための撤去想定 (第4図参照)

第4図に、崩壊土砂の撤去想定範囲と撤去土量等を示す。



- ・撤去断面積（黄色部）の算出
底辺 2.5m × 高さ 0.625m ÷ 2 = 0.78125m²
- ・撤去断面積の平均高さ
0.78125m² ÷ 2.5m = 0.3125m

<各区间での除去面積の算出>

- ・区間①の撤去面積（前サイクルでの取残し部の面積）= 2.5m × 2.5m - 2.5m × 2.5m × π × 90 / 360 ≒ 1.35m²
区間①の撤去土量（前サイクルでの取残し部の土量）= 1.35m² × 0.3125m ≒ 0.42m³
- ・区間②の撤去面積（旋回部の面積）= 2.5m × 2.5m × π × 90 / 360 ≒ 4.91m²
区間②の撤去土量（旋回部の土量）= 4.91m² × 0.3125m ≒ 1.53m³

<各区间での撤去距離の算出>

- ・区間①の撤去距離（バケット幅の長さと同様）= 2.5m
- ・区間②の撤去距離（旋回部の距離）= バケット幅 2.5m ÷ 2 × 2 × π × 90 / 360 ≒ 2.0m
- ・区間③の撤去距離（押し出し部の距離）= 3m（ルート内押し出し）+ 1m（ルート外押し出し）= 4m

第 4 図 崩壊土砂の撤去想定断面図

5. 土砂撤去作業量算定結果

当該作業におけるホイールローダの作業量を決定するに当たり、第 1 表に示す 3 つの図書を参考に作業量を算定し、そのうち、作業量が保守的である「土木工事積算基準」の作業量を採用した。

作業量及びサイクルタイム算定におけるパラメータの考え方を第 2 表及び第 3 表に示す

第 1 表 各参考図書におけるホイールローダの作業量

参考図書	ダム工事積算の解説 編纂/財団法人ダム 技術センター 平成 12 年度版	土木工事積算基準 国土交通省監修 平成 28 年度版	道路土工 施工指針 社団法人日本道路協会 昭和 61 年 11 月改定版 (平成 12 年第 19 刷発行)
図書に提示されている重機の規格(バケット容量)	3.1m ³ ~10.3m ³ 級	1.9m ³ ~2.1m ³ 級	1.0m ³ ~2.1m ³ 級
作業量	67m ³ /h	66m ³ /h	72m ³ /h

第2表 作業量算定におけるパラメータの考え方

項目	ダム工事積算の解説	土木工事積算基準	道路土工 施工指針
作業量Q 算定式	$Q=3,600 \times q \times f \times E / C_m$ ここに Q: 運転時間当たり作業量 (m ³ /h) q: 1 サイクル当たりの積込量 (m ³) f: 土量換算係数 E: 作業効率 C _m : サイクルタイム (sec)	$Q=3,600 \times q_0 \times K \times f \times E / C_m$ ここに Q: 運転時間当たり作業量 (m ³ /h) q ₀ : バケット容量 (m ³) K: バケット係数 f: 土量換算係数 E: 作業効率 C _m : サイクルタイム (sec)	$Q=3,600 \times q_0 \times K \times f \times E / C_m$ ここに Q: 運転時間当たり作業量 (m ³ /h) q ₀ : バケット容量 (m ³) K: バケット係数 f: 土量換算係数 E: 作業効率 C _m : サイクルタイム (sec)
作業量Q	67m ³ /h	66m ³ /h	72m ³ /h
バケット容量 q ₀	カタログ値から設定		
バケット係数 K	文献の表を参考に算出	【採用値: 2.0m ³ 】	一度切り崩された崩壊土であり、不規則な空げきを生じにくくバケットに入りやすいものであることから、土質（普通土・砂質土）に応じた上限値を採用
1 サイクル当たりの作積込量 q	q=q ₀ ×K	q=0.84×q ₀ -0.03	【採用値: 0.900】
土量換算係数 f	【採用値: 1.658m ³ 】	【採用値: 1.65m ³ 】	—
作業効率 E	崩壊土砂（ほぐした土量）を作業の対象としており、土量変化率は L/L=1.0	【採用値: 1.0m ³ 】	—
サイクルタイム C _m	不等沈下による路盤状況を勘案し、土質（普通土・砂質土）に応じた最も保守的な値を採用	【採用値: 0.45】	【採用値: 0.4】
	ホイール形の値を採用	【採用値: 0.45】	文献の算定式より算出
	【採用値: 40sec】	【採用値: 40sec】	【採用値: 36sec】

第3表 サイクルタイム算定におけるパラメータの考え方

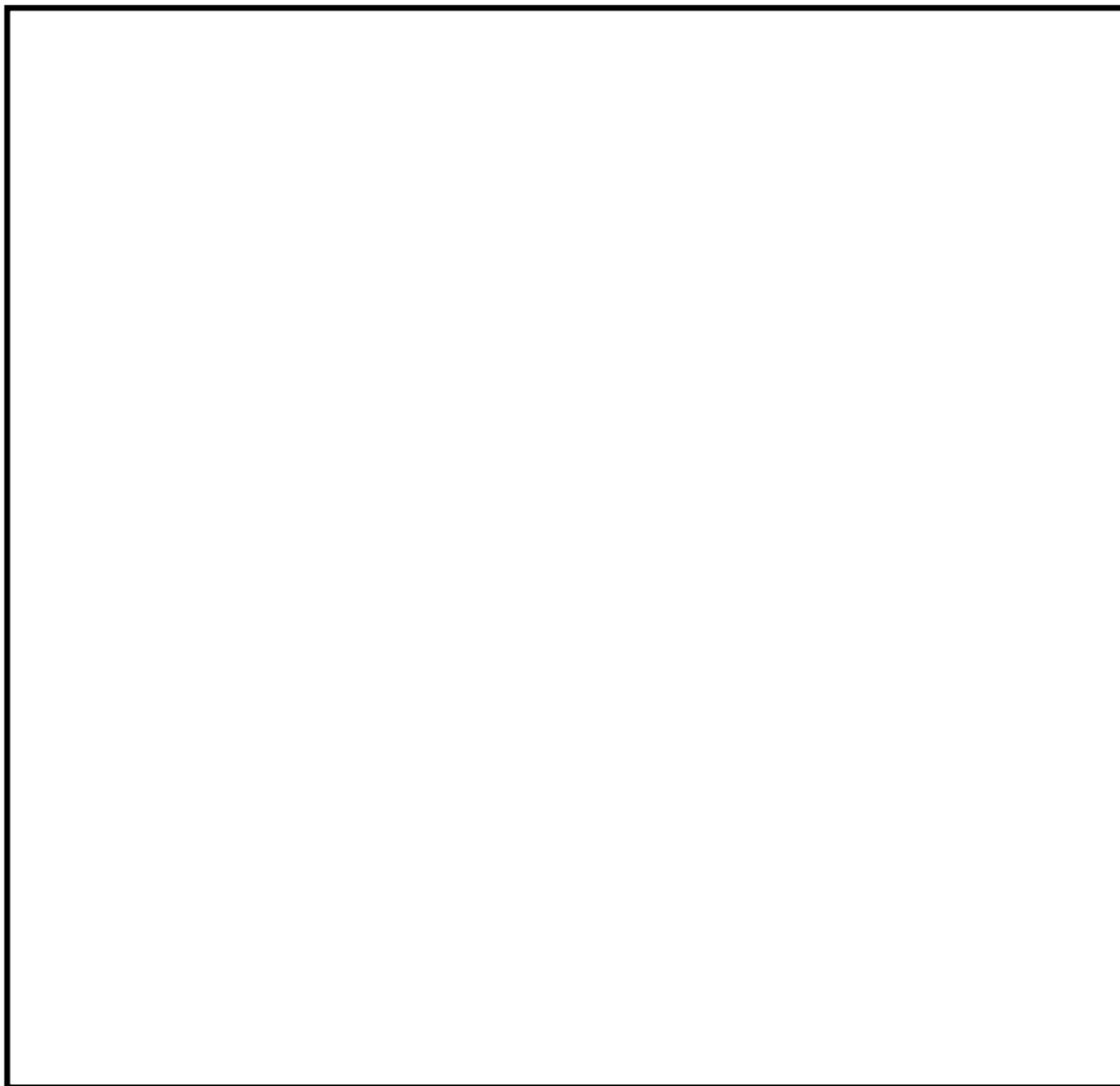
項目	ダム工事積算の解説	土木工事積算基準	道路土工 施工指針
サイクルタイム Cm算定式	所要時間は、土質にかかわらずクローラ形とホイール形により決定		$Cm = mL + t_1 + t_2$ ここに Cm：トラクタショベルのサイクルタイム (sec) m：トラクタショベルの足回りによる係数 (m/sec) L：片道運搬距離 (m) t_1 ：すくい上げ時間 (sec) t_2 ：積込み、ギヤの入換え、段取りなどに要する時間 (sec) Cm：サイクルタイム (sec)
サイクルタイム Cm	40sec		36sec
運搬距離 L	—		片道運搬距離L：第3図 土砂撤去のサイクル図の押出し距離より 【採用値：8.5m】
足回り係数 m	—		ホイール形を採用 【採用値：1.8m/sec】
すくい上げ時間 t_1	—		東海第二発電所の土砂撤去作業において、すくい上げ動作は想定されな いたため、 t_1 のすくい上げ時間は考慮しない 【採用値：0sec】
積込み他時間 t_2	—		運搬重機への積込みはないが、土砂をアクセスルート外へ押出し後、撤 去操作が必要なため、保守的に最大値を採用 【採用値：20sec】

屋外アクセスルートの復旧計画について

1. 土砂の流出箇所について

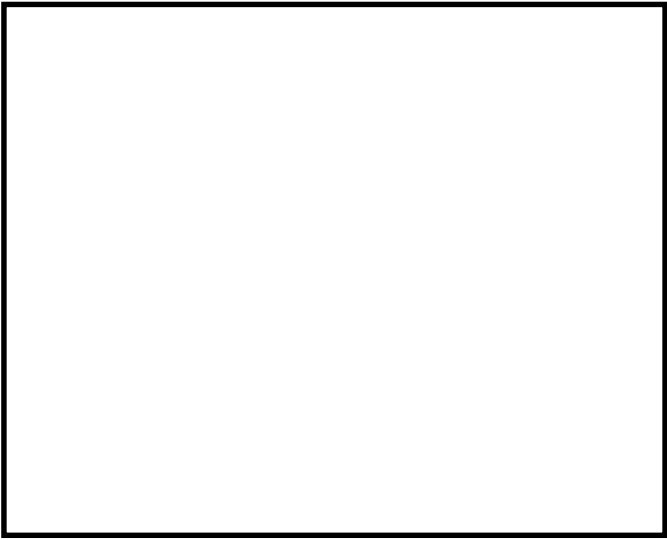
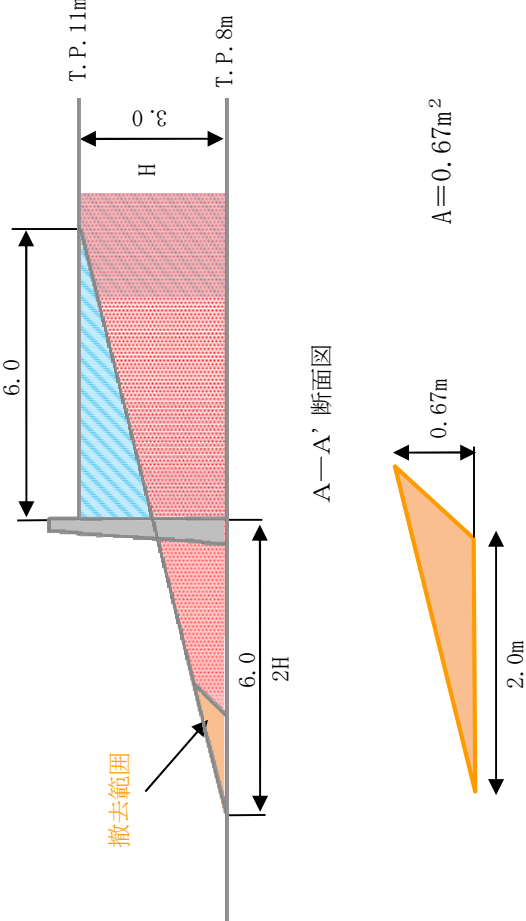
- ・アクセスルートの土砂流出による被害想定について、崩壊土砂の堆積形状を推定した上で、車両の通行及びホース敷設に必要な幅員（5.0m）を確保可能か評価した。
- ・地震時の復旧により通路が確保可能なアクセスルートとして選定されたルート上の堆積土砂については、土砂を撤去するために必要な要員を確保することとして、復旧に要する時間を評価した。
- ・溢水範囲は崩壊土砂の影響範囲にも及んでいるが、アクセスルートが過渡的に約50cmの浸水深となる多目的タンク前であっても数分程度で可搬型設備がアクセス可能であることから、事故対応のためのアクセスルート確保及び作業実施に影響はない（別紙（19）参照）。

崩壊土砂の復旧箇所を第1図，土砂撤去に要する時間を第1表に示す。



第 1 図 崩壊土砂の復旧箇所

第1表 土砂撤去に要する時間

平面図	断面図
	 <p style="text-align: center;">A-A' 断面図</p> <p style="text-align: center;">撤去範囲拡大図</p>
<p>土量 (m³) = 復旧延長 × 撤去断面積 = 156m × 0.67m² = 105 m³</p>	<p>土量 ÷ ホイローラー作業量 = 105 m³ ÷ (66 m³/h × 2 台※) × 60 = 47.7 ≒ 48 分</p> <p>※当該箇所はホイローラー 2 台で復旧を行う</p>
<p>土量算定</p>	<p>崩壊土砂撤去に要する時間</p>

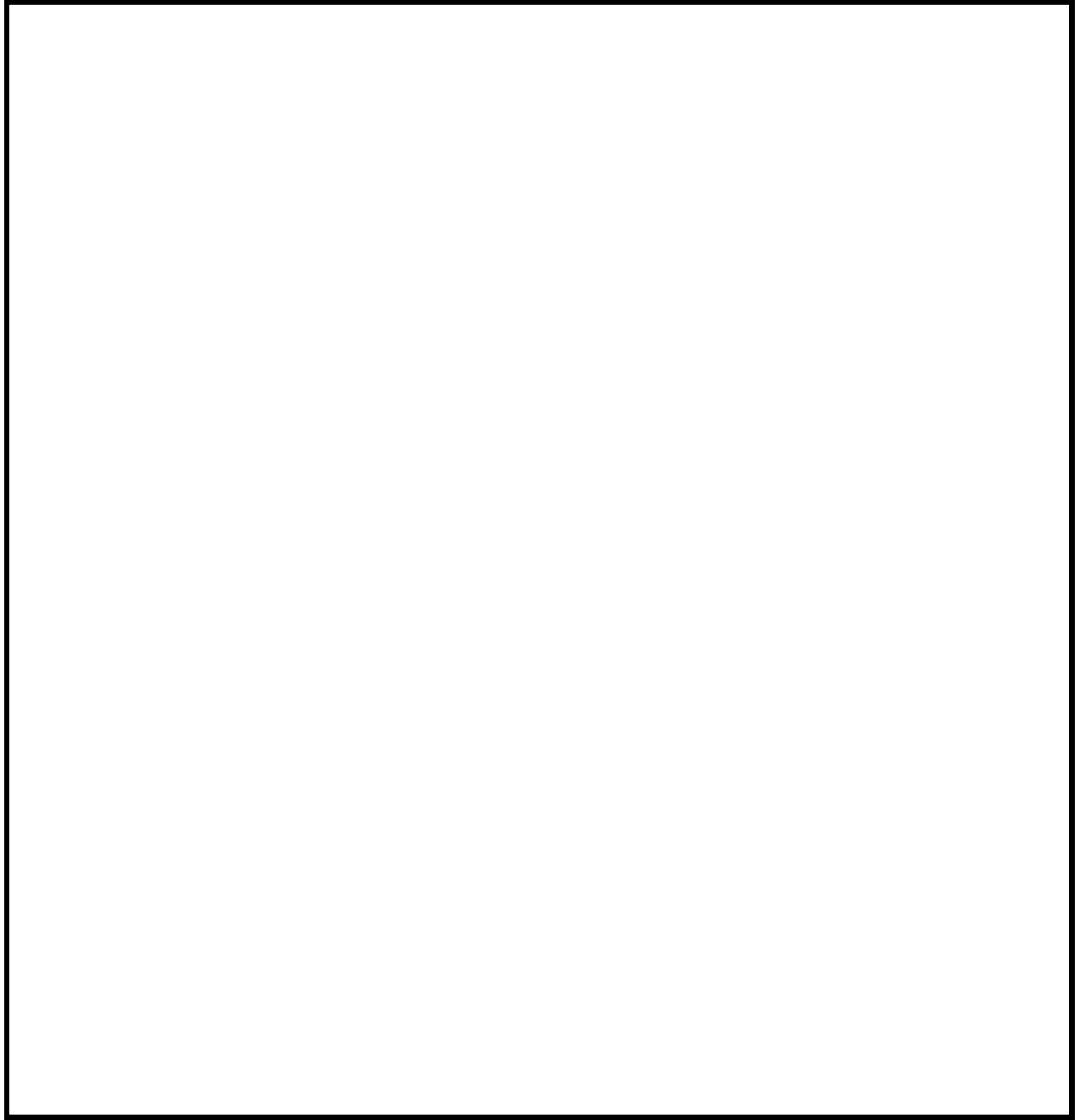
保管場所及び屋外アクセスルート等の点検について

保管場所、屋外アクセスルート及びそれらの周辺斜面並びに排水路等について、以下に示すように定期的に土木及び建築専門技術者による点検を行い、健全性を確認する。また、台風、地震、大雨、強風、津波等が発生した場合には、土木及び建築専門技術者による臨時点検を行い、必要に応じて補修工事を実施する。

屋外アクセスルートについては、復旧が可能な重機や土のう等の資機材を予め備えており（別紙（20））、屋外アクセスルートの性能が維持できる運用を整えている。また、排水路については、近隣の地方気象台で観測された最大時間雨量（127.5mm/h）に対し降水が敷地内に滞留しないような設計としていることから、屋外アクセスルートのアクセス性に支障がないことを確認した（別紙（2））。

第1図に保管場所及びアクセスルートの配置を示す。

- 保管場所：外観目視点検を1回／年
- アクセスルート：外観目視点検を1回／年
- 保管場所及びアクセスルート周辺斜面：外観目視点検を1回／年
- 排水路：外観目視点検を1回／年



第1図 保管場所及びアクセスルート

防潮堤内施設等の同時被災時におけるアクセスルートへの影響について

1. はじめに

東海第二発電所（以下「東二」という。）において重大事故等が発生した場合に、東二と同じ防潮堤内の敷地に設置している使用済燃料乾式貯蔵設備*（以下「貯蔵設備」という。）、東海発電所（廃止措置中、核燃料搬出済み。）、東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所の廃棄物埋設施設（事業許可申請中。以下「L3事業所」という。）及び旧レーザー濃縮技術研究組合東海濃縮実験所の固体廃棄物貯蔵庫（当社が保管業務を受託中。以下「固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）」という。）においても建屋損壊、機器損傷、火災等が発生すると想定し、これらの事象が発生した場合においても東二重大事故等対応が成立することを確認する。防潮堤内施設の概略配置図を第1図に示す。

* 貯蔵設備は、使用済燃料乾式貯蔵建屋（以下「貯蔵建屋」という。）、貯蔵建屋に付随する設備（天井クレーン等）、使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「貯蔵容器」という。）、貯蔵容器支持構造物及び監視装置で構成される。

2. 貯蔵設備の同時被災による影響

2.1 想定事象と貯蔵設備に影響を与える可能性及び影響評価

東二で重大事故等が発生した場合に、貯蔵設備が同時に被災するような場合の影響として、貯蔵容器の安全機能（除熱機能、密封機能、遮蔽機能及び臨界防止機能）の喪失が考えられる。そこで、東二との同時被災により貯蔵容器に影響を与えると考えられる自然現象等と、それらによる貯蔵容器への影響を検討し評価した。

貯蔵設備で同時に発生する事象としては、基準地震動 S_s 、基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地遡上津波」という。）、設計基準のその他の自然現象、外部人為事象、内部火災及び内部溢水が想定される。

地震については、基準地震動 S_s に対して、貯蔵建屋の損壊や貯蔵容器の転倒は発生せず、貯蔵容器の安全機能への影響はないことを確認している。敷地遡上津波については、貯蔵建屋への津波波力の作用、貯蔵建屋への漂流物の衝突の可能性はあるが、貯蔵建屋が損壊することはなく貯蔵容器への影響もないため、貯蔵容器の安全機能に影響はない。また、貯蔵建屋内への津波による浸水により、貯蔵建屋内の部材が漂流物となる可能性はあるが貯蔵容器の安全機能への影響はない。設計基準のその他の自然現象、外部人為事象、内部火災及び内部溢水が発生しても貯蔵容器の安全機能に影響はないことを確認している。

以上から、原子炉等において重大事故等が発生することを想定する自然現象等により、貯蔵設備が同時に被災する場合においても、貯蔵容器の安全機能に影響を与えないことを確認した。

2.2 貯蔵設備が東二重大事故等対応に影響を与える影響と影響評価

2.1より、原子炉等において重大事故等が発生することを想定する自然現象等により、貯蔵設備が同時に被災する場合においても、貯蔵容器の安全機能に影響がないことを確認した。また、万が一このような状況が発生した場合においても、貯蔵設備が東二重大事故等対応に影響を与えないことを次のとおり確認した。

原子炉等の重大事故等対応に影響を与える可能性のある貯蔵設備の想定事象としては、敷地遡上津波による貯蔵建屋の大物搬入口扉、遮蔽扉及びガラリ等の流出が考えられるが、これらが損壊しても、貯蔵容器が転倒し

た状態では、抗力よりも摩擦力が十分大きく、貯蔵建屋外に流出することはない。

ゆえに東二重大事故等対応及びアクセスルートに影響することはない。

3. 東海発電所，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）からの影響

3.1 想定事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性

東二で重大事故等が発生した場合に、東二の重大事故等対応に影響を与える可能性のある東海発電所，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）で同時に発生する事象としては、基準地震動 S_s ，敷地に遡上する津波による建屋倒壊，機器損傷及び火災等が考えられる。

東海発電所，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）において発生が想定される事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性を検討した結果を第1表に示す。

3.2 作業環境による影響評価

東海発電所の原子炉建屋，タービン建屋及びその他各建屋が設置されている敷地は東二敷地に隣接しており，また，東二重大事故等対応を行うためのアクセスルートの一部は，東海発電所の敷地周辺に設定されている。また，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）は東二敷地に隣接している。これらの位置関係を第1図に示す。

第1表のとおり，東海発電所，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）の建屋倒壊による，東二の原子炉建屋構造への影響及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートへの影響について以下に確認した。

a. 基準地震動及び敷地に遡上する津波による影響に関する評価

東海発電所の原子炉建屋，タービン建屋及び各建屋は，東二原子炉建屋及びその他重大事故等に係る設備から約100m以上離れている。このため，万が一建屋が損壊しても東二原子炉建屋の構造に影響しない。

東海発電所の原子炉建屋，タービン建屋，サービス建屋及び固化処理建屋並びに屋外機器は，東二重大事故等対処設備へのアクセスルート（最も近い場所）に近い場所に位置している。万が一建屋及び機器が損壊した場合には発生したガレキや機器等によりアクセスルートへの限定的な影響が考えられるため，保有している重機（ホイールローダ）を用いてガレキを撤去するなどの対応により，アクセスルートを確保する。

なお，東海発電所の原子炉建屋頂部に設置している排気筒については，万が一損壊しても，東二の原子炉建屋への構造に影響しないように，短尺化する。

また，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）は，東二原子炉建屋から300m以上離れており，また，アクセスルート（最も近い場所）から200m以上離れている。このため，万が一これらの施設が損壊しても，東二原子炉建屋の構造及びアクセスルートには影響しない。

b. 放射線環境に関する評価

a. において東二建屋への離隔が比較的近い東海発電所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）について，東海発電所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）の各建屋が万が一倒壊した場合における東二重大事故等対応への影響を，放射線環境の観点から検討した。

東海発電所の各建屋の線量率分布については，燃料取扱建屋，使用済燃料冷却池建屋，放射性廃液処理建屋，固化処理建屋及びチェックポイント建屋の一部に高線量率の範囲があるが，最高でも約0.15mSv/hであ

ることから、万が一建屋が損壊しても、東二重大事故等対応及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートに対して線量影響はない。

固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）の貯蔵物は低レベル放射性廃棄物であることから、万が一建屋が損壊しても、東二重大事故等対応及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートに対して線量影響はない。

c. まとめ

a. 及び b. の検討結果より、基準地震動 S_s による東海発電所の建屋損壊、敷地に遡上する津波による東海発電所の屋外機器、L3 事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）に保管するドラム缶等が流出しても、離隔距離の観点から、東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼすことはなく、また、東二の重大事故等対応に支障を来すことはない。

また、東二重大事故等対処対応に係るアクセスルートに対する影響も限定的であり、保有している重機を用いてがれき等を撤去することにより、東二重大事故等対応に支障を来すことはない。

また、東海発電所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）の各建屋が、万が一倒壊しても、東二重大事故等対応及びアクセスルートに対して線量影響はない。

3.3 資源に対する影響評価

東海発電所、L3 事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）で火災が発生した場合における、必要な消火活動要員、消火活動用資機材及び消火活動用水源による東二重大事故等対応への影響について、以下に検討した。

a. 消火活動要員に関する評価

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外），平日勤務時間帯における，火災発生時の消火活動に係る要員の動きを，第2表に示す。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては，東二当直要員は東二管理区域（建屋内外）及び周辺防護区域を所掌とし，また，当直守衛員は東海発電所管理区域及び屋外全般を所掌として，火災発生時には初動対応を行う。初動対応において出動要請を受けた自衛消防隊は，初期消火に引き続いて消火対応を行い，公設消防の到着後は公設消防の指揮下で消火対応を行う。

平日勤務時間帯においては，東二当直要員は東二管理区域（建屋内外）及び周辺防護区域を所掌とし，廃止措置室消防隊が東海発電所管理区域を所掌とし，当直守衛員が屋外全般を所掌として，火災発生時には初動対応を行う。初動対応において出動要請を受けた自衛消防隊は，初期消火に引き続いて消火対応を行い，公設消防の到着後は公設消防の指揮下で消火対応を行う。

自衛消防隊は，隊長と副隊長（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）は，訓練により力量を確保している宿直当番者）及び当直守衛員7人により構成される。当直守衛員7人により，化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を同時に使用した消火活動が可能である。

発電所敷地内において複数の火災が発生した場合（東海発電所，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）を含む）は，火災発生場所や状況に応じて，東二重大事故等対応への影響及びアクセスルートへの影響を考慮して，並行して消火対応を行うか，あるいは優先順位を定めて消火対応を行うかを災害対策本部長が判断して消火対応を行う。

以上より，災害対策本部体制に所属する東二当直要員，当直守衛員及

び自衛消防隊は複数の火災の消火対応を行えるため、東二重大事故等対応には影響しない。

b. 消火活動用資機材に関する評価

東二，東海発電所，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）の消火活動用資機材は以下のとおり配備，設置する。

- ・化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車：東二及び東海発電所の共用として配備
- ・屋外消火栓：東二及び東海発電所の共用として設置，固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）に設置
- ・屋内消火栓：東二に設置
- ・消火器：東二，東海発電所，固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）及びL3事業所に各々設置

上記より，消火活動用資機材は，東二，東海発電所，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）に各々配備，設置していることから，東二重大事故等対応には影響しない。

また，消火活動用水源である防火水槽及び屋外消火栓（水源は原水タンク）は，東二重大事故等対処設備ではないため，東二重大事故等対応には影響しない。

c. まとめ

以上より，東海発電所，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）で火災が発生した場合でも，消火活動に必要な資源は東二重大事故等対応には影響しない。

4. 東海発電所の廃止措置作業で使用する資機材及び発生する廃材等による影響評価

4.1 想定事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性

東二と同じ敷地内において、東海発電所では廃止措置作業を行っている。東海発電所の廃止措置作業が東二重大事故等対応に影響を与える可能性を検討した結果を第3表に示す。

4.2 作業環境による影響評価

東海発電所の廃止措置作業に用いる機材は、基準地震動 S_g 及び敷地に遡上する津波により容易に転倒しないように設置し、また、資材・廃材が荷崩れしないように固縛する。万が一、地震により機材転倒又は資材・廃材が荷崩れした場合でも、屋外の重大事故等対処設備を損壊させない位置及びアクセスルートに必要な通行幅5mを確保できる位置に配置する。特に、クレーンについては、作業により一時的にアームを伸ばした状態で転倒した場合にアクセスルートとして必要な通行幅5mを確保できない場合は、複数のアクセスルートのうち通行可能なルートを使用する。

また、東海発電所の廃止措置作業に用いる機材は、竜巻により容易に転倒しないように設置し、また、資材・廃材が荷崩れしないように固縛する。あるいは建屋内に収納又は敷地外から搬出する。万が一、竜巻により機材転倒又は資材・廃材荷崩れした場合は、発生したがれき等によりアクセスルートへの限定的な影響が考えられるため、保有している重機（ホイールローダ）を用いてがれきを撤去することで、アクセスルートを確保する。

さらに、竜巻の襲来が予想される場合には、速やかに作業を中断するとともに、クレーンについてはアームを降ろす、資材・廃材については想定（設計）竜巻飛来物以外の物が飛来物とならないように固縛、ネット付設等、車両については退避、固縛等の必要な措置を講じる。

4.3 運用対策の実施

東二重大事故等対応に影響を与えないためには、上記3.2に記載した東海発電所の廃止措置作業で使用する資機材又は発生する廃材に対する運用管理が必要である。これらの運用管理については、確実に実施するために手順として原子炉施設保安規定に規定し、QMS規程に基づき実施する。

5. 評価結果

上記1～4の評価及び対策により、東海発電所、L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）が東二と同時に被災しても、東二重大事故等の対応については影響しないことを確認した。

6. その他

東二の防潮堤内の敷地内には、日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）の使用済燃料貯蔵施設（北地区）及び第2保管廃棄施設がある。

使用済燃料貯蔵施設（北地区）については、機構から原子力規制委員会への報告^{*1}において、内部事象及び外部事象による機能喪失により公衆の被ばく線量が評価されている。

報告によると、線量影響を考慮すべき事象は2つの外部事象（設計津波、設計竜巻）である。設計津波の襲来によって貯蔵中の核燃料物質が流出した場合^{*2}でも、公衆に有意な被ばくを与えることはない（0.1mSv未満）と評価されている。また、設計竜巻^{*3}により設計飛来物が建家に衝突して貯蔵中の核燃料物質が放出したとした場合^{*4}でも、公衆に有意な被ばくを与えることはない（0.1mSv未満）と評価されている。

第2保管廃棄施設（廃棄物保管棟Ⅰ，廃棄物保管棟Ⅱ，保管廃棄施設NL）については、保管する廃棄物は低レベル放射性固体廃棄物である。

これより、使用済燃料貯蔵施設（北地区）及び第2保管廃棄施設は、万が一、施設から保管物質が放出されたとしても、東二重大事故等対応に影響するような線量影響を与えるものではない。

また、使用済燃料貯蔵施設（北地区）及び第2保管廃棄施設は、東二原子炉建屋から200m以上、最寄りのアクセスルートから100m以上離れているため、基準地震動 S_s 、敷地に遡上する津波、もしくは設計竜巻によって、万が一、建家が一部損壊あるいは全損壊しても、東二重大事故等対処設備及びアクセスルートに影響する可能性は低い。

加えて、設計竜巻によって上記施設から飛来物が発生した場合においても、建屋による外殻防護、飛来物防護対策設備、もしくは分散配置を行うことにより、東二重大事故等対処設備に影響する可能性は低い。また、散乱したガレキ等についても、重機を用いて撤去することで、アクセスルートを確保する。

以上より、使用済燃料貯蔵施設（北地区）及び第2保管廃棄施設は東二重大事故等対応に影響しない。

- ※1：「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構における核燃料物質の使用等に関する規則（昭和32年総理府令第84号）第1条第2項第8号に規定する「安全上重要な施設」に該当する構築物、系統及び機器の選定に係る再評価について」
- ※2：設計津波の襲来により建家が浮き上がることはないが、漂流物が建家に衝突して建家が損傷し、全ての貯蔵中の核燃料物質が建家から周辺監視区域外（境界）まで流出したと仮定。但し、この評価における機構の設計津波は東二の設計津波とは異なる。
- ※3：設計竜巻による設計荷重（風圧力、気圧差及び飛来物による衝撃荷重の複合）に対して、建家の水平保有体力は上回っており、建家は健全と評価されている。なお、この評価における機構の設計竜巻は東二の設計竜巻と同様である。
- ※4：設計竜巻により設計飛来物が建家に衝突して建家の閉じ込め機能が喪失し、全ての貯蔵中の核燃料物質が建家から周辺監視区域外（境界）まで放出されたと仮定

第1表 東海発電所，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）
 における想定事象と可能性のある影響

影響評価項目		想定事象	可能性のある影響	
作業環境	物的影響	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動S_s等による東海発電所の建屋損壊^{※1※2} ・敷地に遡上する津波による東海発電所の屋外機器，固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）に保管するドラム缶等の流出^{※3} 	<ul style="list-style-type: none"> ・東海発電所建屋の損壊により東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼす ・屋外の東二重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。 	
	間接的影響 ^{※4}	火災	<ul style="list-style-type: none"> ・地震等による東海発電所の屋外可燃物施設の損壊により発生する火災^{※1※2} 	<ul style="list-style-type: none"> ・損壊した建屋（がれき）により，線量場が増加し，東二重大事故等対処作業に影響を及ぼす
		溢水，漏えい	<ul style="list-style-type: none"> ・地震等による東海発電所の屋外タンク（水系，薬品系，油系）の損傷により発生する溢水，漏えい 	
資源		<ul style="list-style-type: none"> ・東海発電所，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）で発生する火災^{※5} 	<ul style="list-style-type: none"> ・東二重大事故等対応に必要な資源（要員，資機材，水源，電源）が確保不可となる。 	

※1：L3事業所は，東二原子炉建屋，屋外の重大事故等対処設備及びアクセスルートから離れている（東二原子炉建屋から300m以上，最寄りのアクセスルートから200m以上）ため，地震等によるL3事業所の損壊，火災及び埋設作業に使用する資機材の転倒等による影響は受けなため，想定事象に含めない。

※2：固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）は，東二原子炉建屋，屋外の重大事故等対処設備及びアクセスルートから離れている（東二原子炉建屋から300m以上，最寄りのアクセスルートから200m以上）ため，貯蔵庫（高さ約9m）の損壊及び火災による影響は受けなため，想定事象に含めない。

※3：固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）は鉄骨造であるため，津波により貯蔵庫に保管しているドラム缶等が流出すると想定する。
 L3事業所での放射性廃棄物保管は地中埋設であり津波の影響は受けなことから，想定事象に含めない。

※4：L3事業所の保管物は低レベル放射性廃棄物であり，また，固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）は未照射の濃縮ウラン及び低レベル放射性廃棄物を保管していることから，東二重大事故等対応に影響するような線量は受けなため，想定事象に含めない。

※5：東海発電所は核燃料が全て搬出済みであるため，全交流動力電源喪失，使用済燃料冷却池スロッシング，使用済燃料冷却池崩壊熱除去機能喪失，使用済燃料冷却池漏えい，核燃料露出（高線量場発生）は想定事象に含めない。

第2表 火災発生時の消火活動要員の動き

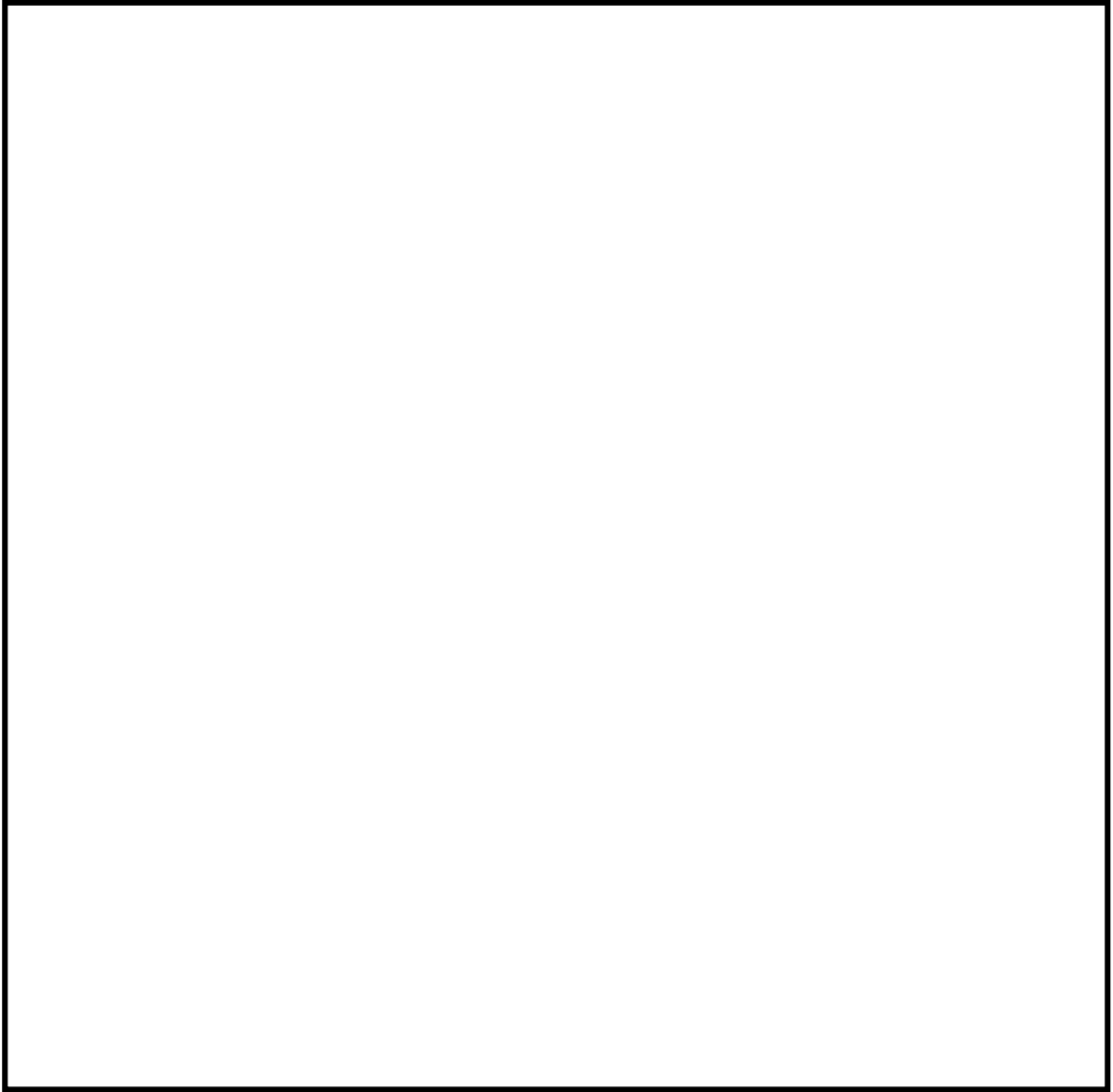
夜間及び休日 (平日勤務時間帯を除く)				所掌	活動場所	時系列					本部体制 の所属			
						初動対応				自衛 消防 隊到着後	公設消 防の現 場誘導	初動 体制	全体 体制	
						現場 確認	119 通報	自衛消 防隊出 動要請	初期 消火					
災害対策本部体制(39名)の要員	初期消火活動要員	当直発電長	1	東二 内部	MCR		●	●		運 転 対 応 移 行 ※4		当 直 要 員	当 直 要 員	
		当直運転員	1		MCR～ 火災現場	●			●					
	自衛消防隊	自衛消防隊 宿直当番者 (技術系管理職)	1	※3 東一 内部 ・ 東二 内部 ・ 屋外	火災現場					消 火 対 応 ※5	●		庶 務 班 (防 災)	庶 務 班 (防 災)
		自衛消防隊 宿直当番者 (管理職)	8		現場指揮 本部									
		当直守衛員※1 (7名)			火災現場									
	当直守衛員 (通報連絡責任者)	2	※3 東一 内部 ・ 屋外	監視所		●	●		対 応 継 続 ※6					
当直守衛員 (連絡担当)				監視所～ 火災現場	●			●						
—	廃止措置 室消防隊	(不在)												

平日勤務時間帯				所掌	活動場所	時系列					本部体制 の所属			
						初動対応				自衛 消防 隊到着後	公設消 防の現 場誘導	初動 体制	全体 体制	
						現場 確認	119 通報	自衛消 防隊出 動要請	初期 消火					
災害対策本部体制(110名)の要員	初期消火活動要員	当直発電長	1	東二 内部	MCR		●	●		運 転 対 応 移 行 ※4		当 直 要 員		
		当直運転員	1		MCR～ 火災現場	●			●					
	自衛消防隊	自衛消防隊長	1	※3 東一 内部 ・ 東二 内部 ・ 屋外	火災現場					消 火 対 応 ※5	●		庶 務 班 (防 災)	
		自衛消防副隊長			現場指揮 本部									
		当直守衛員※1 (7名)	8		火災現場									
	当直守衛員 (通報連絡責任者)	2	屋外	監視所		●	●		対 応 継 続 ※6					
当直守衛員 (連絡担当)				監視所～ 火災現場	●			●						
上 要 員 外	廃止措置 室消防隊 (廃止措置 管理 Gr)	Gr マネージャー	1	※3 東一 内部	本部		●	●		対 応 継 続 ※7				
	Gr 員	1	火災現場		●			●						
	Gr 員	4※2						●						

- ※1 自衛消防隊のうち当直守衛員(7名)は消防車操作の力量を有する
- ※2 廃止措置室消防隊のうちGr員の要員数は変動する場合あり
- ※3 東一：東海発電所のこと
- ※4 当直発電長及び当直運転員は中央制御室にてプラント運転対応に移行
- ※5 自衛消防隊長：火災現場で消火活動の指揮，自衛消防副隊長以下8名：火災現場等で消火対応
- ※6 通報連絡責任者：監視所で連絡の指揮，連絡担当：他火災の連絡業務に備える
- ※7 廃止措置室消防隊は東Iの火災現場で消火対応実施

第3表 東海発電所廃止措置作業で使用する資機材又は発生する
 廃材等に対する想定事象と可能性のある影響

影響評価項目		想定事象	可能性のある影響
作業環境	物的影響 損壊 流出物	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動 S_s 等による東海発電所廃止措置作業に用いる機材（クレーン等）の転倒又は資材・廃材（鉄骨等）の荷崩れ ・ 敷地に遡上する津波による東海発電所廃止措置作業に用いる機材（クレーン・廃材（鉄骨等）の流出 ・ 竜巻による東海発電所廃止措置作業で使用する資機材及び発生する廃材等の転倒，荷崩れ，飛来 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 屋外の東二重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。



第1図 東二原子炉建屋と重大事故等対応に必要な屋外の重大事故等対処設備、アクセスルート、貯蔵設備、東海発電所、L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）との位置関係

資材設置後の作業成立性について

重大事故等対処設備である可搬型代替注水大型ポンプ等を用いて、原子炉への注水や使用済燃料プールへの注水等を行う。

可搬型代替注水大型ポンプは、水源である代替淡水貯槽やS A用海水ピットの近傍に設置し、そこから原子炉建屋までアクセスルート上にホースを敷設する。

そのため、敷設したホースが可搬型設備のアクセス性に支障が出ないように、ホースブリッジ等の資機材を確保・設置する。

今後、配備予定のホースブリッジ及び車両通行概要図を第1図に示す。



第1図 ホースブリッジ及び車両通行概要図

アクセスルート通行時における照明及び通信連絡手段について

アクセスルート通行時における通信手段及び照明については、第1図～第3図に示すような設備を確保する。



第1図 可搬型照明

また、通常照明が使用できない場合に使用を期待できる照明器具として、蓄電池内蔵型照明を建屋内に設置（別紙（30））している。



第2図 蓄電池内蔵型の照明



運転指令設備
(ページング)



電力保安通信用電話設備
(携帯型)



携行型有線通話設備
(電話機型)



衛星電話設備
(携帯型)



無線連絡設備
(携帯型)

第3図 通信連絡設備

屋外での通信機器通話状況の確認について

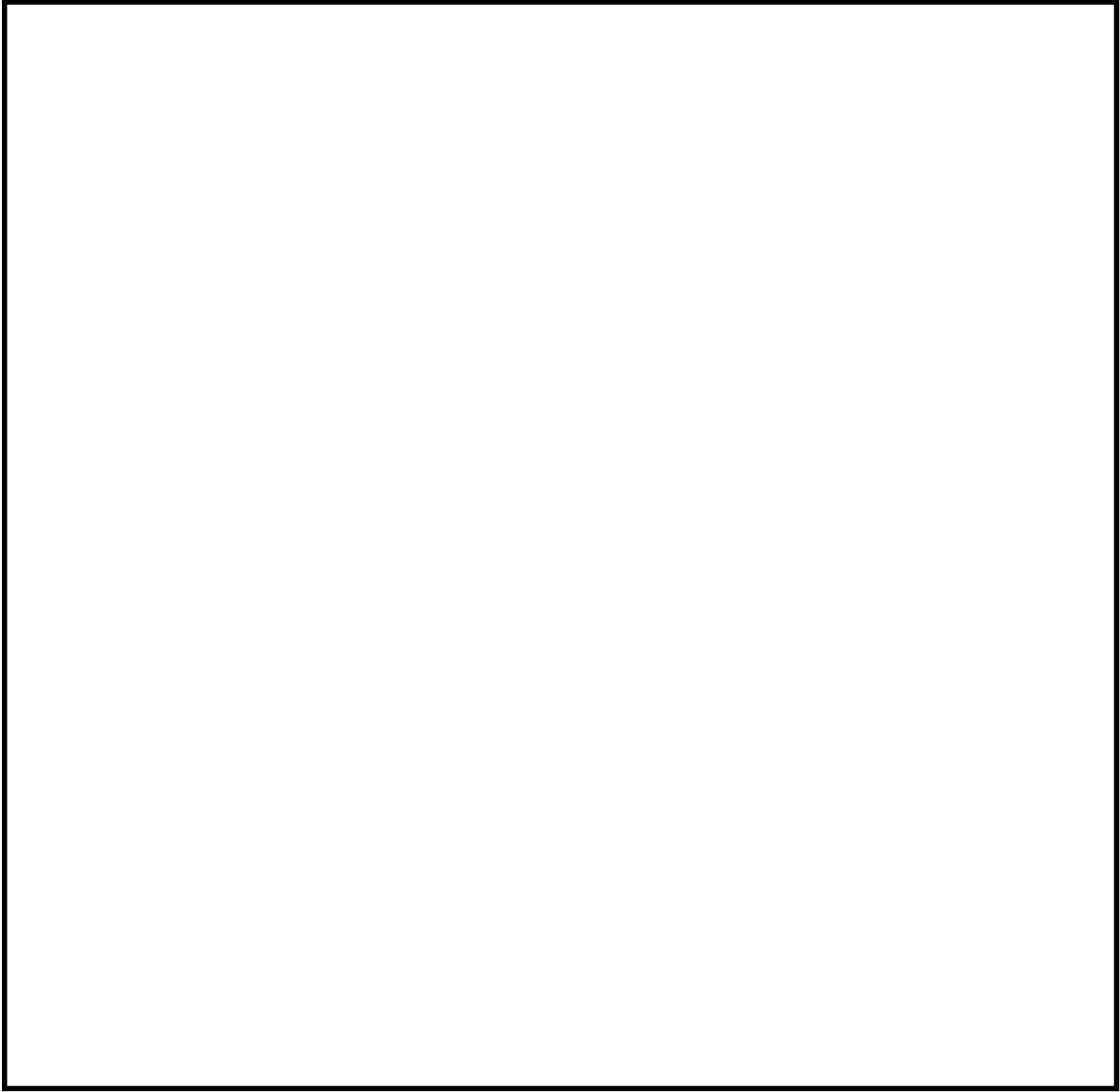
東海第二発電所構内における屋外での作業や移動中、及び発電所構外における要員招集の途中において、通信機器が確実に機能することを以下の方法により確認した。なお、高所に新設するアクセスルートは、通信機器が確実に機能するような対応をとる。

方法：無線連絡設備（可搬型）での通話確認

アクセスルートにおいて、緊急時対策所との通話が可能であることを確認する。

結果:アクセスルートからの通信状況は良好であること(不感地帯がないこと)を確認した。

第1図に無線連絡設備（可搬型）における通信状況の確認範囲を示す。



第 1 図 無線連絡設備（可搬型）における通信状況の確認範囲

屋内アクセスルートの設定について

屋内アクセスルートは、重大事故等時において必要となる現場活動場所まで外部事象を想定しても移動が可能であり、また、移動時間を考慮しても要求される時間までに必要な措置を完了させることが重要である。外部事象のうち一番厳しい事象は地震であり、地震起因による火災、溢水、全交流動力電源の喪失を考慮してもアクセスに与える影響がないことを確認し設定する。

1. 屋内アクセスルート設定における考慮事項

屋内での各階層におけるアクセスルートを選定する場合、地震随伴火災のおそれがある油内包機器又は水素内包機器、地震随伴内部溢水を考慮しても移動可能なルートをあらかじめ設定する。

※1：火災源となる機器については、別紙(31)「地震随伴火災源の影響評価について」参照

※2：内部溢水については、別紙(32)「地震随伴内部溢水の影響評価について」参照

2. 屋内アクセスルートの成立性

技術的能力 1.1～1.19 で整備した重大事故等発生時において期待する手順について、外部事象による影響を考慮しても屋内に設定したアクセスルートを通行できることを確認した。その結果を「技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧」に整理する。

また、移動経路については、本別紙第1図「東海第二発電所 重大事故発生時 屋

内アクセスルート」に示す。第1図に記した「①～⑧」は、本別紙第1表「東海第二発電所 技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧」の屋内アクセスルートに記載のある数字と関連づけがなされている。なお、第2表に、第1図中の操作対象箇所における操作対象機器及び操作項目等を示す。

3. 屋外アクセスルートとの関係

重大事故等発生時は屋内での活動はもとより、可搬型重大事故等対処設備の屋外での設置作業との連携が重要である。そこで、屋内現場操作においては、緊急時対策所から重大事故等対応要員が屋内にアクセスし、運転員と共に現場活動を行う。

(第2図参照)

その他、重大事故等対処設備を使用する場合には、重大事故等対応要員が緊急時対策所近隣の可搬型設備の保管場所に移動し、可搬型代替注水大型ポンプやタンクローリを準備し各水源や接続口周りでの現場活動に当たることとなる。

第1表 東海第二発電所 技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧 (1/11)

条文	対応手段	操作・作業場所			
		中央	屋内アクセスルート	屋外アクセスルート	
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	原子炉緊急停止 (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 (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 (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 (ほう酸水注入)	○			
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	高圧代替注水系による原子炉の冷却 (高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却)	○			
	高圧代替注水系による原子炉の冷却 (高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却)	○	(現場操作①) 【中央制御室→※1→(⑥階段F⑧)→[⑧-5]→(⑧階段F⑦)→[⑦-6]→(⑦階段G⑧)→[⑧-6]→(⑧階段G⑦)→[⑦-7]】 (現場操作②) 【中央制御室→※1→(⑥階段B③)→[③-7]→(③階段B⑥)→(⑥階段E⑦)→[⑦-7]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)	
	重大事故等の進展抑制 (ほう酸水注入系による進展抑制)	○	【中央制御室→※1→(⑥階段D⑤)→(⑤階段A②)→[②-4]→[②-5]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)	
	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	○			
	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	○			
		○			
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	代替減圧 (原子炉減圧の自動化)				
	代替減圧 (手動による原子炉減圧)	○			
	常設直流電源系統喪失時の減圧 (常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復)	○			
	常設直流電源系統喪失時の減圧 (逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復)	○			
	逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧 (高圧窒素ガス供給系(非常用)による窒素確保)	○	【中央制御室→※1→(⑥階段D⑤)→(⑤階段A④)→[④-6]→[④-7]→[④-6]→[④-8]→[④-9]→[④-8]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)	
	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順	中央制御室からの隔離操作	○		
		現場での隔離操作	○	(残留熱除去系注入弁(A)隔離の場合) 【中央制御室→※1→(⑥階段B④)→[④-4]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)
		○	(残留熱除去系注入弁(B)隔離の場合) 【中央制御室→※1→(⑥梯子A④)→[④-2]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)	

※1 中央制御室から付属棟電気室1階まで移動経路: {(④梯子B③)→(③ハッチ開放)→(③梯子C④)→(④ハッチ開放)→(④梯子D⑤)→(⑤階段I⑥)}

第1表 東海第二発電所 技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧 (2/11)

条文	対応手段	操作・作業場所			
		中央	屋内アクセスルート	屋外アクセスルート	
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	原子炉運転中の低圧代替注水 (低圧代替注水系(常設)による原子炉注水)	○		
		原子炉運転中の低圧代替注水 (低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水(淡水/海水)) 【水源が淡水貯水池の場合】	○	(残留熱除去系(C)配管を使用した場合) 【中央制御室→※1→(⑥階段D⑤)→(⑤階段A④)→[④-1]→(④階段A③)→[③-1]→[③-2]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
			○	(低圧炉心スプレイ系配管を使用した場合) 【中央制御室→※1→(⑥階段B④)→[④-3]→[④-5]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
		原子炉運転中の復旧 (残留熱除去系(低圧注水系)復旧後の原子炉注水)	○		
		溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の低圧代替注水 (代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却)	○		
		原子炉運転停止中の復旧 (残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)復旧後の原子炉除熱)	○	(残留熱除去系(A)の場合) 【中央制御室→※1→(⑥階段F⑧)→[⑧-4]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)
			○	(残留熱除去系(B)の場合) 【中央制御室→※1→(⑥階段E⑧)→[⑧-3]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)
		残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水	○		
		低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	○		
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱	○	(残留熱除去系(A)の場合) 【中央制御室→※1→(⑥階段F⑧)→[⑧-4]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)
○	(残留熱除去系(B)の場合) 【中央制御室→※1→(⑥階段E⑧)→[⑧-3]】		緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)		
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱)	○		
		格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置スクラビング水補給) 【水源が多目的タンクの場合】	○		緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
			○		緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
		格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (格納容器内の不活性ガス(窒素)置換)	○		緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
		格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換)	○		緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
		格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置スクラビング水移送)	○	【中央制御室→※1→(⑥階段H⑦)→[⑦-8]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)

※1 中央制御室から付属棟電気室1階まで移動経路：{(④梯子B③)→(③ハッチ開放)→(③梯子C④)→(④ハッチ開放)→(④梯子D⑤)→(⑤階段I⑥)}

第1表 東海第二発電所 技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧 (3/11)

条文	対応手段	操作・作業場所		
		中央	屋内アクセスルート	屋外アクセスルート
1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄) 【水源が多目的タンクの場合】	○	【中央制御室→※1→(⑥階段H⑦)→[⑦-8]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び徐熱	○	【中央制御室→※1→(⑥階段H⑦)→[⑦-8]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作	○	(S/C側ベントの場合) 【中央制御室→※1→[⑥-14]】 (D/W側ベントの場合) 【中央制御室→※1→(⑥階段I⑤)→(⑤梯子D④)→(④梯子C③)→(③階段J②)→[②-6]】 (S/C, D/Wベント共通) 【中央制御室→※1→(⑥階段H⑤)→(⑤階段G④)→[④-10]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)
	緊急用海水系による除熱	○		
	残留熱除去系海水系による除熱	○		
	炉心の著しい損傷防止のための代替格納容器スプレー (代替格納容器スプレー冷却系(常設)による格納容器内の冷却)	○		
1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	炉心の著しい損傷防止のための代替格納容器スプレー (代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)による格納容器内の冷却(淡水/海水)) 【水源が淡水貯水池の場合】	○	(残留熱除去系(A)を使用した場合) 【中央制御室→※1→(⑥階段D⑤)→(⑤階段A④)→(④階段A③)→[③-3]→[③-4]→[③-5]→[③-6]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)(⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	炉心の著しい損傷防止のための代替格納容器スプレー (代替循環冷却系による格納容器徐熱)	○	(残留熱除去系(B)を使用した場合) 【中央制御室→※1→(⑥階段B⑤)→[⑤-2]→[⑤-1]→(⑤階段B⑥)→[⑥-12]→[⑥-11]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)(⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	炉心の著しい損傷防止のための代替格納容器スプレー (代替循環冷却系による格納容器徐熱)	○		
	炉心の著しい損傷防止のための復旧 (常設代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容器スプレー冷却系)の復旧)	○		
	炉心の著しい損傷防止のための復旧 (常設代替交流電源設備による残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)の復旧)	○		
	残留熱除去系(格納容器スプレー冷却系)による格納容器除熱	○		
	残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)によるサブプレッション・プール水除熱	○		
		○		
		○		
		○		

※1 中央制御室から付属棟電気室1階まで移動経路: {(④梯子B③)→(③ハッチ開放)→(③梯子C④)→(④ハッチ開放)→(④梯子D⑤)→(⑤階段I⑥)}

第1表 東海第二発電所 技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧 (4/11)

条文	対応手段	操作・作業場所		
		中央	屋内アクセスルート	屋外アクセスルート※
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	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱)	○	(S/C, D/Wベント共通) 【中央制御室→ ※1 → (⑥階段H⑤) → (⑤階段G④) → (④-10)】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (⑥-17)
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置スクラビング水補給)	○		緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置スクラビング水補給) 【水源が多目的タンクの場合】	○		緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (格納容器内の不活性ガス(窒素)置換)	○		緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置の不活性ガス(窒素)置換)	○		緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置スクラビング水移送)	○	【中央制御室→ ※1 → (⑥階段H⑦) → [⑦-8]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (⑥-17)
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄) 【水源が多目的タンクの場合】	○	【中央制御室→ ※1 → (⑥階段H⑦) → [⑦-8]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (⑥-17) (⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
		○	【中央制御室→ ※1 → (⑥階段H⑦) → [⑦-8]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (⑥-17) (⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	○		
	格納容器圧力逃がし装置の遠隔人力操作機構による現場操作	○	(S/C側ベントの場合) 【中央制御室→ ※1 → [⑥-14]】 (D/W側ベントの場合) 【中央制御室→ ※1 → (⑥階段I⑤) → (⑤梯子D④) → (④梯子C③) → (③階段J②) → [②-6]】 (S/C, D/Wベント共通) 【中央制御室→ ※1 → (⑥階段H⑤) → (⑤階段G④) → [④-10]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (⑥-17)
二次隔離弁操作室空気ポンプユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化		二次隔離弁操作室空気ポンプユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化 【二次隔離弁操作要員の操作であり、当該弁の近傍で行う作業のため、上欄の(S/C, D/Wベント共通)と同様】		

※1 中央制御室から付属棟電気室1階まで移動経路：{(④梯子B③) → (③ハッチ開放) → (③梯子C④) → (④ハッチ開放) → (④梯子D⑤) → (⑤階段I⑥)}

第1表 東海第二発電所 技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧 (5/11)

条文	対応手段	操作・作業場所			
		中央	屋内アクセスルート	屋外アクセスルート※	
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	ベDESTAL (ドライウエル部) への注水 (格納容器下部注水系 (常設) によるベDESTAL (ドライウエル部) への注水)	○		
		ベDESTAL (ドライウエル部) への注水 (格納容器下部注水系 (可搬型) によるベDESTAL (ドライウエル部) への注水 (淡水/海水)) 【水源が淡水貯水池の場合】	○		緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
		原子炉压力容器への注水 (原子炉原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水)	○		
		原子炉压力容器への注水 (高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水)	○		
		原子炉压力容器への注水 (低圧代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水)	○		
		原子炉压力容器への注水 (低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉压力容器への注水) 【水源が淡水貯水池の場合】	○	(残留熱除去系 (C) 配管を使用した場合) 【中央制御室→※1→(⑥階段D⑤)→(⑤階段A④)→[④-1]→(④階段A③)→[③-1]→[③-2]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (⑥-17) (⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
			○	(低圧炉心スプレィ系配管を使用した場合) 【中央制御室→※1→(⑥階段B④)→[④-5]→[④-3]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (⑥-17) (⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
		原子炉压力容器への注水 (代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水)	○		
		原子炉压力容器への注水 (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)	○		
		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	格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止 (原子炉運転中の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の格納容器水素暴発防止 (格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出)	○				
水素濃度及び酸素濃度の監視 (格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) による格納容器内の水素濃度監視)	○				
水素濃度及び酸素濃度の監視 (格納容器内雰囲気モニタによる格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視)	○				
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための手順等	水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止 (静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制)			
		水素濃度制御による原子炉建屋原子炉棟の損傷防止 (原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視)	○		

※1 中央制御室から付属棟電気室1階まで移動経路: {(④梯子B③)→(③ハッチ開放)→(③梯子C④)→(④ハッチ開放)→(④梯子D⑤)→(⑤階段I⑥)}

第1表 東海第二発電所 技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧 (6/11)

条文	対応手段	操作・作業場所		
		中央	屋内アクセスルート	屋外アクセスルート※
I. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	燃料プール代替注水 (常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水)	○		
	燃料プール代替注水 (可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)) 【水源が淡水貯水池の場合】	○		緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	燃料プール代替注水 (可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水)) 【水源が淡水貯水池の場合】	○	(R/Wコントロール室脇入口扉を使用した場合) 【中央制御室→※1→(6-18)扉開放→(6-16)→(6-15)→(6)階段D⑤→(5)階段A②→(2-1)→(2)階段A①→[1-1]→[1-2]→[1-3]→(1)階段A⑤→(5)階段D⑥→(6-18)】	・緊急時対策所→R/Wコントロール室脇入口扉(6-18) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	燃料プールのスプレイ (原子炉建屋大物搬入口扉を使用した場合) 【中央制御室→※1→(6-20)扉開放→(6)階段D⑤→(5)階段A①→(1)階段C②→[2-3]→[2-2]→[2-7]→(2)階段C①→[1-1]→[1-2]→[1-3]→(1)階段A⑤→(5)階段D⑥→(6-20)】	○		・緊急時対策所→原子炉建屋大物搬入口扉(6-20) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	漏えい抑制 (サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制)			
	燃料プールのスプレイ (常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレイ)	○		
	燃料プールのスプレイ (可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水)) 【水源が淡水貯水池の場合】	○		緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	燃料プールのスプレイ (可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(可搬型スプレイノズル)を使用した使用済燃料プールのスプレイ(淡水/海水)) 【水源が淡水貯水池の場合】	○	(R/Wコントロール室脇入口扉を使用した場合) 【中央制御室→※1→(6-18)扉開放→(6-16)→(6-15)→(6)階段D⑤→(5)階段A②→(2-1)→(2)階段A①→[1-1]→[1-2]→[1-3]→(1)階段A⑤→(5)階段D⑥→(6-18)】	・緊急時対策所→R/Wコントロール室脇入口扉(6-18) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	燃料プールのスプレイ (原子炉建屋大物搬入口扉を使用した場合) 【中央制御室→※1→(6-20)扉開放→(6)階段D⑤→(5)階段A①→(1)階段C②→[2-3]→[2-2]→[2-7]→(2)階段C①→[1-1]→[1-2]→[1-3]→(1)階段A⑤→(5)階段D⑥→(6-20)】	○		・緊急時対策所→原子炉建屋大物搬入口扉(6-20) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	使用済燃料プールの監視	○		
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プールの除熱	○			

※1 中央制御室から付属棟電気室1階まで移動経路：{(4)梯子B③}→{(3)ハッチ開放}→{(3)梯子C④}→{(4)ハッチ開放}→{(4)梯子D⑤}→{(5)階段I⑥}}

第1表 東海第二発電所 技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧 (7/11)

条文	対応手段	操作・作業場所		
		中央	屋内アクセスルート	屋外アクセスルート※
1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	汚濁防止膜による海洋への拡散抑制			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤(SA)による航空機燃料火災への泡消火			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	代替淡水貯槽を水源とした格納容器内の冷却(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部への注水(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	代替淡水貯槽を水源とした格納容器頂部への注水(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合)			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	淡水貯水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	淡水貯水池を水源とした格納容器内の冷却			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	淡水貯水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	淡水貯水池を水源とした格納容器下部への注水			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	淡水貯水池を水源とした格納容器頂部への注水			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器内の冷却			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンクを水源とした格納容器下部への注水			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所

※1 中央制御室から付属棟電気室1階まで移動経路：{(④梯子B③)→(③ハッチ開放)→(③梯子C④)→(④ハッチ開放)→(④梯子D⑤)→(⑤階段I⑥)}

第1表 東海第二発電所 技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧 (8/11)

条文	対応手段	操作・作業場所		
		中央	屋内アクセスルート	屋外アクセスルート※
1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水		【(⑥-17) → (⑥階段K⑦) → [⑦-9]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (⑥-17)
	復水貯蔵タンクを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水		【(⑥-17) → (⑥階段K⑦) → [⑦-9]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (⑥-17)
	復水貯蔵タンクを水源とした格納容器内の冷却		【(⑥-17) → (⑥階段K⑦) → [⑦-9]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (⑥-17)
	復水貯蔵タンクを水源とした格納容器下部への注水		【(⑥-17) → (⑥階段K⑦) → [⑦-9]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (⑥-17)
	復水貯蔵タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水		【(⑥-17) → (⑥階段K⑦) → [⑦-9]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (⑥-17)
	淡水タンクを水源としたフィルタ装置スクラビング水補給			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる送水			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	海を水源とした格納容器内の冷却			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	海を水源とした格納容器下部への注水			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	海を水源とした格納容器頂部への注水			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレー			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	海を水源とした最終ヒートシンク(海洋)への代替熱輸送			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	海を水源とした非常用ディーゼル(高圧炉心スプレー系を含む)発電機用海水系への代替海水送水			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給(淡水/海水)			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	淡水貯水池B(A)から淡水貯水池A(B)への補給			緊急時対策所→淡水貯水池
	可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給(淡水/海水)			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
淡水から海水への切り替え			緊急時対策所→淡水貯水池	

※1 中央制御室から付属棟電気室1階まで移動経路：{(④梯子B③) → (③ハッチ開放) → (③梯子C④) → (④ハッチ開放) → (④梯子D⑤) → (⑤階段I⑥)}

第1表 東海第二発電所 技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧 (9/11)

条文	対応手段	操作・作業場所		
		中央	屋内アクセスルート	屋外アクセスルート※
I. 14 電源の確保に関する手順等	代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 (常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電)	○	【中央制御室→※1→(⑥階段I⑧)→[⑧-1]→(⑧階段I⑦)→[⑦-1]→(⑦階段I⑥)→[⑥-7]→[⑥-8]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)
	代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電 (可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電)	○	【中央制御室→※1→(⑥階段I⑧)→[⑧-2]→(⑧階段I⑦)→[⑦-2]→(⑦階段I⑥)→[⑥-7]→[⑥-8]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 (所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電)	○	【中央制御室→※1→[⑥-19]→[⑥-7]→[⑥-8]→[⑥-19]→[⑥-9]→[⑥-7]→[⑥-6]→[⑥-5]→[⑥-4]→[⑥-7]→[⑥-8]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)
	代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電 (可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電)	○	【中央制御室→※1→[⑥-7]→[⑥-8]→[⑥-10]→[⑥-7]→[⑥-8]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧	○	(常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源の復旧) 【中央制御室→※1→(⑥階段I⑧)→[⑧-1]→[⑧-2]→(⑧階段I⑦)→[⑦-1]→[⑦-2]→(⑦階段I⑥)→[⑥-7]→[⑥-8]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)
			(可搬型代替低圧電源車による遮断器用制御電源の復旧) 【中央制御室→※1→(⑥階段I⑧)→[⑧-2]→(⑧階段I⑦)→[⑦-2]→(⑦階段I⑥)→[⑥-7]→[⑥-8]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)
	代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 (常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電)	○	【中央制御室→※1→[⑥-13]→[⑥-10]→[⑥-8]→[⑥-9]→[⑥-7]→[⑥-6]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)
	代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電 (可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電)	○	【中央制御室→※1→[⑥-13]→[⑥-10]→[⑥-8]→[⑥-7]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 (常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電)	○	不要な直流負荷切離し 【中央制御室→※1→[⑥-7]→[⑥-8]→[⑥-9]→[⑥-7]→[⑥-6]→[⑥-10]→[⑥-8]→[⑥-9]→[⑥-7]→[⑥-6]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17)
	代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電 (可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電)	○	【中央制御室→※1→[⑥-10]→[⑥-13]】	・緊急時対策所→C/S電気室入口扉(⑥-17) ・緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	燃料補給設備による給油 (可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給)	/	/	緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
	燃料補給設備による給油 (タンクローリから各機器への給油)	/	/	緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所
燃料補給設備による給油 (燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油)	/	/	緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所	
I. 15 事故時の計装に関する手順等	他チャンネルによる計測, 代替パラメータによる推定(計器の故障時)	○	/	/
	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)	○	/	/
	蓄電池, 代替電源(交流, 直流)からの給電	○	/	/
	可搬型計測器によるパラメータの計測又は監視	○	/	/
	パラメータ記録	○	/	/

※1 中央制御室から付属棟電気室1階まで移動経路: {(④梯子B③)→(③ハッチ開放)→(③梯子C④)→(④ハッチ開放)→(④梯子D⑤)→(⑤階段I⑥)}

第1表 東海第二発電所 技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧 (10/11)

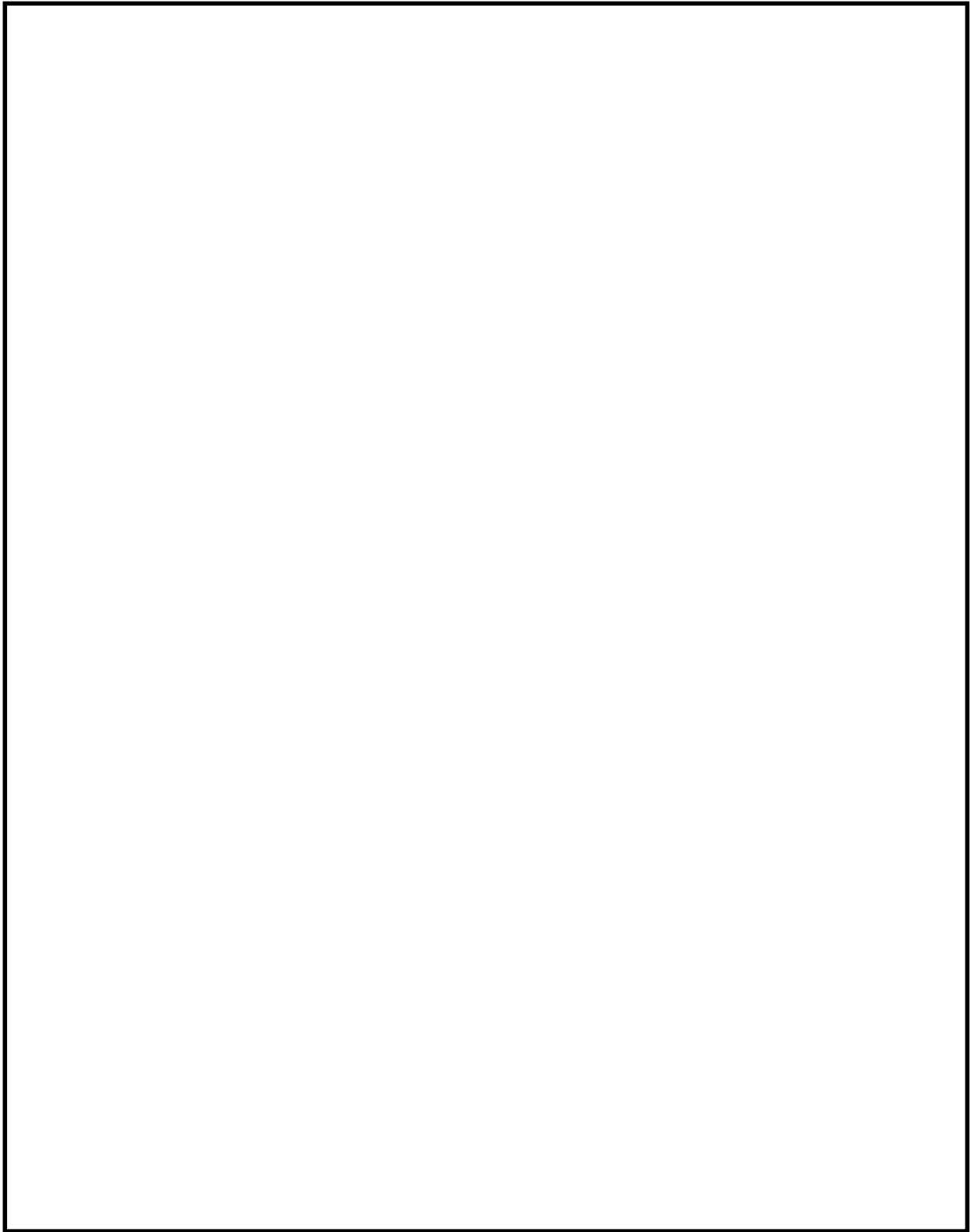
条文	対応手段	操作・作業場所			
		中央	屋内アクセスルート	屋外アクセスルート※	
1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	中央制御室換気系, 非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順 (交流動力電源が正常な場合)	○			
	中央制御室換気系, 非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順 (全交流動力電源が喪失した場合)	○			
	中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順	○			
	中央制御室の照明を確保する手順	○			
	中央制御室待避室の照明を確保する手順	○			
	データ表示装置 (待避室) によるプラントパラメータの監視手順	○			
	中央制御室待避室の準備手順	○			
	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	○			
	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		【(6-17) → (5)階段 I (6) → (4)梯子D(5) → (3)梯子C(4) → [(3-8)]】	緊急時対策所→C/S電気室入口扉 (6-17)	
1.17 監視測定等に関する手順等	モニタリング・ポストによる放射線量の測定				
	可搬型モニタリング・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放射性物質の濃度の測定			緊急時対策所→予備機置場	
	可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定				
	可搬型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			緊急時対策所→西側保管場所又は南側保管場所	
	モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策				
	可搬型モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策				
	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策				
	気象観測設備による気象観測項目の測定				
	可搬型気象観測設備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電源設備から給電する手順				
	1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	緊急時対策所非常用換気空調設備運転手順			
		緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順			
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					
緊急時対策所エリアモニタ等の設置手順					
緊急時対策所加圧設備への切替準備手順					
緊急時対策所加圧設備への切替手順					
緊急時対策所加圧設備の停止手順					
緊急時対策所のデータ伝送設備によるプラントパラメータ等の監視手順					
重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備					
通信連絡に関する手順					

※1 中央制御室から付属棟電気室1階まで移動経路: {(4)梯子B(3) → (3)ハッチ開放 → (3)梯子C(4) → (4)ハッチ開放 → (4)梯子D(5) → (5)階段 I (6)}

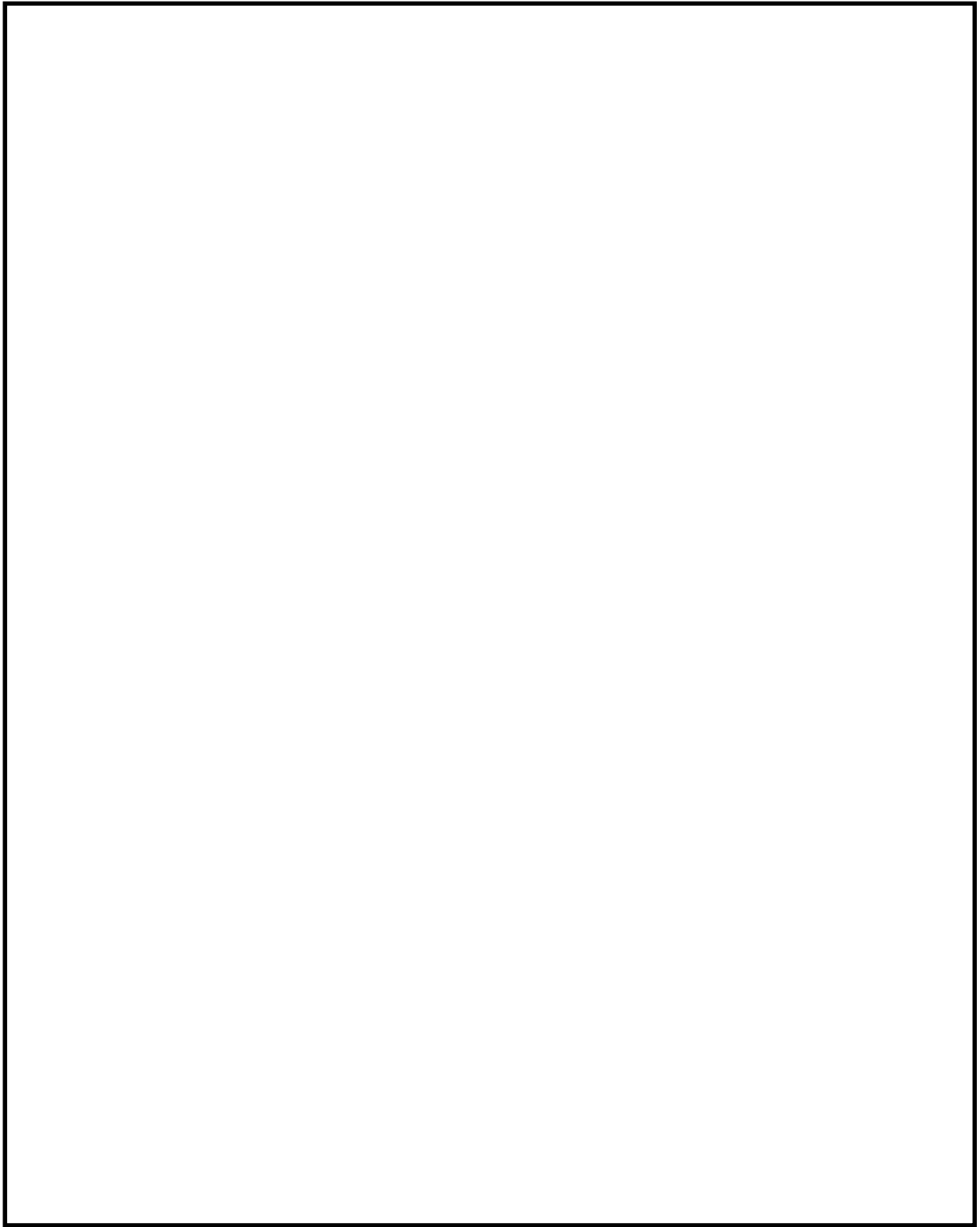
第1表 東海第二発電所 技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧 (11/11)

条文	対応手段	操作・作業場所		
		中央	屋内アクセスルート	屋外アクセスルート※
I.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材の維持管理			
	チェンジングエリアの設置及び運用手順			
	飲料水、食料等の維持管理			
	緊急時対策所用発電機による給電			
	緊急時対策所用発電機(予備)起動手順			
I.19 通信連絡に関する手順等	発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための対応手順	○	(携帯型優先通話装置) 専用接続箱→各操作場所	
	計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する対応手順			
	代替電源設備から給電する対応手順			

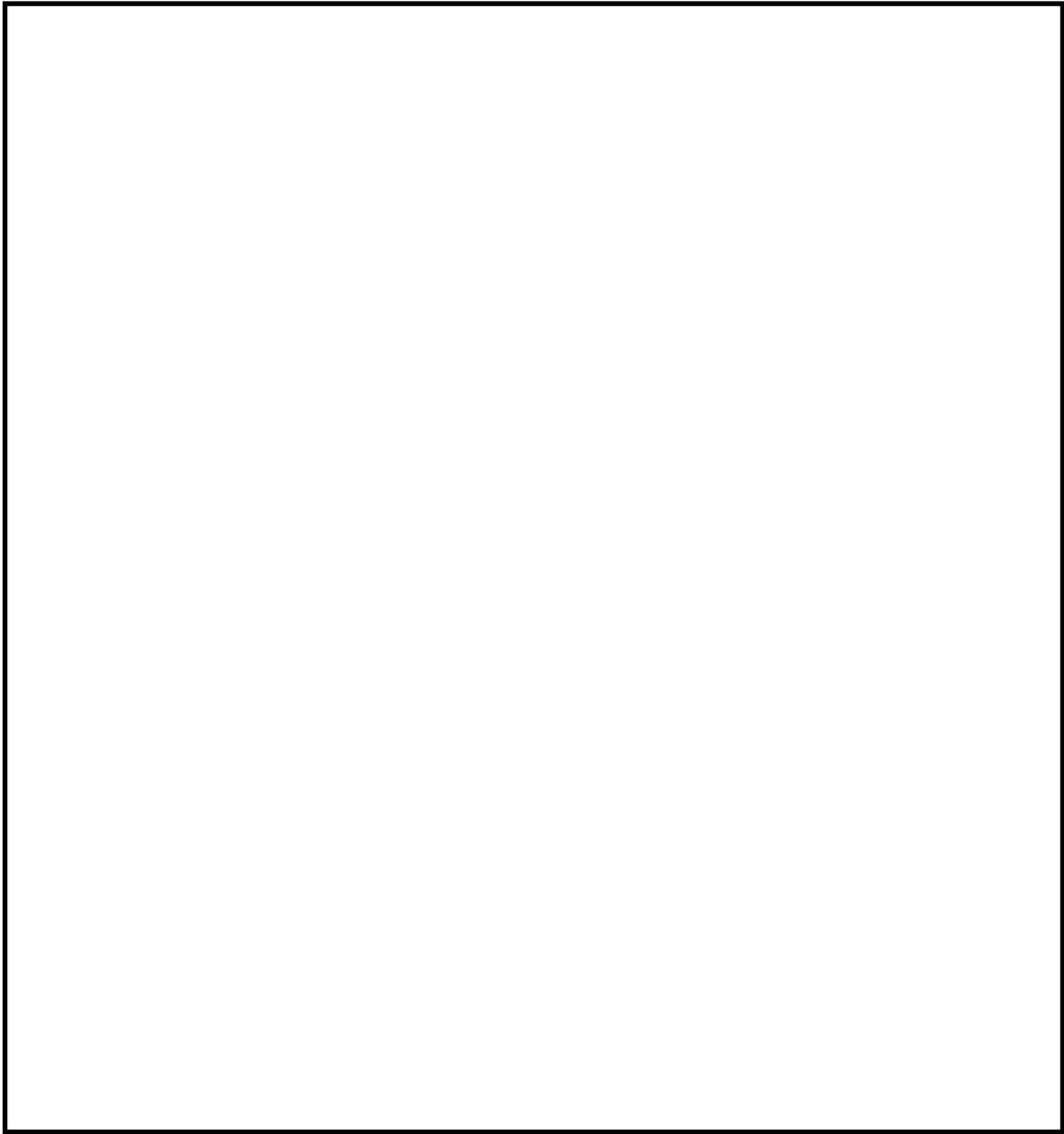
※1 中央制御室から付属棟電気室1階まで移動経路：{(④梯子B③) → (③ハッチ開放) → (③梯子C④) → (④ハッチ開放) → (④梯子D⑤) → (⑤階段I⑥)}



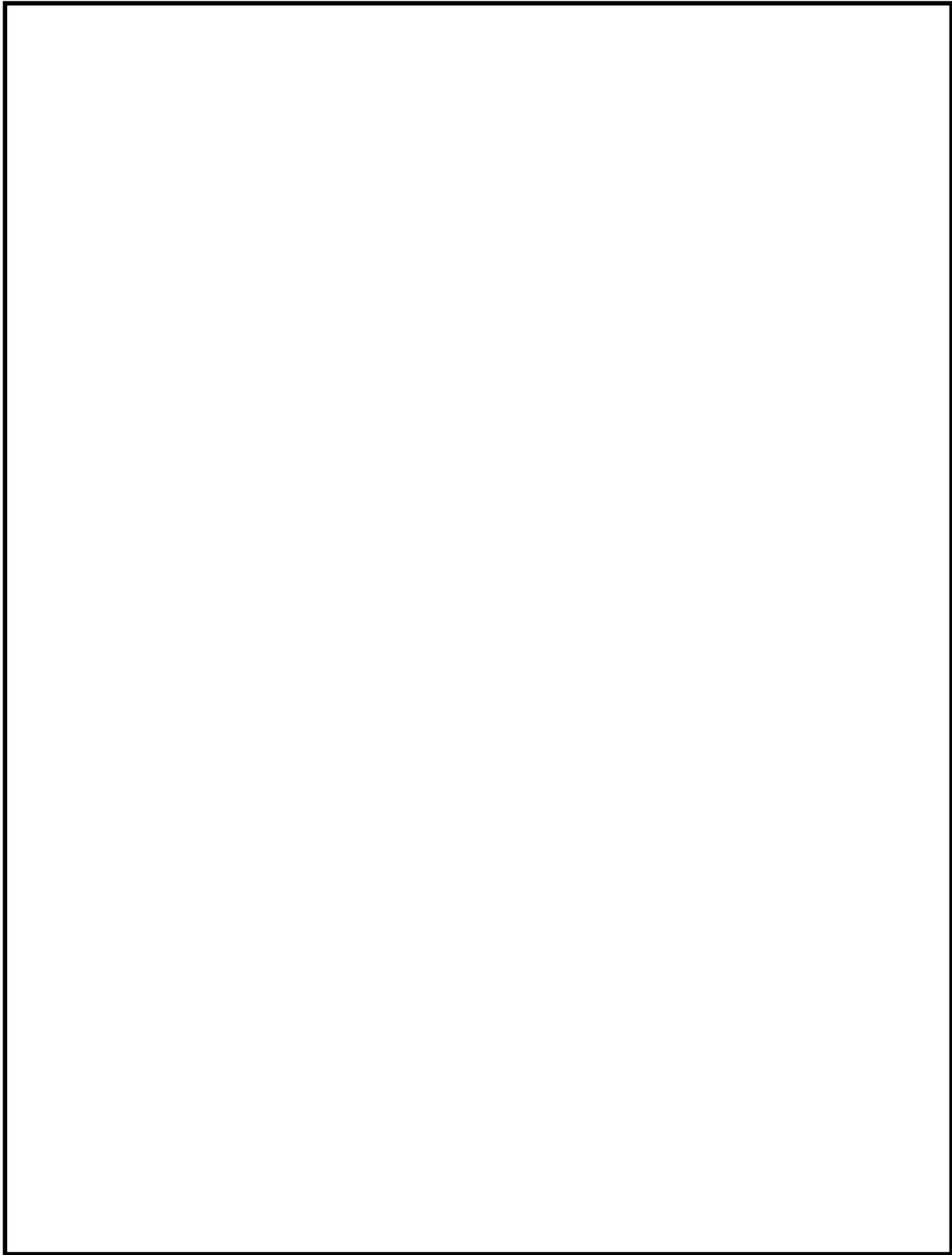
第1図 ①東海第二発電所 重大事故発生時 屋内アクセスルート (1/8)



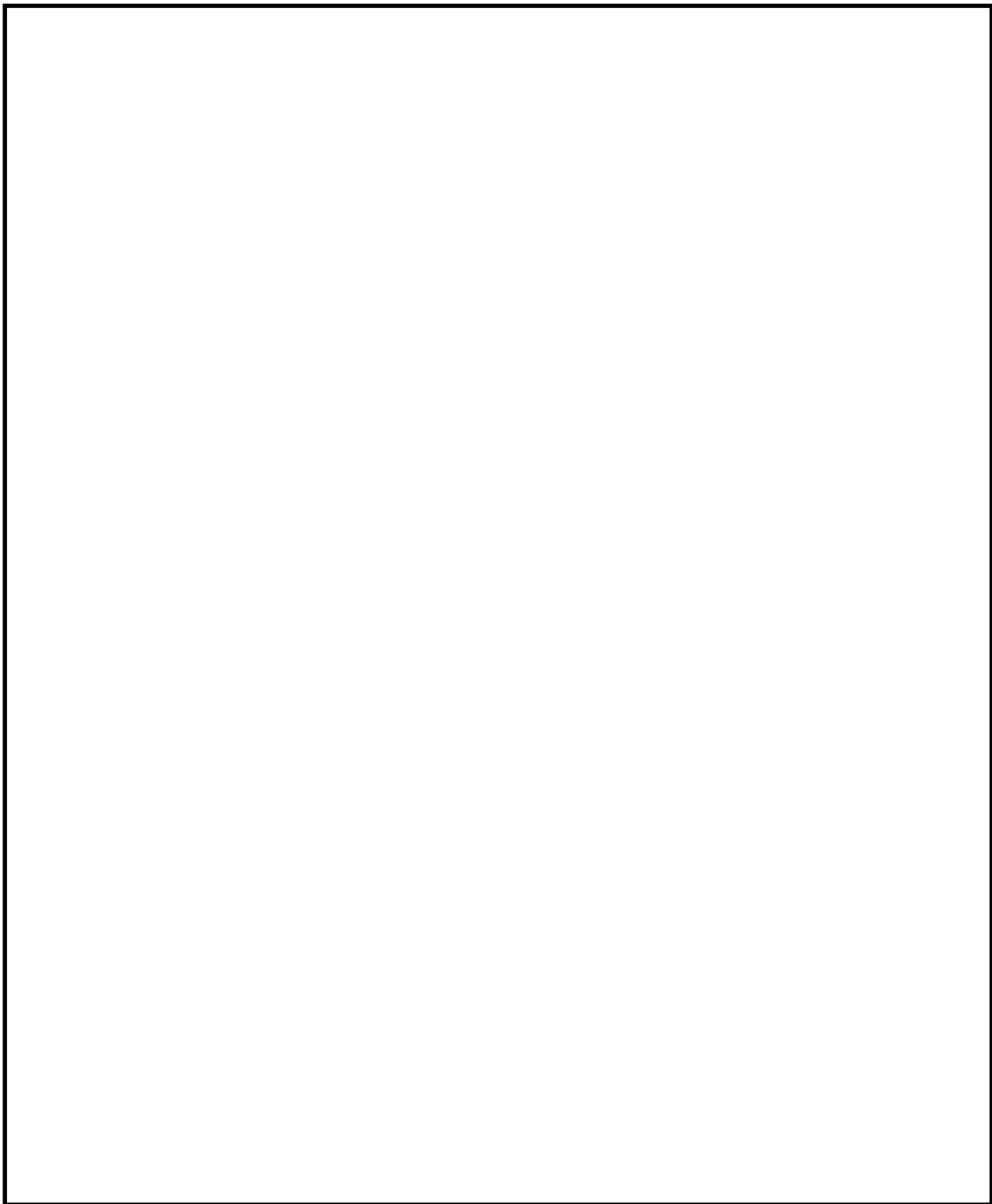
第1図 ②東海第二発電所 重大事故発生時 屋内アクセスルート (2/8)



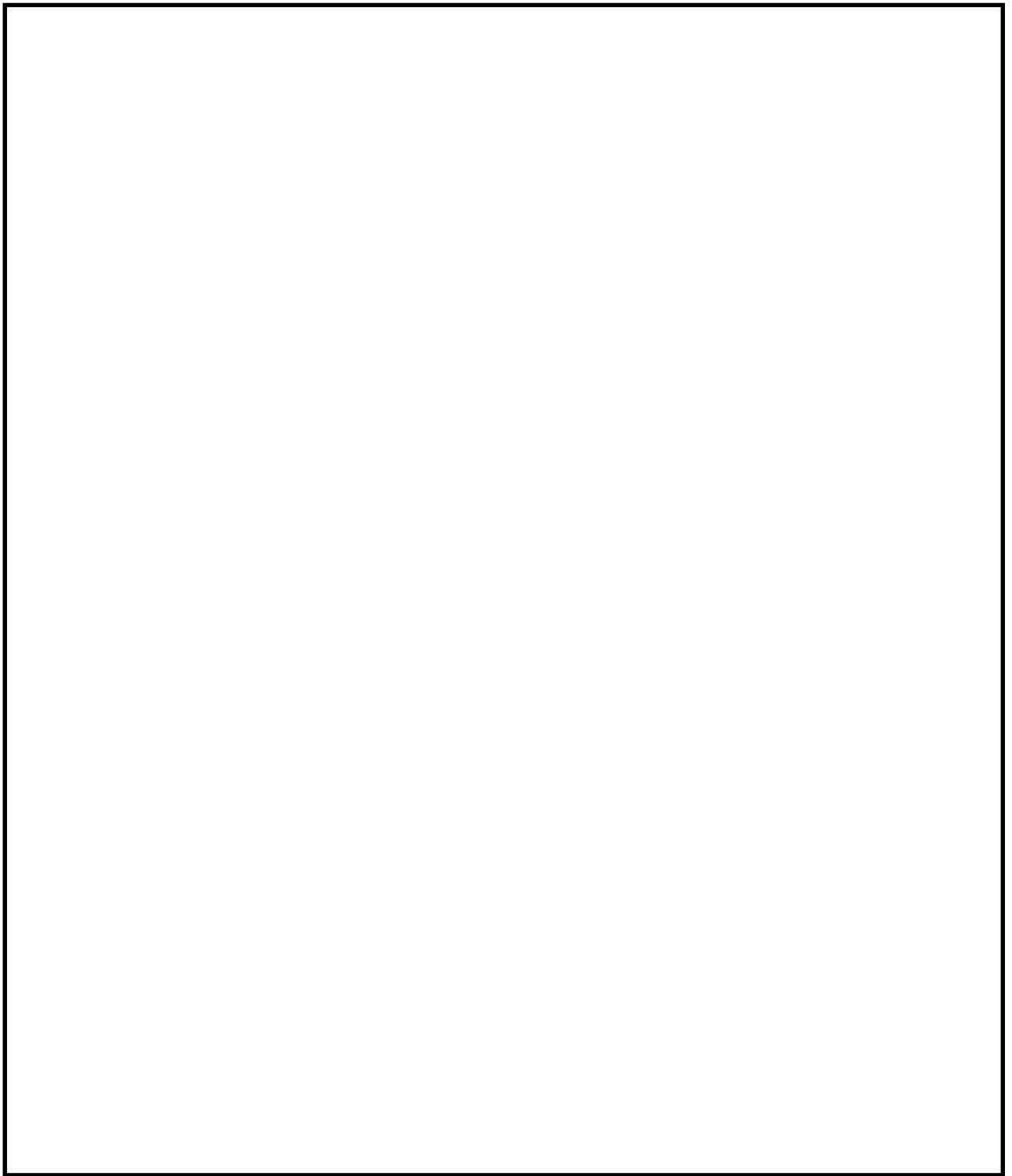
第1図 ③東海第二発電所 重大事故発生時 屋内アクセスルート (3/8)



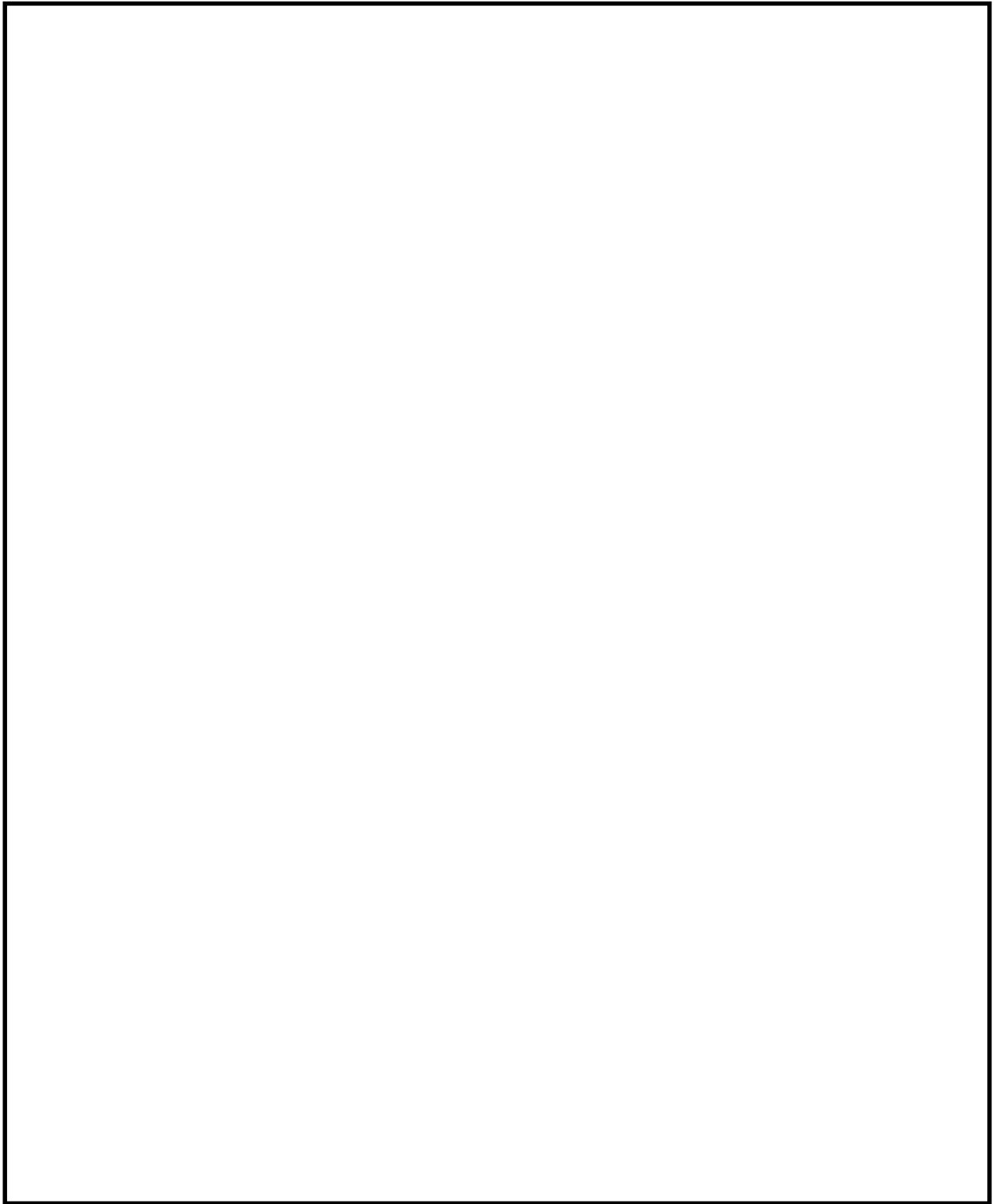
第1図 ④東海第二発電所 重大事故発生時 屋内アクセスルート (4/8)



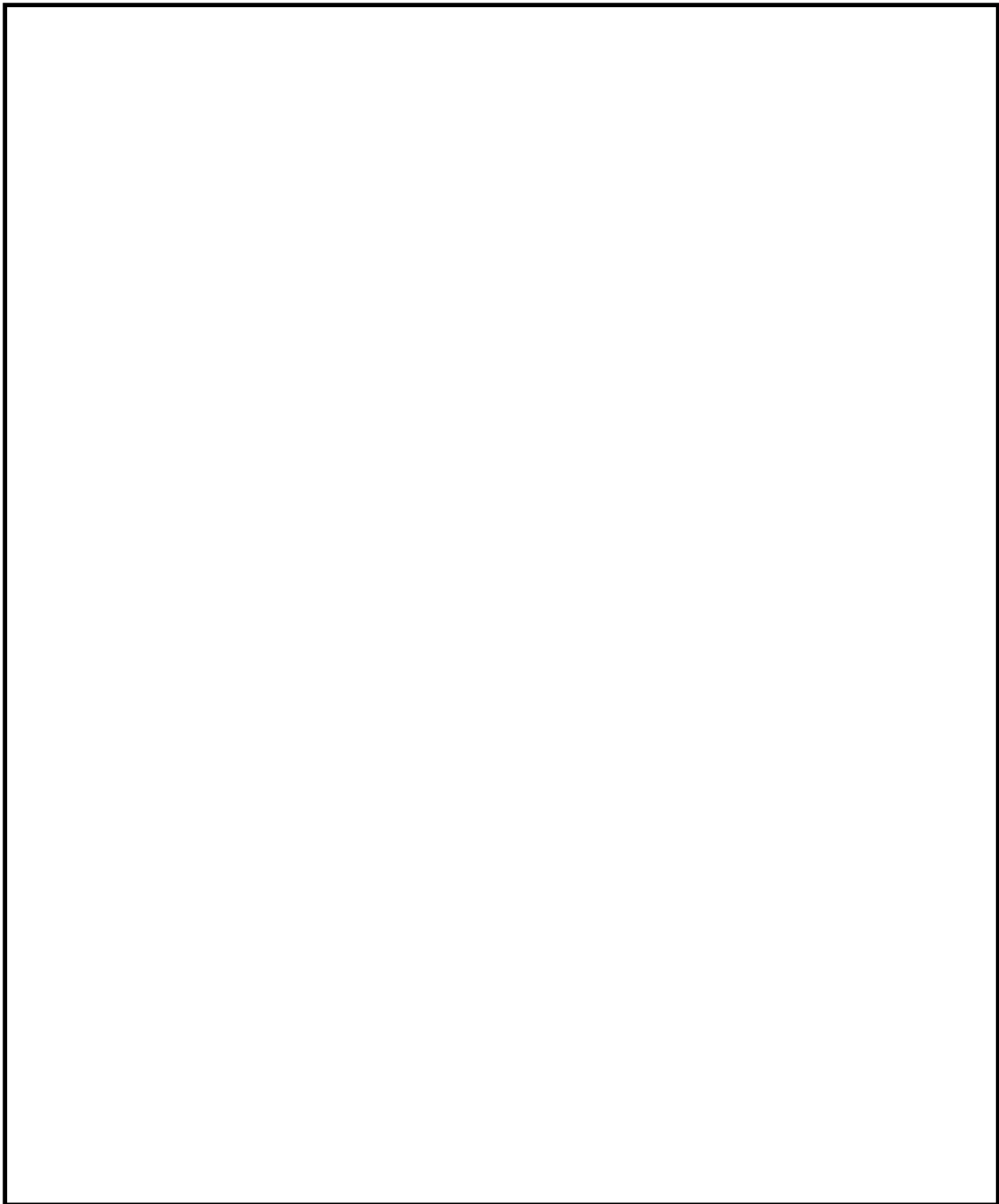
第1図 ⑤東海第二発電所 重大事故発生時 屋内アクセスルート (5/8)



第 1 図 ⑥東海第二発電所 重大事故発生時 屋内アクセスルート (6/8)



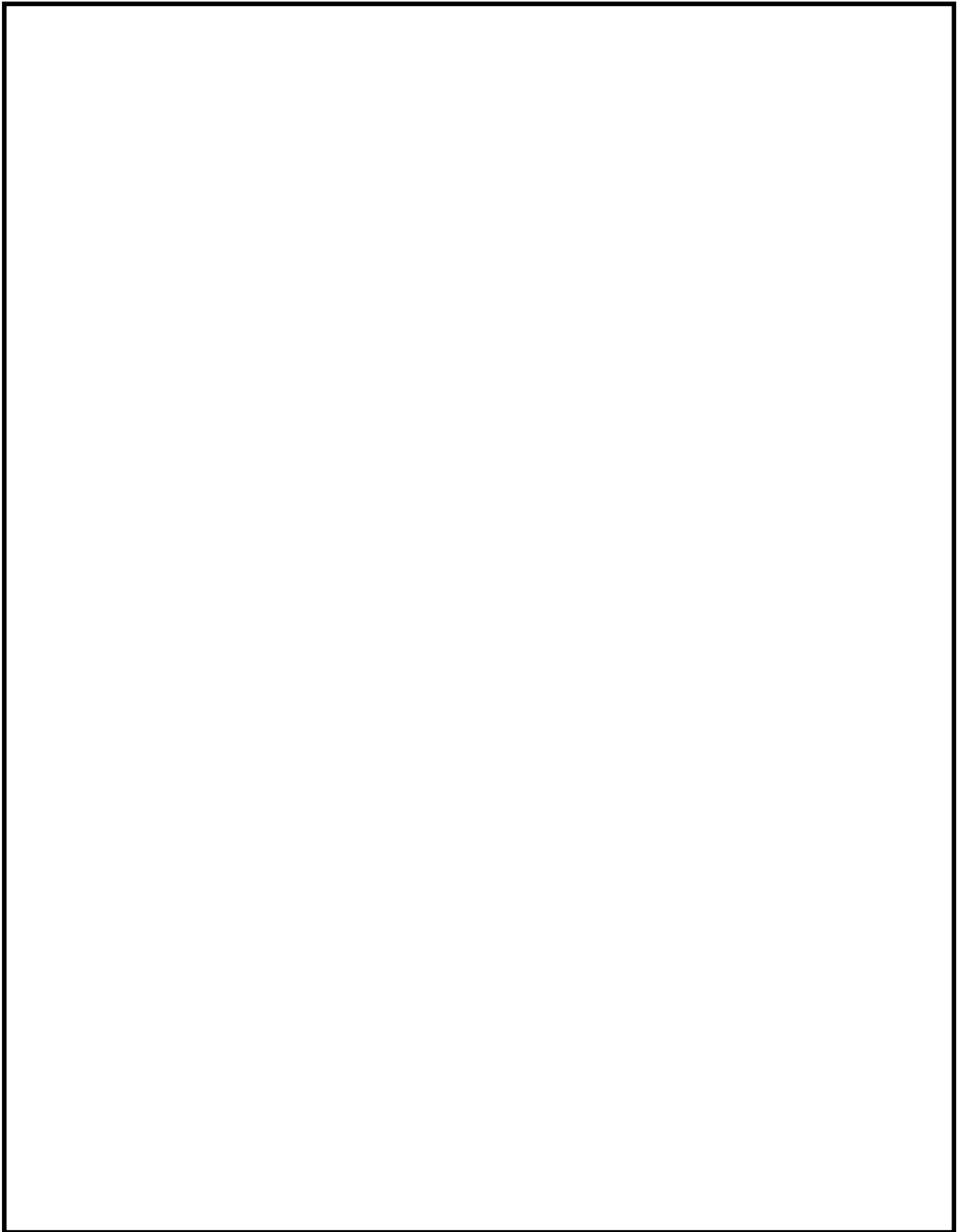
第1図 ⑦東海第二発電所 重大事故発生時 屋内アクセスルート (7/8)



第1図 ⑧東海第二発電所 重大事故発生時 屋内アクセスルート (8/8)

第2表 操作対象機器一覧

①-1	SFP注水・スプレー銃設置①	①-2	SFP注水・スプレー銃設置②
①-3	SFP注水・スプレー銃設置③		
②-1	SFP注水・スプレー装置保管箱③	②-2	SFP注水・スプレー装置保管箱①
②-3	SFP注水・スプレー装置保管箱②	②-4	ほう酸水注入ポンプ
②-5	ほう酸水注入ポンプ	②-6	格納容器ベント弁 (D/W側)
②-7	SFP注水・スプレー用ホース敷設		
③-1	低圧代替注水系注水弁①	③-2	低圧代替注水系注水弁②
③-3	残留熱除去系 (A) スプレー弁	③-4	残留熱除去系 (A) スプレー弁
③-5	代替格納容器スプレー注水弁	③-6	代替格納容器スプレー流量調整弁
③-7	原子炉隔離時冷却系注入弁	③-8	チェンジングブレース
④-1	残留熱除去系 (C) 注入弁	④-2	残留熱除去系 (B) 注入弁
④-3	低圧炉心スプレー系注入弁	④-4	残留熱除去系 (A) 注入弁
④-5	低圧代替注水系注水弁	④-6	窒素ポンベ
④-7	窒素ポンベ (予備)	④-8	窒素ポンベ
④-9	窒素ポンベ (予備)	④-10	格納容器ベント弁 (第2弁) 操作
⑤-1	残留熱除去系 (B) スプレー弁	⑤-2	残留熱除去系 (B) スプレー弁
⑥-1	原子炉保護系 (A) 分電盤	⑥-2	原子炉保護系 (A) MGセット制御盤
⑥-3	原子炉保護系 (B) MGセット制御盤	⑥-4	MCC 2D-6
⑥-5	MCC 2C-6	⑥-6	125V DC DIST PNL 2A-1
⑥-7	直流 125V 充電器 2A 及び 125V DC DIST CTR 2A	⑥-8	直流 125V 充電器 2B 及び 125V DC DIST CTR 2B
⑥-9	125V DC DIST PNL 2B-1	⑥-10	可搬型代替直流電源設備用電源切替盤
⑥-11	代替格納容器スプレー流量調整弁	⑥-12	代替格納容器スプレー注水弁
⑥-13	緊急用MCC	⑥-14	格納容器ベント弁 (S/P側)
⑥-15	SFP注水・スプレー装置保管箱④	⑥-16	SFP注水・スプレー装置保管箱⑤
⑥-17	C/S電気室入口扉	⑥-18	R/Wコントロール室脇入口扉
⑥-19	直流 24V 充電器	⑥-20	原子炉建屋大物搬入口扉
⑦-1	M/C 2D	⑦-2	P/C 2D
⑦-3	RSS制御盤	⑦-4	MCC 2D-4
⑦-5	MCC 2C-4	⑦-6	原子炉隔離時冷却系計装パネル
⑦-7	高圧代替注水系蒸気供給弁及び原子炉隔離時SA蒸気止め弁	⑦-8	フィルタ装置スクラビング水移送弁
⑦-9	復水移送配管閉止フランジ		
⑧-1	M/C 2C	⑧-2	P/C 2C
⑧-3	残留熱除去系 (B) 系弁	⑧-4	残留熱除去系 (A) 系弁
⑧-5	原子炉隔離時冷却系ポンプ	⑧-6	常設高圧代替注水弁



第2図 緊急時対策所から原子炉建屋への徒歩によるアクセスルート

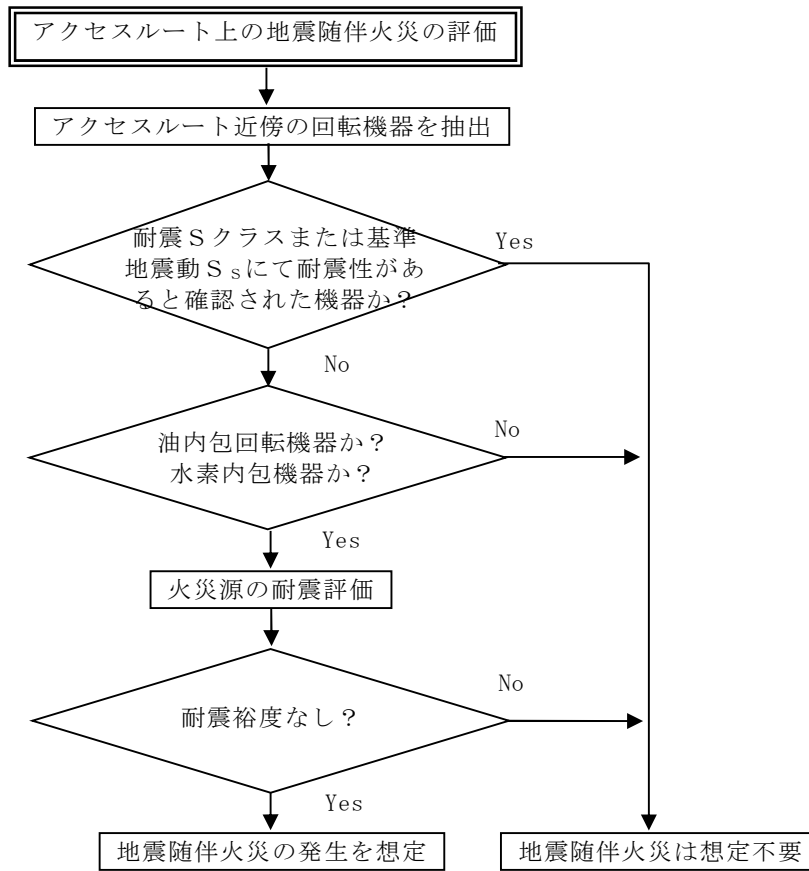
地震随伴火災源の影響評価について

屋内アクセスルート近傍の地震随伴火災の発生の可能性がある機器について、以下のとおり抽出・評価を実施した。抽出フローを第1図、抽出した火災源となる機器のリストを第1表、抽出した機器の配置を第2図に示す。

- ・ 事故シーケンス毎に必要な対応処置のためのアクセスルートをルート図上に描画し、ルート近傍の回転機器^{*}を抽出する。
- ・ 耐震Sクラス機器、又は基準地震動 S_s にて耐震性があると確認された機器は地震により損壊しないものとし、内包油による地震随伴火災は発生しないものとする。
- ・ 耐震Sクラス機器ではない、又は基準地震動 S_s にて耐震性がない機器のうち、油を内包する機器については地震により支持構造物が損壊し、漏えいした油又は水素ガス（4vol%以上）に着火する可能性があるため、火災源として耐震評価を実施する。
- ・ 耐震評価はSクラスの機器と同様に基準地震動 S_s で評価し、JEAG4601 に従った評価を実施する。
- ・ 耐震裕度を有するものについては地震により損壊しないものと考え、火災源としての想定は不要とする。

※アクセスルート近傍のケーブルトレイ及び電源盤・制御盤は、設置許可基準規則第八条「火災による損傷の防止」において得られた火災防護を適用することから、ケーブルトレイ内又は盤内に消火剤を留めることで、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線及び爆発等の二次的影響がおよばないことから除外する。

なお、火災時に煙充満による影響については、煙が滞留するような箇所は自動起動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備を設置することからアクセス性に影響はない。



第1図 想定火災源の熱影響評価対象抽出フロー

第1表 地震随伴火災源 一覧表 (1/5)

No	機器名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値	許容基準値	設備区分
					MPa	MPa	
①	原子炉冷却材浄化系 プリコートポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	12	220	BC クラス (耐震裕度有)
				せん断	7	169	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	2	186	
				せん断	4	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	9	186	
				せん断	6	143	
②	燃料プール冷却浄化 系プリコートポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	12	220	BC クラス (耐震裕度有)
				せん断	7	169	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	2	186	
				せん断	4	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	9	186	
				せん断	6	143	
③	ドライウエル除湿系 冷凍機※1	機能 損傷	基礎ボルト	引張	98	154	BC クラス (耐震裕度有)
				せん断	67	143	
④	ドライウエル除湿系 冷水ポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	15	186	BC クラス (耐震裕度有)
				せん断	9	143	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	1	186	
				せん断	3	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	9	186	
				せん断	6	143	
⑤	非常用ガス再循環系 排風機(A), (B)	—	—	—	—	—	S クラス
⑥	ほう酸水注入ポンプ (A), (B)	—	—	—	—	—	S クラス
⑦	燃料プール冷却浄化 系循環ポンプ (A), (B)	機能 損傷	基礎ボルト	引張	12	198	BC クラス (耐震裕度有)
				せん断	11	152	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	3	186	
				せん断	11	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	13	186	
				せん断	8	143	
⑧	燃料プール冷却浄化 系逆洗水移送ポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	8	186	BC クラス (耐震裕度有)
				せん断	4	143	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	1	186	
				せん断	4	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	7	186	
				せん断	5	143	

※1 スクリュー式冷凍機であることから基礎ボルトにて評価

第1表 地震随伴火災源 一覧表 (2/5)

No	機器名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値	許容基準値	設備区分
					MPa	MPa	
⑨	原子炉冷却材浄化系 逆洗水移送ポンプ	機能 損傷	基礎ボルト	引張	9	186	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	4	143	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	1	186	
				せん断	3	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	9	186	
				せん断	5	143	
⑩	原子炉再循環流量 制御系ユニット (A), (B)	機能 損傷	基礎ボルト	引張	31	180	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	51	143	
		機能 損傷	原動機(ポン プ含む)取付 ボルト	引張	29	186	
				せん断	16	143	
⑪	主蒸気隔離弁漏えい 抑制系ブロワ (A), (B)	機能 損傷	基礎ボルト	引張	29	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	16	154	
		機能 損傷	ブロワ取付 ボルト	引張	15	186	
				せん断	5	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	5	186	
				せん断	3	143	
⑫	遠心分離機 (A), (B)	—	—	—	—	—	休止設備
⑬ 1	原子炉冷却材浄化系 循環ポンプ (A) ※2	機能 損傷	基礎ボルト	引張	15	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	12	154	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	2	186	
				せん断	6	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	11	186	
				せん断	6	143	
⑬ 2	原子炉冷却材浄化系 循環ポンプ (B) ※2	機能 損傷	基礎ボルト	引張	17	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	13	154	
		機能 損傷	ポンプ取付 ボルト	引張	2	186	
				せん断	6	143	
		機能 損傷	原動機取付 ボルト	引張	13	186	
				せん断	9	143	
⑭	クラリ苛性ポンプ	—	—	—	—	—	休止設備
⑮	クラリ凝集剤ポンプ	—	—	—	—	—	休止設備
⑯	クラリ高分子凝集剤 ポンプ	—	—	—	—	—	休止設備

※2 原動機の重量が (A), (B) で異なる

第1表 地震随伴火災源 一覧表 (3/5)

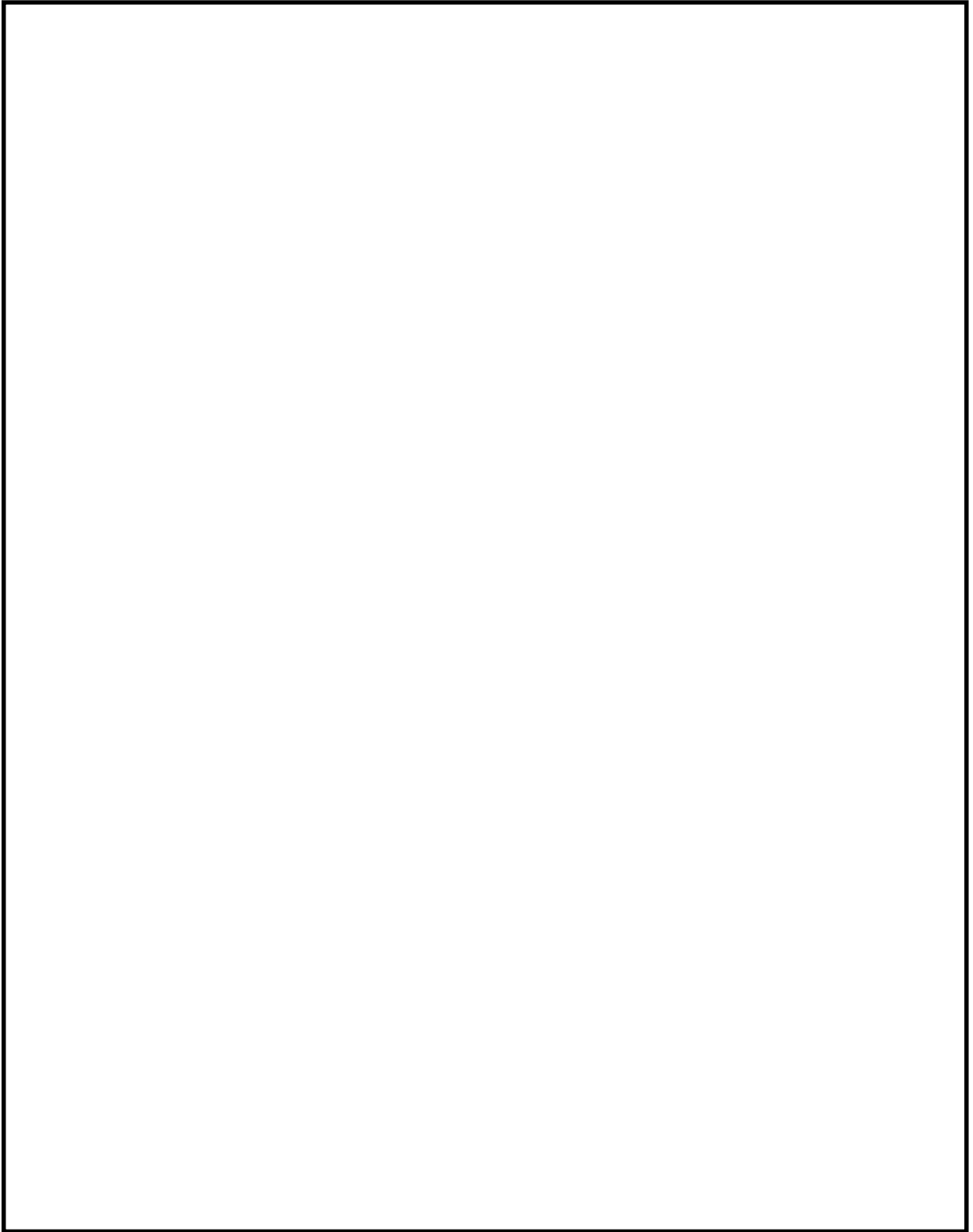
No	機器名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値	許容基準値	設備区分
					MPa	MPa	
⑰	クラリファイアー供給ポンプ	機能損傷	基礎ボルト	引張	10	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	6	154	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	1	186	
				せん断	3	143	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張	6	186	
				せん断	3	143	
⑱	凝縮水収集ポンプ	機能損傷	基礎ボルト	引張	11	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	8	154	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	1	186	
				せん断	5	143	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張	9	186	
				せん断	5	143	
⑲	廃液中和スラッジ受ポンプ	機能損傷	基礎ボルト	引張	9	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	5	154	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	1	186	
				せん断	3	143	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張	3	186	
				せん断	2	143	
⑳	廃液濃縮器循環ポンプ (A), (B)	機能損傷	基礎ボルト	引張	33	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	20	154	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	2	186	
				せん断	8	143	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張	12	186	
				せん断	8	143	
㉑	廃液濃縮器補助循環ポンプ	機能損傷	基礎ボルト	引張	7	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	4	154	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	1	186	
				せん断	5	143	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張	3	186	
				せん断	2	143	
㉒	床ドレンフィルタ保持ポンプ	—	—	—	—	—	休止設備
㉓	廃液フィルタ保持ポンプ (A), (B)	—	—	—	—	—	休止設備
㉔	プリコートポンプ (A), (B)	—	—	—	—	—	休止設備

第1表 地震随伴火災源 一覧表 (4/5)

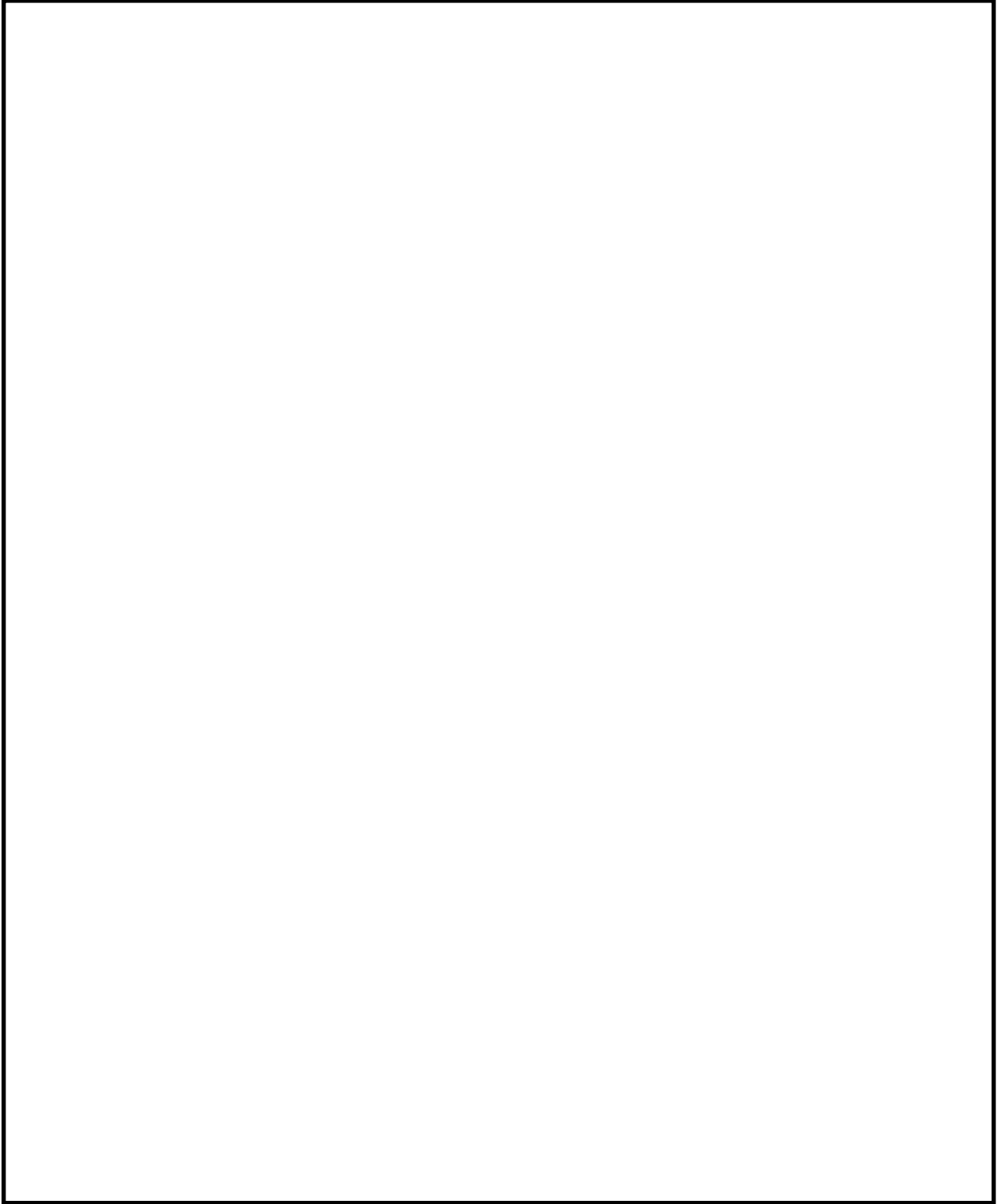
No	機器名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値	許容基準値	設備区分
					MPa	MPa	
②⑤	りん酸ソーダポンプ	機能損傷	基礎ボルト	引張	81	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	20	154	
		機能損傷	駆動部(ポンプ, 原動機) 取付ボルト	引張	47	186	
				せん断	19	143	
②⑥	中和硫酸ポンプ	機能損傷	基礎ボルト	引張	22	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	7	154	
		機能損傷	駆動部(ポンプ, 原動機) 取付ボルト	引張	11	186	
				せん断	6	143	
②⑦	中和苛性ポンプ	機能損傷	基礎ボルト	引張	22	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	7	154	
			駆動部(ポンプ, 原動機) 取付ボルト	引張	11	186	
				せん断	6	143	
②⑧	ウォッシュアウトポンプ	—	—	—	—	—	休止設備
②⑨	制御棒駆動水ポンプ (A), (B)	機能損傷	基礎ボルト	引張	20	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	14	154	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	18	186	
				せん断	13	143	
		機能損傷	増速機取付ボルト	引張	8	186	
				せん断	4	143	
機能損傷	原動機取付ボルト	引張	12	186			
		せん断	8	143			
③⑩	制御棒駆動水ポンプ 補助油ポンプ (A), (B)	機能損傷	基礎ボルト	引張	20	200	BCクラス (耐震裕度有)
				せん断	14	154	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	3	186	
				せん断	2	143	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張	15	186	
				せん断	2	143	
③⑪	非常用ディーゼル発電機 (2C)	—	—	—	—	—	Sクラス
③⑫	高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機	—	—	—	—	—	Sクラス
③⑬	非常用ディーゼル 発電機 (2D)	—	—	—	—	—	Sクラス

第 1 表 地震随伴火災源 一覧表 (5/5)

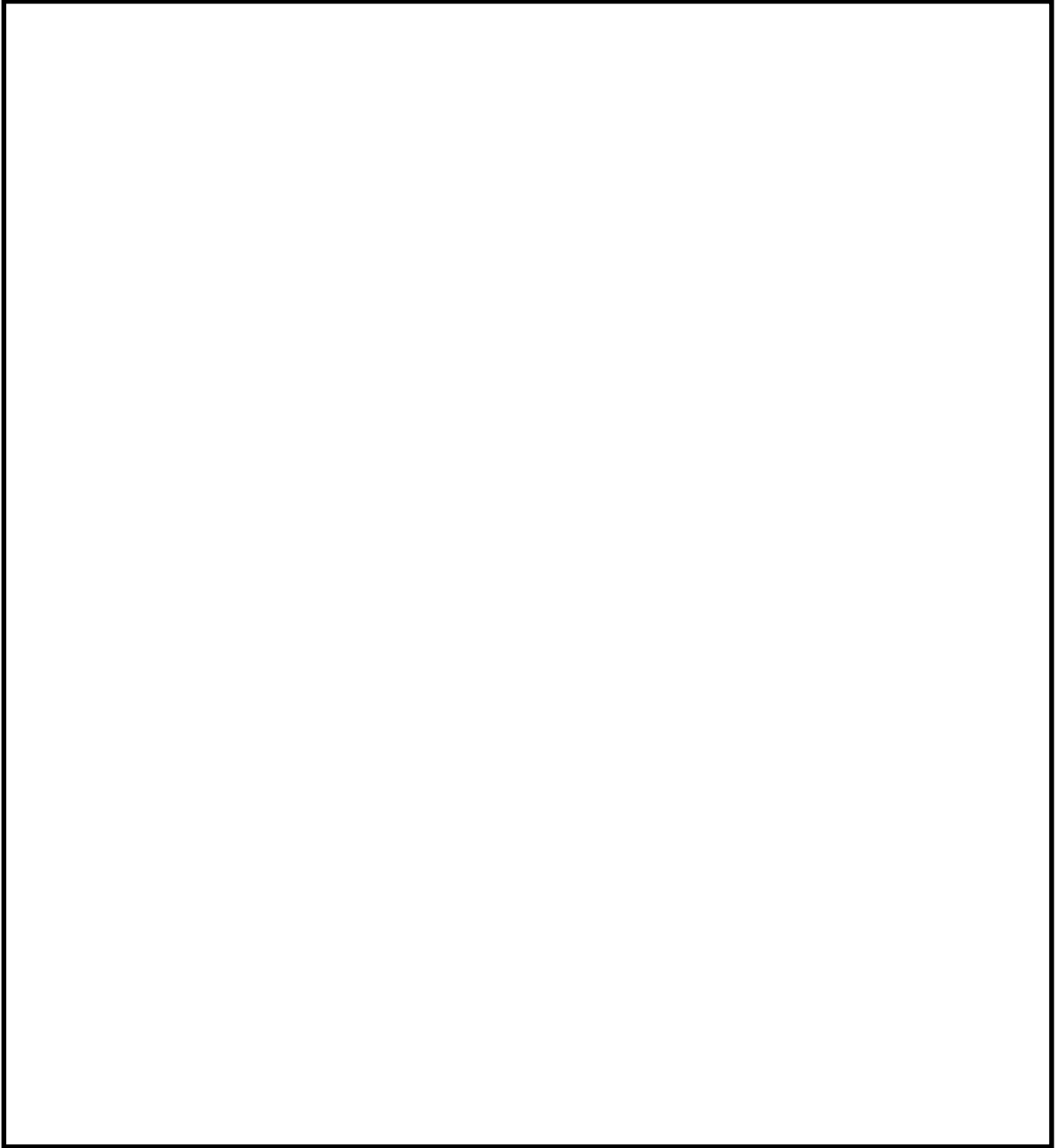
No	機器名称	損傷 モード	評価部位	応力 分類	発生値	許容 基準値	設備区分
					MPa	MPa	
③④	残留熱除去系ポンプ (A), (B), (C)	—	—	—	—	—	Sクラス
③⑤	残留熱除去系 レグシールポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
③⑥	原子炉隔離時冷却系 ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
③⑦	原子炉隔離時冷却系 レグシールポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
③⑧	低圧炉心スプレイ系 ポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス
③⑨	低圧炉心スプレイ系 レグシールポンプ	—	—	—	—	—	Sクラス



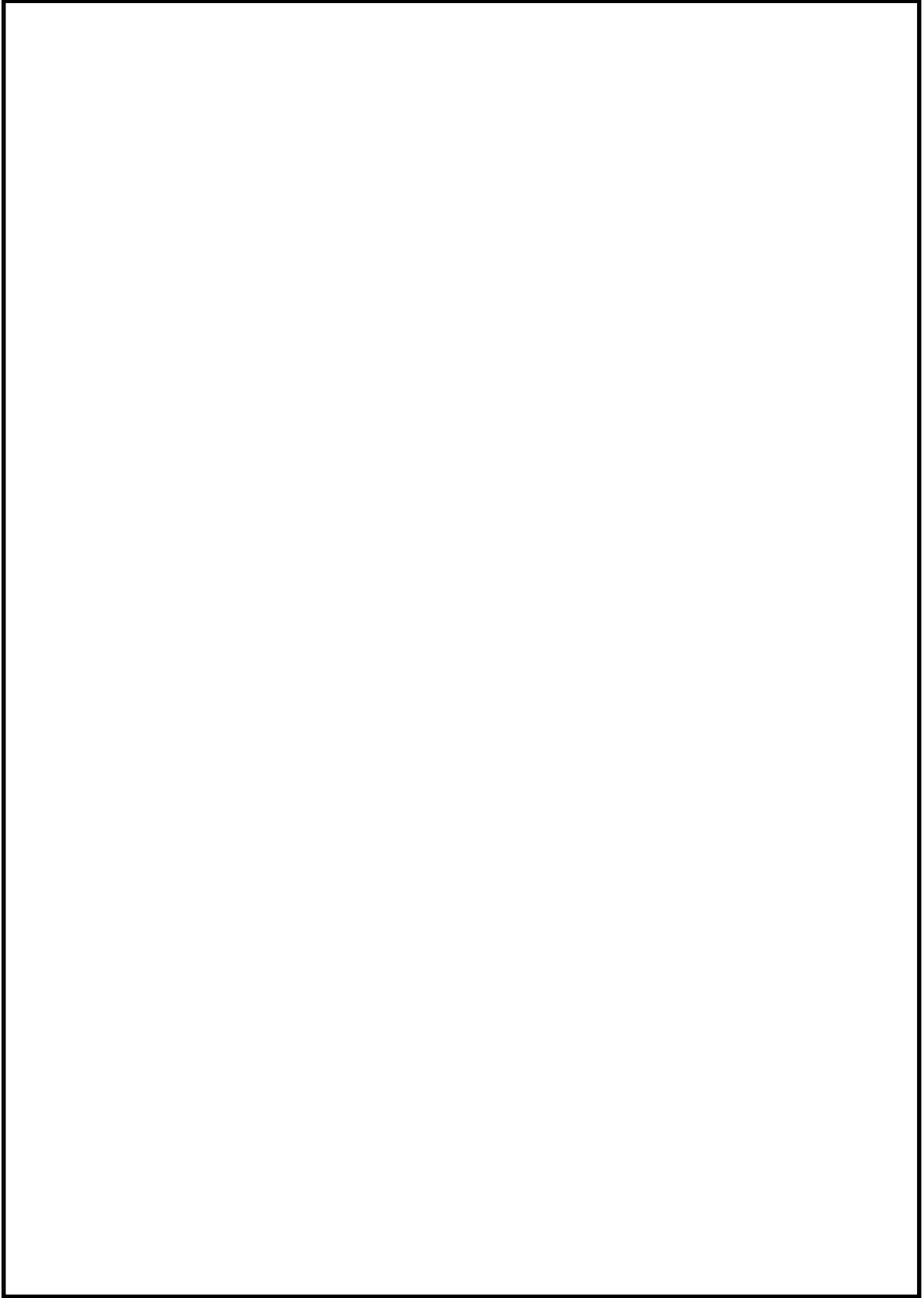
第 2 図 地震随伴火災源の抽出 (1/8)



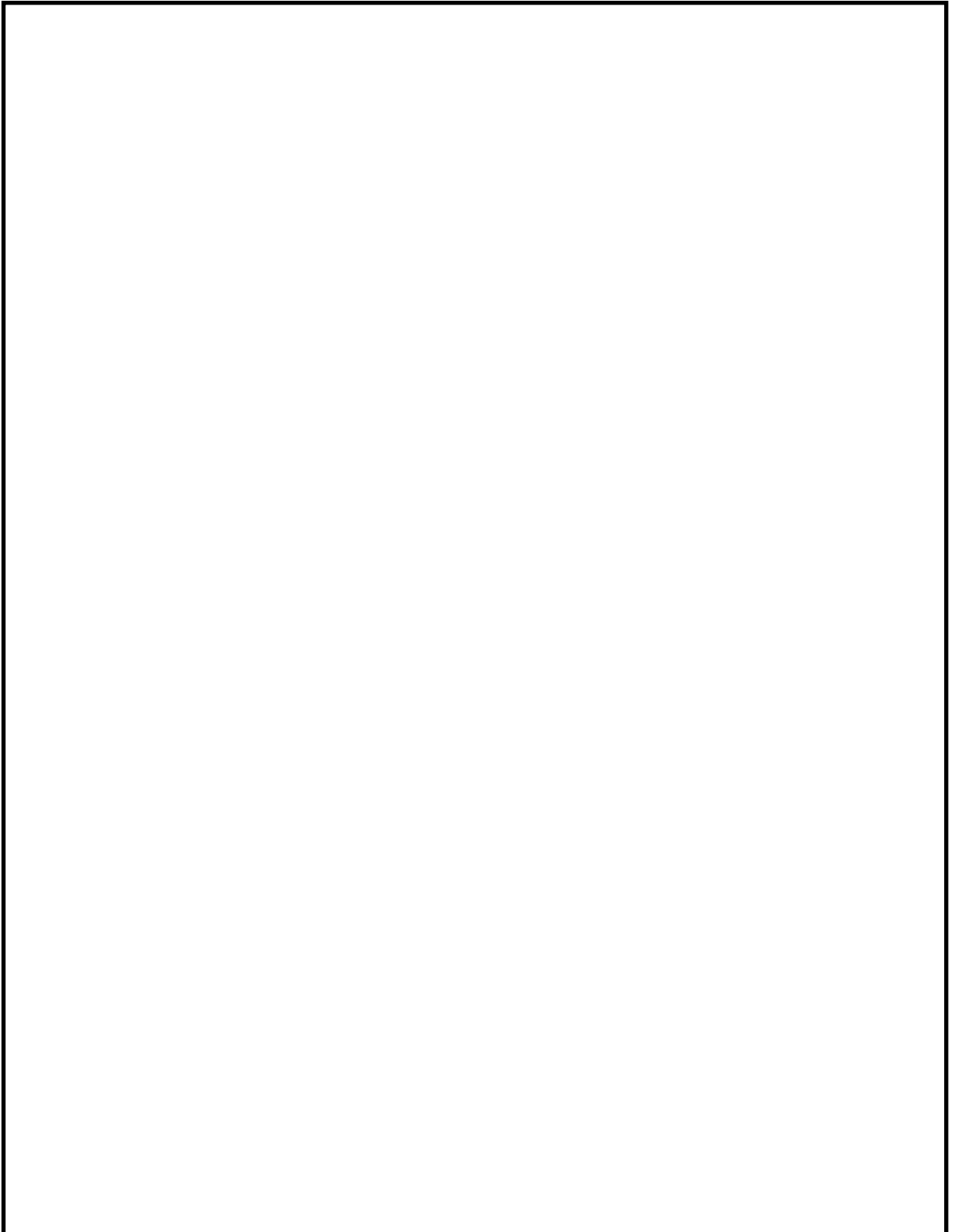
第 2 図 地震随伴火災源の抽出 (2/8)



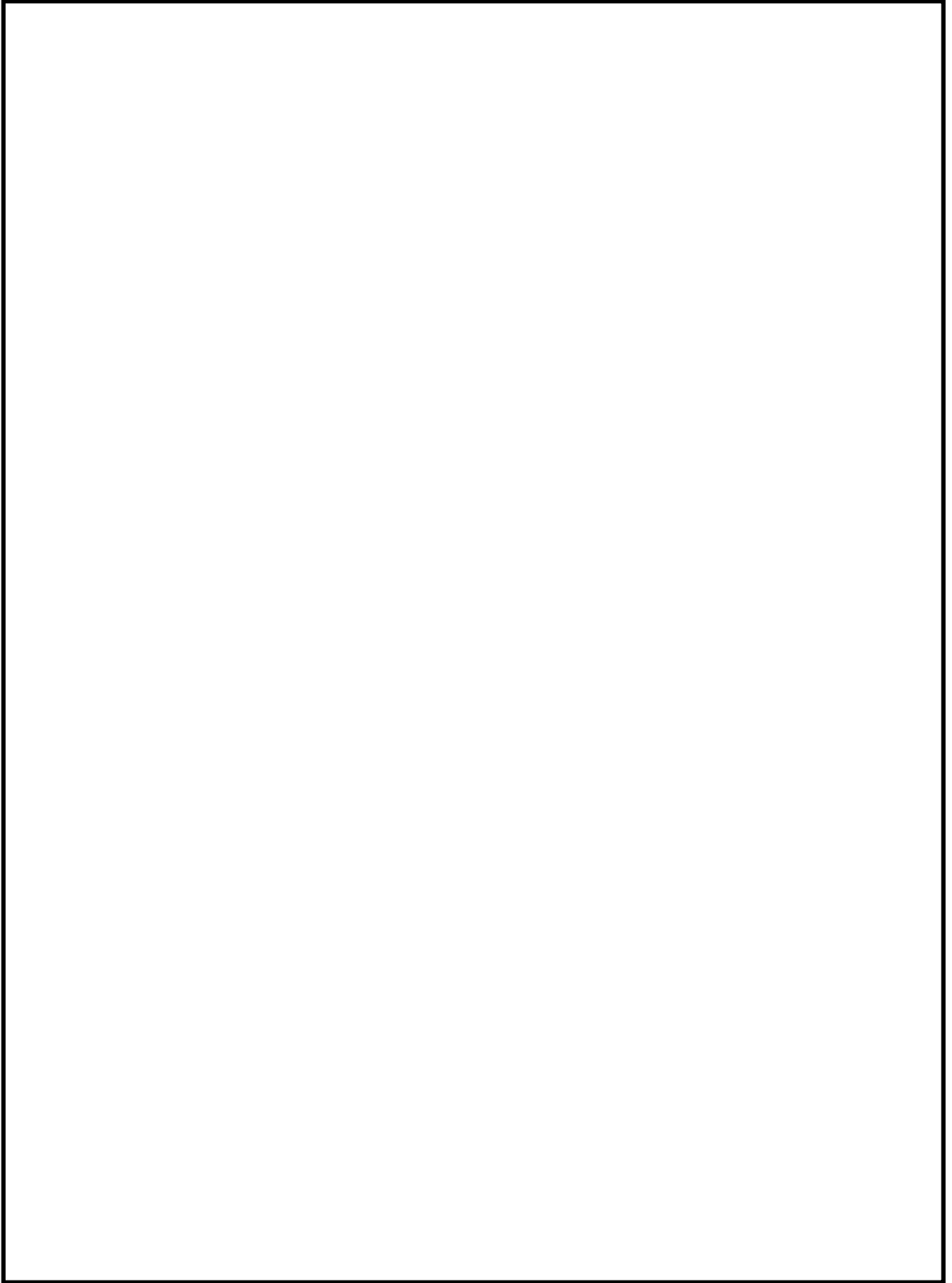
第 2 図 地震随伴火災源の抽出 (3/8)



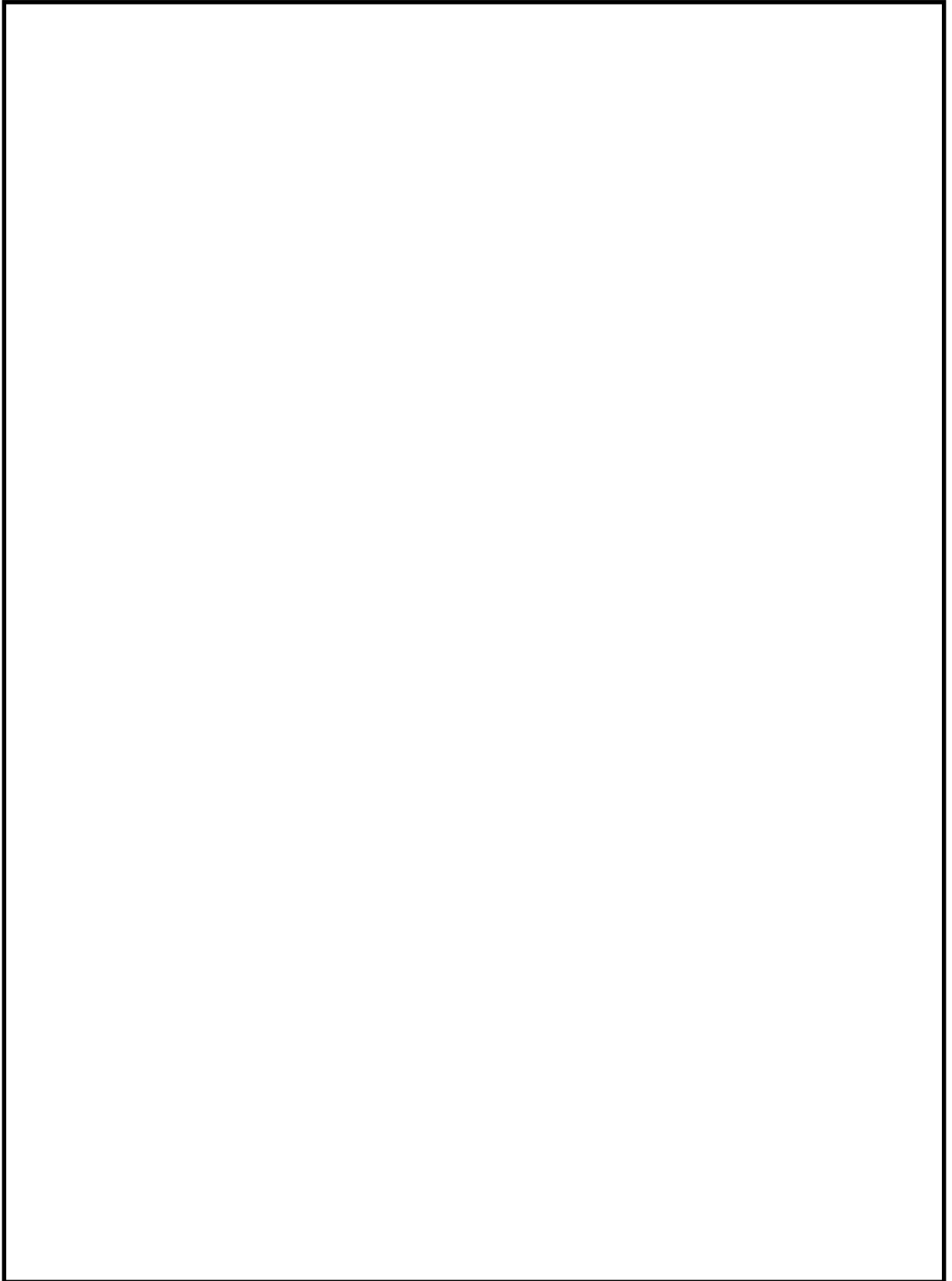
第 2 図 地震随伴火災源の抽出 (4/8)



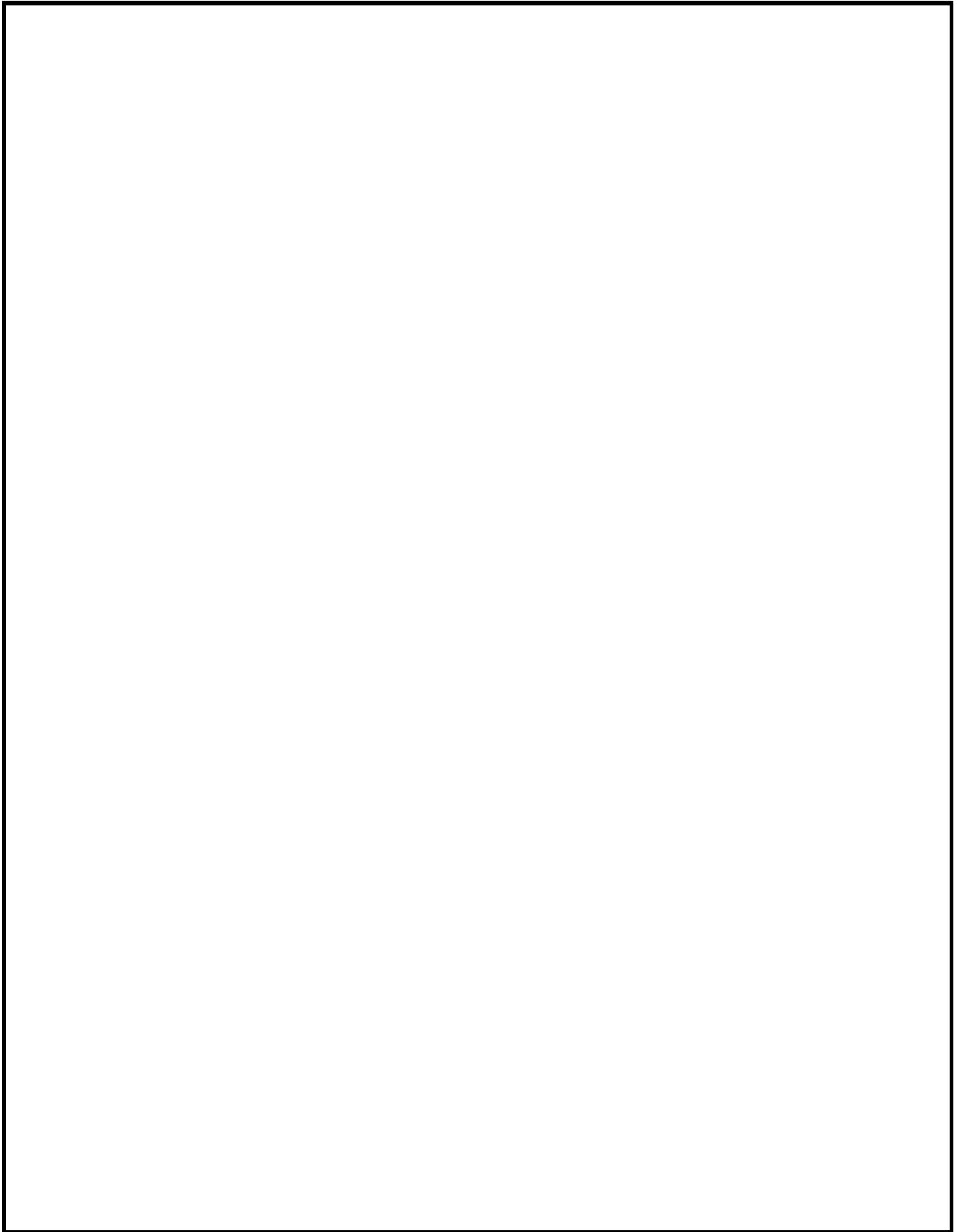
第 2 図 地震随伴火災源の抽出 (5/8)



第 2 図 地震随伴火災源の抽出 (6/8)



第 2 図 地震随伴火災源の抽出 (7/8)



第 2 図 地震随伴火災源の抽出 (8/8)

地震随伴内部溢水の影響評価について

地震発生による内部溢水時のアクセスルートの評価を以下のとおり実施する。評価フローを第 1 図，評価概要図を第 2 図に示す。

(1) アクセスルートとして使用するエリアの抽出

アクセスルートとして使用するエリアを抽出する。

(2) 地震時の溢水源の抽出

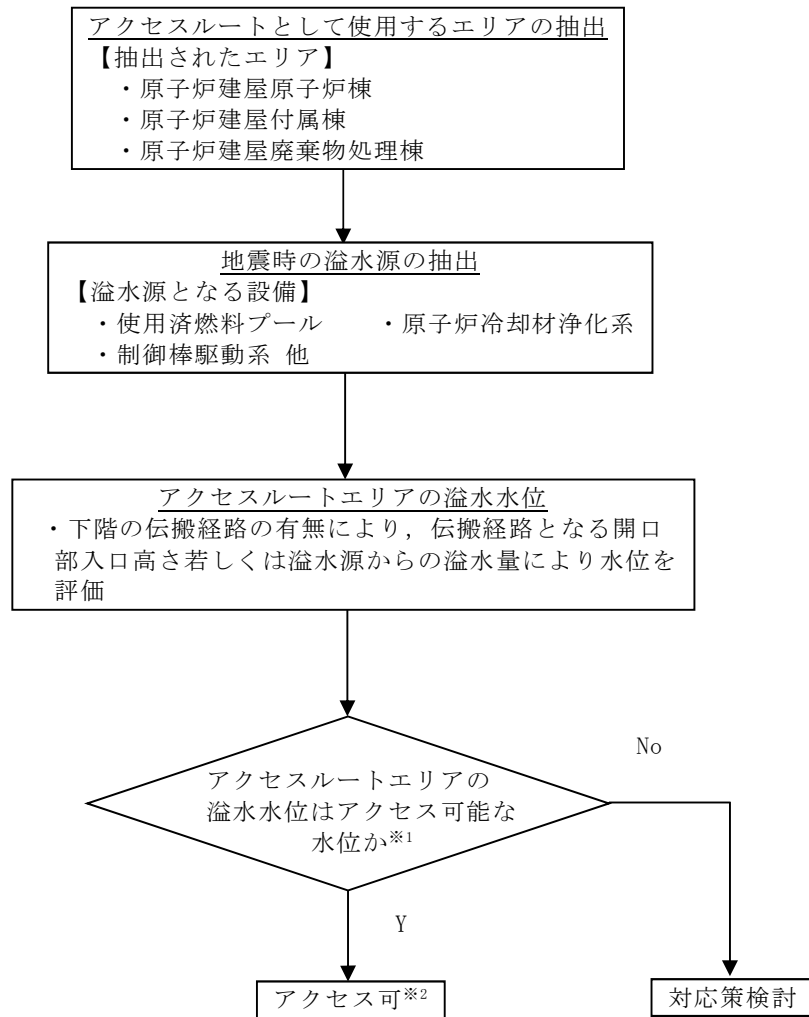
地震時の溢水源として、使用済燃料プールのスロッシング等を想定する。

また、操作場所へのアクセスルートが成立することを評価する上で、耐震 B, C クラスのうち、基準地震動に対する耐震性が確保されていない機器も抽出する。

(3) アクセスルートエリアの溢水水位

アクセスルートの溢水水位は、上層階に関しては開口部からの排水により、堰高さ（約 20cm）以下に抑えられ、堰が設置されていない区画の溢水は下階に流下することを想定する。

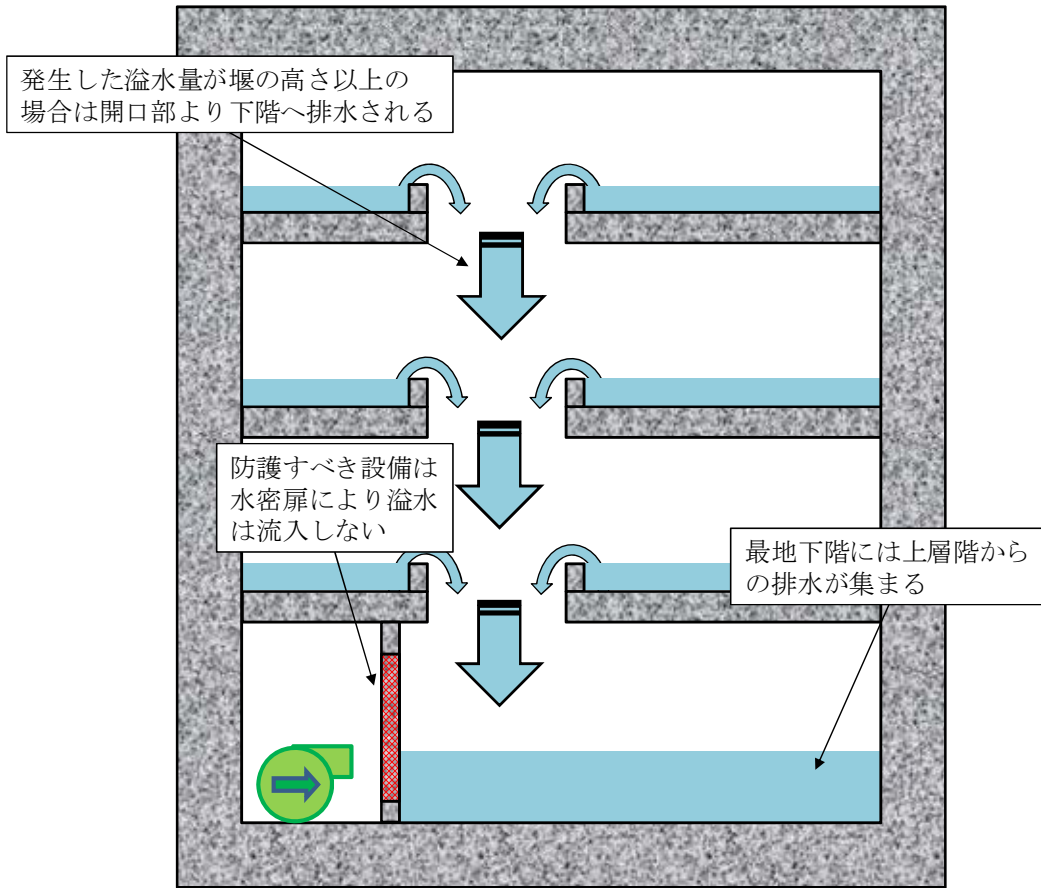
有効性評価及び技術的能力手順で期待している操作において、アクセスルートとなるエリアを第 1 表，各エリアの溢水水位を第 2 表に示す。



※1：建屋の浸水時における歩行可能な水深は、歩行困難水深及び水圧でドアが開かなくなる水深などから30cm以下と設定している。堰高（20cm）であればアクセス可能と判断する。
「地下空間における浸水対策ガイドライン」（平成28年1月現在 国土交通省HP）参照

※2：溢水水位によりアクセス可能と判断しても、放射性物質による被ばく防護及び感電防止のため、適切な装備を装着する。

第1図 地震随伴の内部溢水評価フロー図



第 2 図 水位評価概要図

第1表 有効性評価及び技術的能力手順におけるアクセスエリア

EL (m)	原子炉建屋原子炉棟	原子炉建屋付属棟	原子炉建屋廃棄物処理棟
46.50	⑥		
38.80	① ⑥		
30.50		③ ④	
29.00	③ ④ ⑤ ⑪ ① ⑤ ⑥		
27.00			—
25.30			—
23.00		③ ④ ⑤ ⑥ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑ ① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑨	
22.00			⑬ ③
20.30	③ ④ ⑤ ⑩ ⑪ ① ② ⑤ ⑥		—
18.00		③ ④ ⑤ ⑥ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑ ① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑨	
14.00	③ ④ ⑤ ⑩ ⑪ ① ② ⑤ ⑥		⑬ ③
13.70		③ ④ ⑤ ⑥ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑ ① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑧ ⑨	
10.50		—	
8.20	③ ④ ⑤ ⑩ ⑪ ㉑ ① ② ⑤ ⑥	③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑ ① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨	③ ④ ⑤ ⑩ ⑪ ⑬ ⑳ ① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧
2.56		③ ④ ⑤ ⑥ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑳ ㉑	
2.00	㉑ ①		
-0.50			③ ④ ⑦
-4.00	㉑ ①	③ ④ ⑤ ⑥ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ㉑	—

【凡例 (1/2)】

黒丸数字※：有効性評価でアクセスするフロア

白抜き丸数字※：技術的能力手順でアクセスするフロア（有効性評価外）

※ 次頁に黒・白抜き丸数字の対応表を掲載

—：アクセスしないフロア

■：対象フロアなし

【凡例 (2/2)】

「重大事故等対策の有効性評価」 事故シーケンス対応表

No	事故シーケンス	No	事故シーケンス
①	高圧・低圧注水機能喪失	②	高圧注水・減圧機能喪失
③	全交流動力電源喪失（長期TB）	④	全交流動力電源喪失（TBD, TBU）
⑤	全交流動力電源喪失（TBP）	⑥	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能が喪失した場合）
⑦	崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系が故障した場合）	⑧	原子炉停止機能喪失
⑨	LOCA時注水機能喪失	⑩	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）
⑪	津波浸水による注水機能喪失	⑫	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する場合）
⑬	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用しない場合）	⑭	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
⑮	原子炉圧力容器外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	⑯	水素爆発
⑰	溶融炉心・コンクリート相互作用	⑱	想定事故 1
⑲	想定事故 2	⑳	崩壊熱除去機能喪失（停止時）
㉑	全交流動力電源喪失（停止時）	㉒	原子炉冷却材の流出（停止時）
㉓	反応度の誤投入（停止時）		

原子炉建屋へのアクセスがある技術的能力手順（有効性評価外）対応表

No	技術的能力手順
①	【技術的能力 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
②	【技術的能力 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
③	【技術的能力 1.5】 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
④	【技術的能力 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
⑤	【技術的能力 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
⑥	【技術的能力 1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
⑦	【技術的能力 1.13】 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
⑧	【技術的能力 1.14】 電源の確保に関する手順等
⑨	【技術的能力 1.16】 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

第 2 表 有効性評価及び技術的能力手順におけるアクセスエリア溢水水位

EL (m)	原子炉建屋原子炉棟	原子炉建屋付属棟	原子炉建屋廃棄物処理棟
46.50	堰高さ以下		
38.80	堰高さ以下		
30.50		滞留水なし	
29.00	堰高さ以下		
27.00			—
25.30			—
23.00		滞留水なし	
22.00			滞留水なし
20.30	堰高さ以下		—
18.00		滞留水なし	
14.00	堰高さ以下		滞留水なし
13.70		滞留水なし	
10.50		—	
8.20	堰高さ以下	滞留水なし	滞留水なし
2.56		滞留水なし	
2.00	堰高さ以下		
-0.50			滞留水なし
-4.00	堰高さ以下	滞留水なし	—

【凡例】

— : アクセスしないフロア

■ : 対象フロアなし

「堰高さ」 : 下層階へ排水する開口部高さ

「滞留水なし」: 溢水源がない又は下層階への排水により当該エリアでの滞留水なし

アクセスルートにおける最大溢水水位は、堰高さ（約 20cm）以下であることから、胴長靴を装備することで、地震により溢水が発生してもアクセスルートの通行は可能である。なお、地震後の保守的な評価として想定する滞留水位については、最下層の操作区画にて**最大 85 cm**の水位となる。このため、現場へのアクセス及び操作が可能となるよう対策を行う。

有効性評価及び技術的能力手順におけるアクセスルートの溢水源となる系統を第 3 表から第 5 表に示す。また、第 3 図にアクセスルートと溢水防護区画の関係を示す。

□は9条（内部溢水の影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第3表 アクセスエリアの溢水源（原子炉建屋原子炉棟）（1/2）

フロア	区画番号※1	溢水源	溢水量 (m ³)	温度 (℃)	溢水水位 (cm)	溢水源への 添加薬品	放射能の 有無
EL+46.50m (地上6階)	RB-6-1	SFP スロッシング	0.00	—	10※2	無	有
	RB-6-2	SFP スロッシング	81.49	65	18	無	有
EL+38.80m (地上5階)	RB-5-1	無し	0.00	—	0	—	—
	RB-5-2	原子炉冷却材浄化系	0.00	◆	15※2	無	有
	RB-5-3	ほう酸水注入系	0.80	30	4	有	無
	RB-5-14	無し	0.00	—	0	—	—
EL+29.00m (地上4階)	RB-4-1	無し	0.00	—	0	—	—
	RB-4-2	原子炉冷却材浄化系	0.00	◆	11※2	無	有
	RB-4-3	無し	0.00	—	0	—	—
	RB-4-22	無し	0.00	—	0	—	—
EL+20.30m (地上3階)	RB-3-1	制御棒駆動系	0.51	52	1	無	無
		原子炉再循環系	0.07	52		無	有
	RB-3-2	制御棒駆動系	0.68	52	1	無	無
	RB-3-4	制御棒駆動系	0.11	52	1	無	無
	RB-3-6	原子炉再循環系	0.38	60	7	無	有
	RB-3-8	無し	0.00	—	0	—	—
	RB-3-9	無し	0.00	—	0	—	—
EL+14.00m (地上2階)	RB-2-3	無し	0.00	—	0	—	—
	RB-2-9	制御棒駆動系	0.11	52	15※2	無	無

RW-2-2 【凡例】

- ※1 : 内部溢水にて影響評価を行っている区画番号
- ※2 : 他区画からの流入による
- ◆ : 高エネルギー配管

□は9条（内部溢水の影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第3表 アクセスエリアの溢水源（原子炉建屋原子炉棟）（2/2）

フロア	区画番号※1	溢水源	溢水量 (m ³)	温度 (℃)	溢水水位 (cm)	溢水源への 添加薬品	放射能の 有無
E L + 8. 2 0 (地上1階)	RB-1-1	無し	0.00	—	0	—	—
	RB-1-2	制御棒駆動系	0.11	52	7※2	無	無
		原子炉冷却材浄化系	2.48	◆		無	有
E L + 2. 2 0 m (地下1階)	RB-B1-1	原子炉冷却材浄化系	1.38	◆	0※3	無	有
	RB-B1-2	制御棒駆動系	0.37	52	0※3	無	無
		原子炉冷却材浄化系	2.48	◆		無	有
E L + 4. 0 0 m (地下2階)	RB-B2-3	制御棒駆動系	0.00	52	6※2	無	無
		原子炉冷却材浄化系	0.00	◆	(85※4)	無	有
	RB-B2-5	無し	0.00	—	0 (85※4)	—	—
	RB-B2-6	無し	0.00	—	0 (85※4)	—	—
	RB-B2-7	無し	0.00	—	0	—	—
	RB-B2-8	無し	0.00	—	0	—	—
	RB-B2-10	無し	0.00	—	0	—	—
	RB-B2-11	無し	0.00	—	0 (68※4)	—	—
	RB-B2-12	無し	0.00	—	0 (68※4)	—	—
	RB-B2-13	原子炉冷却材浄化系	0.00	◆	5※2 (68※4)	無	有
	RB-B2-14	無し	0.00	—	0 (85※4)	—	—
	RB-B2-15	無し	0.00	—	0	—	—
	RB-B2-17	無し	0.00	—	0	—	—

【凡例】

- ※1 : 内部溢水にて影響評価を行っている区画番号
- ※2 : 他区画からの流入による
- ※3 : 開口部から下層へ落水するため
- ※4 : 保守的な想定での最大水位
- ◆ : 高エネルギー配管

□は9条（内部溢水の影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第4表 アクセスエリアの溢水源（原子炉建屋付属棟）

フロア	区画番号※1	溢水源	溢水量 (m ³)	温度 (°C)	溢水水位 (cm)	溢水源への 添加薬品	放射能の 有無
(地上3階) EL+23.00m	CS-3-1	無し	0.00	—	0	—	—
(地上2階) EL+18.00m	CS-2-1	無し	0.00	—	0	—	—
	CS-2-2	無し	0.00	—	0	—	—
(地上中2階) EL+13.70m	CS-M2-1	無し	0.00	—	0	—	—
(地上1階) EL+8.20m	CS-1-3	無し	0.00	—	0	—	—
	CS-1-4	無し	0.00	—	0	—	—
	CS-1-5	無し	0.00	—	0	—	—
(地下1階) EL+2.56m	CS-B1-1	無し	0.00	—	0	—	—
	CS-B1-2	無し	0.00	—	0	—	—
	CS-B1-3	無し	0.00	—	0	—	—
	CS-B1-4	無し	0.00	—	0	—	—
	CS-B1-5	無し	0.00	—	0	—	—
(地下2階) EL-4.00m	CS-B2-1	無し	0.00	—	0	—	—

【凡例】

※1：内部溢水にて影響評価を行っている区画番号

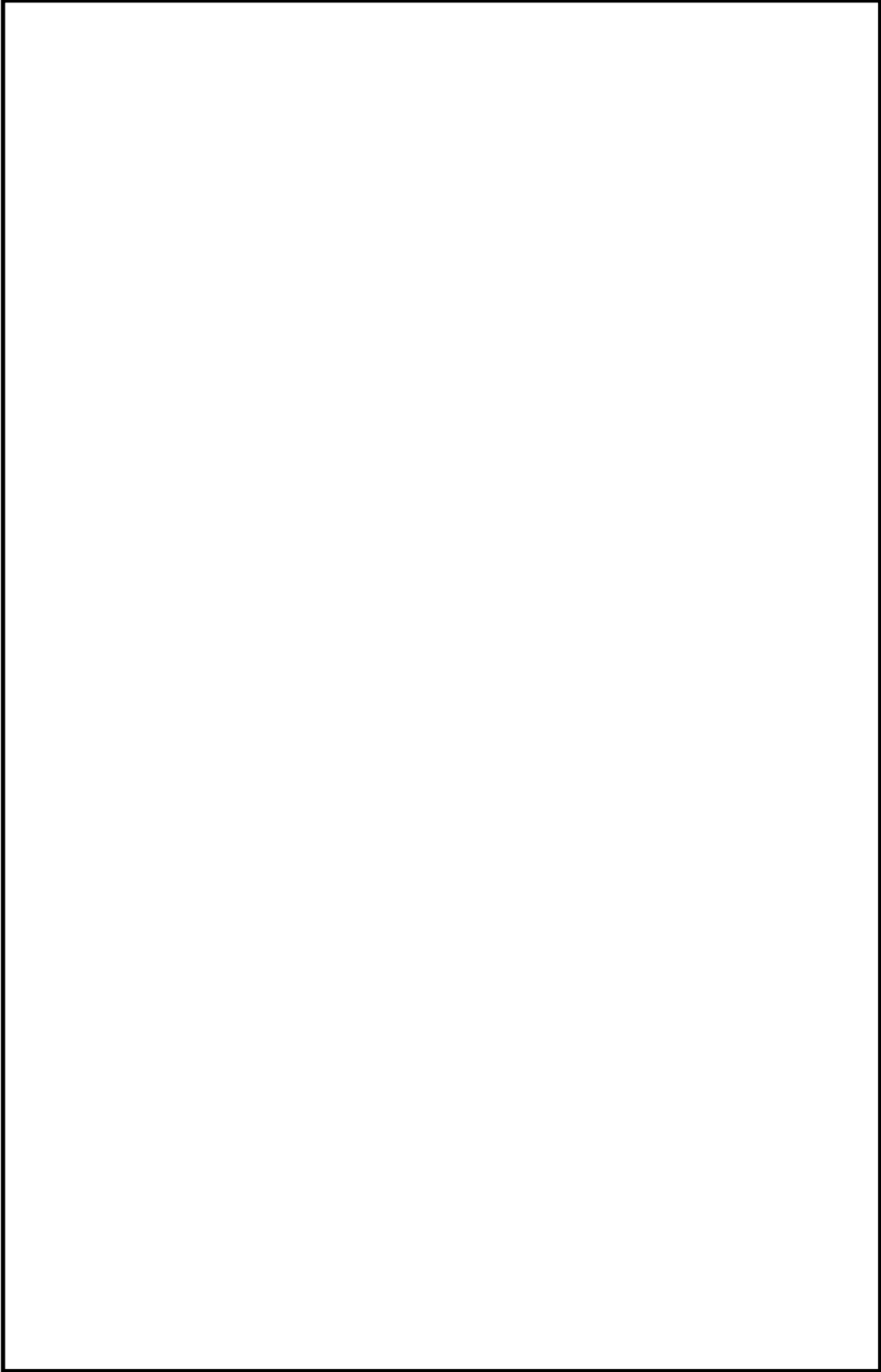
□は9条（内部溢水の影響評価）の
審査結果を踏まえて確定する

第5表 アクセスエリアの溢水源（原子炉建屋廃棄物処理棟）

フロア	区画番号※1	溢水源	溢水量 (m ³)	温度 (℃)	溢水水位 (cm)	溢水源への 添加薬品	放射能の 有無
E L+2.2. 00m (地上3階)	RW-3-1	原子炉補機冷却水系※2	1.95	27	0※3	防食剤	無
		復水・純水系※2	0.18	35		無	無
		消火系※2	0.04	40		無	無
		加熱蒸気系※2	0.00	◆	0	—	—
	RW-3-2	原子炉補機冷却水系※2	0.02	27	1	防食剤	無
RW-3-3	原子炉補機冷却水系※2	0.02	27	1	防食剤	無	
E L+1.4. 00m (地上2階)	RW-2-3	原子炉補機冷却水系※2	1.53	27	0※3	防食剤	無
		復水・純水系※2	0.18	35		無	無
		消火系※2	0.23	40		無	無
		タービン補機冷却水系※2	0.08	36		防食剤	無
		加熱蒸気系※2	0.00	◆	0	—	—
E L+8. 20m (地上1階)	RW-1-1	無し	0.00	—	0	—	—
	RW-1-3	無し	0.00	—	0	—	—
	RW-1-4	原子炉補機冷却水系※2	1.28	27	0※3	防食剤	無
		気体廃棄物処理系※2	1.02	7		無	無
		機器ドレン系※2	16.40	50		無	無
		凝縮水処理系※2	1.25	50		無	無
		濃縮廃液・廃液中和スラッジ系※2	2.32	30		無	無
		復水・純水系※2	2.24	35		無	無
		消火系※2	0.24	40		無	無
	加熱蒸気系※2	0.00	◆	0	—	—	
RW-1-5	機器ドレン系※2	132.60	30	0※3	無	無	

【凡例】

- ※1 : 内部溢水にて影響評価を行っている区画番号
- ※2 : 系統名「放射性廃棄物処理系」を省略
- ※3 : 開口部から下層へ落水するため
- ◆ : 高エネルギー配管



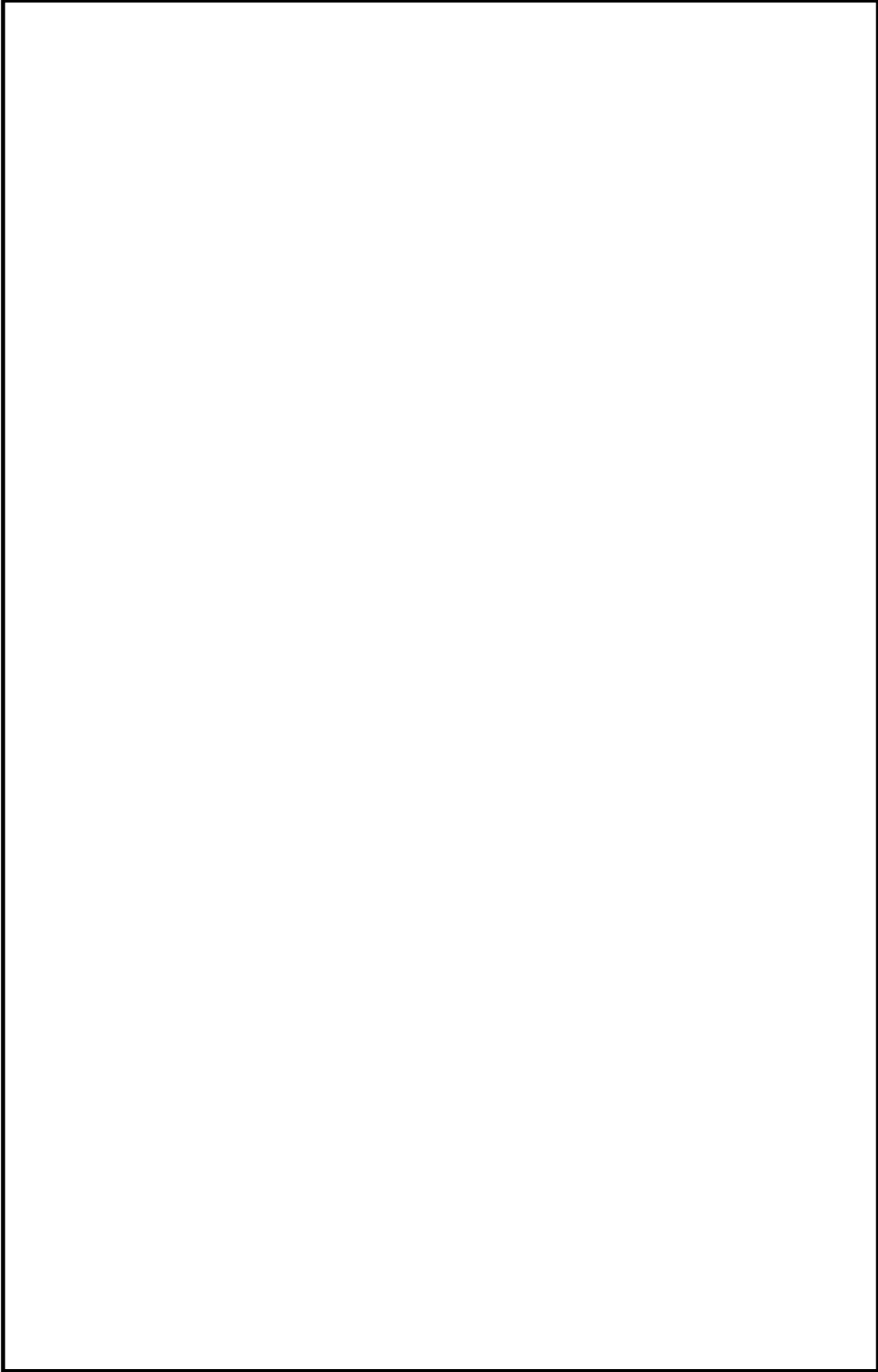
第 3 図 東海第二発電所 溢水防保护区画図 (1/8)



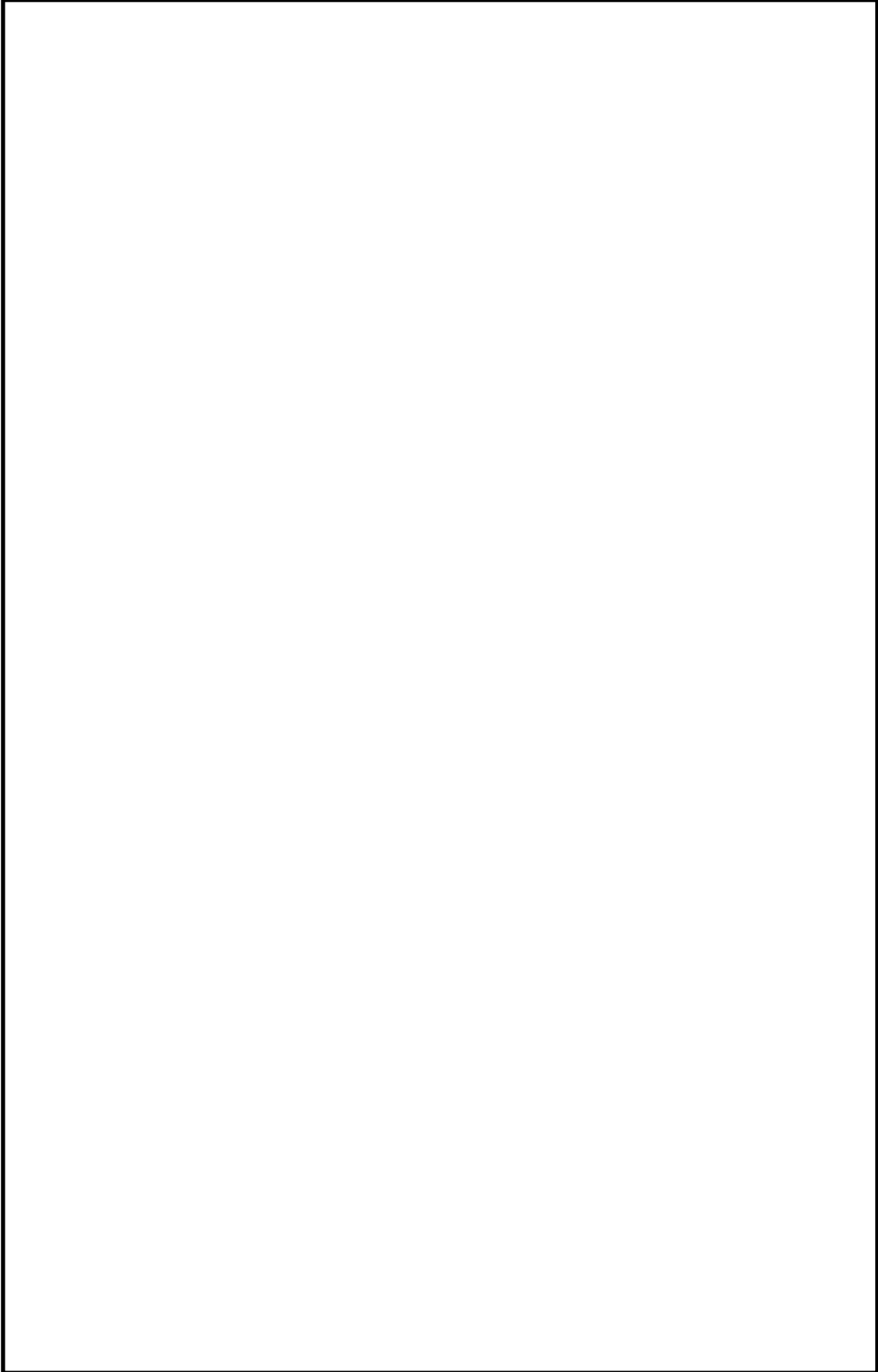
第3図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (2/8)



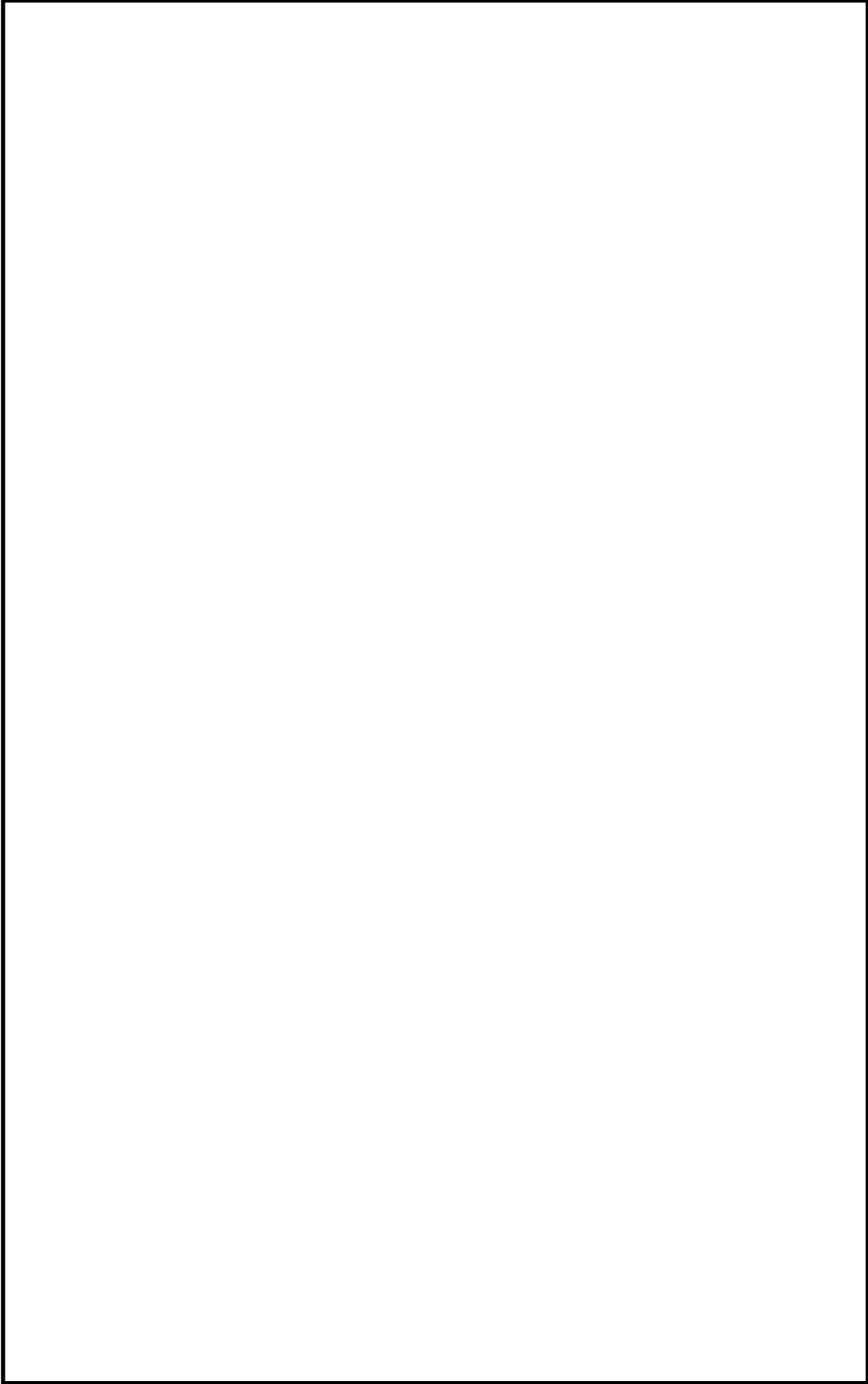
第 3 図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (3/8)



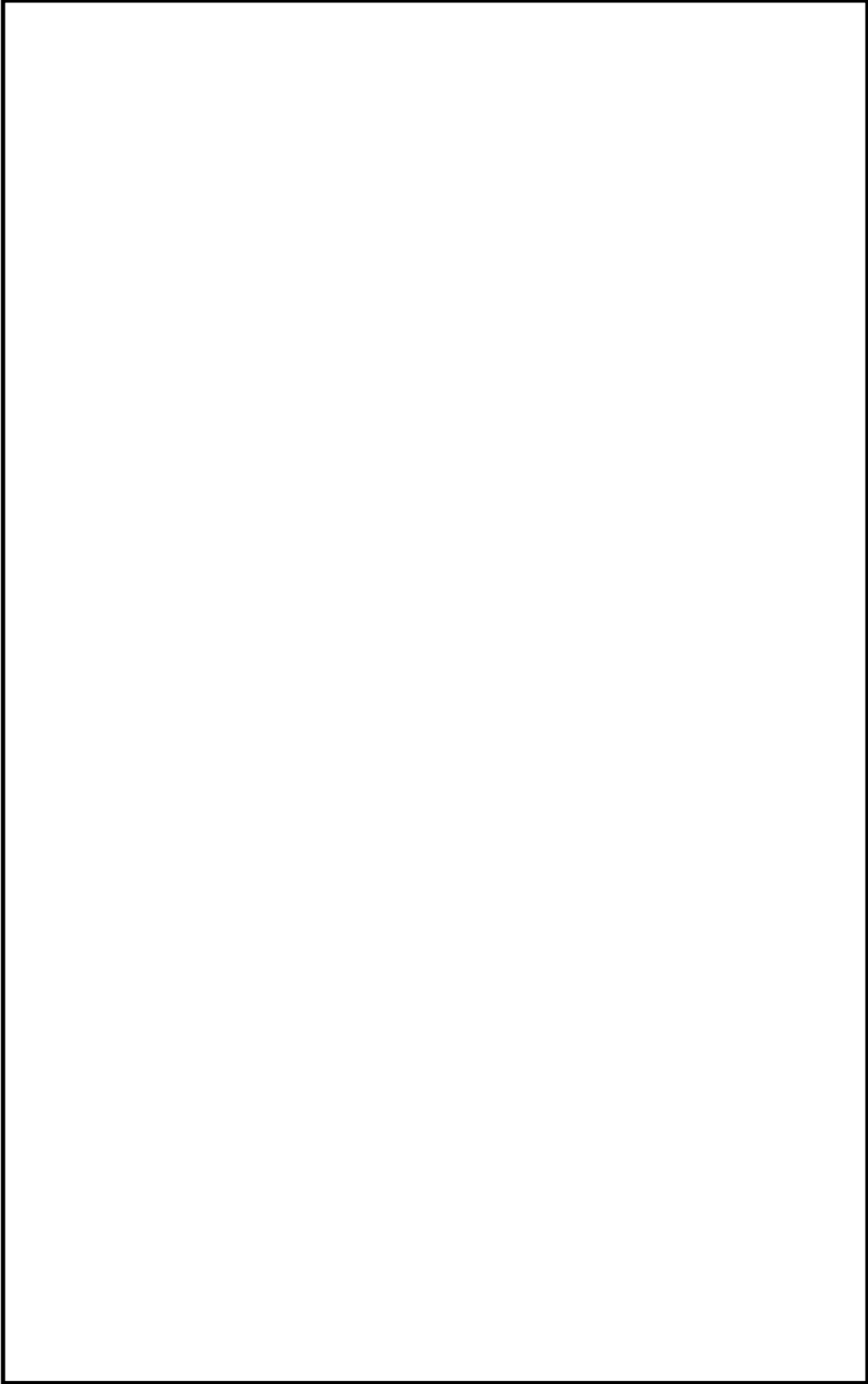
第3図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (4/8)



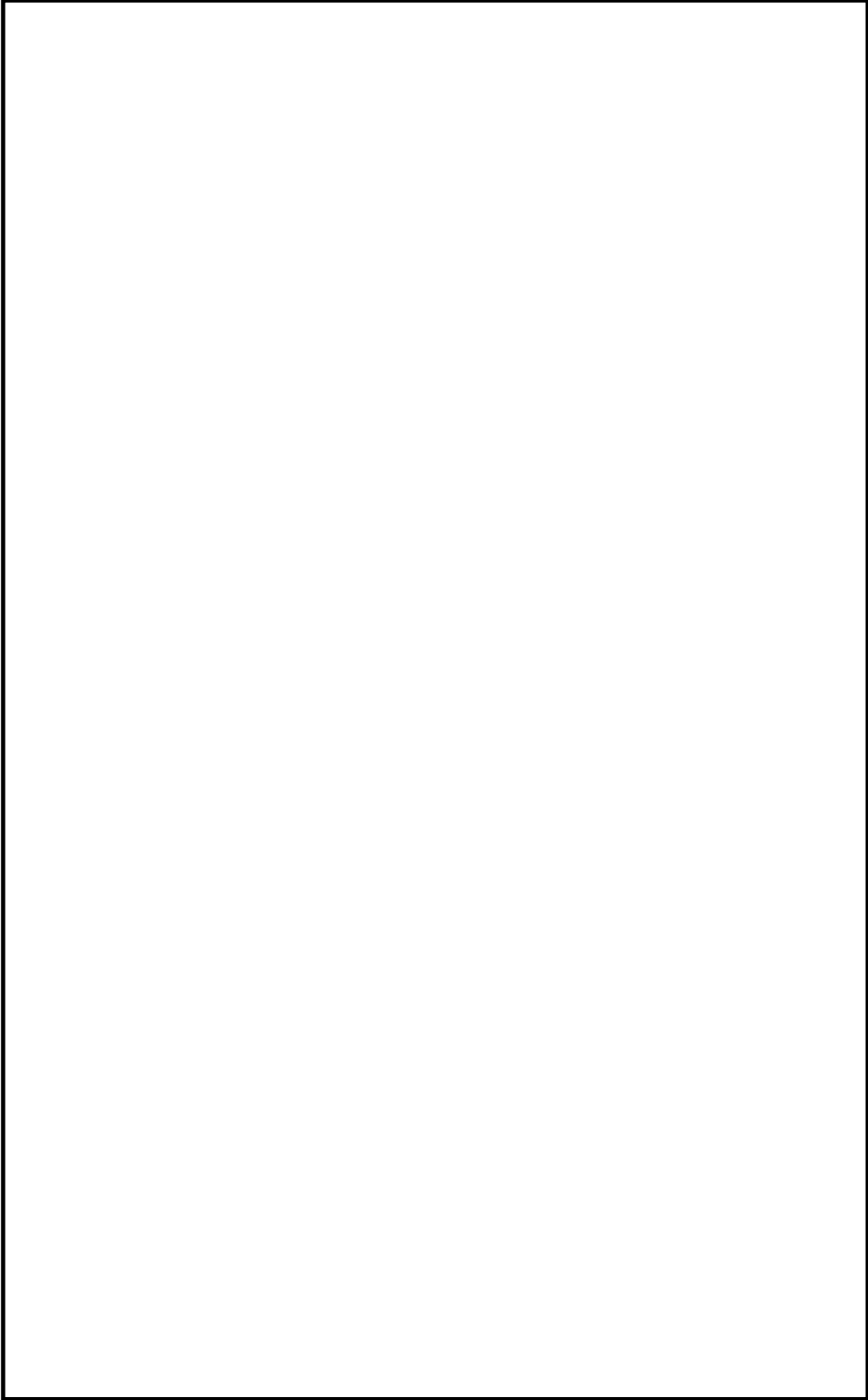
第3図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (5/8)



第3図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (6/8)



第3図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (7/8)



第3図 東海第二発電所 溢水防護区画図 (8/8)

(4) アクセスルートエリアの溢水による温度の影響

地震による溢水源の中で、高温の流体を内包する系統は「原子炉冷却材浄化系」及び「放射性廃棄物処理系加熱蒸気系」が考えられる。原子炉冷却材浄化系は、漏えいを検知し流路を遮断するインターロックが瞬時に作動し自動的に隔離される。また、放射性廃棄物処理系加熱蒸気系は、アクセスルート上の配管の耐震性を確保するため、蒸気の漏えいは発生しない。

したがって、有効性評価において、原子炉建屋での作業完了が最も早くなると考えられる屋内現場作業は、事象発生 55 分程度から開始し、3 時間までに作業を完了させる原子炉運転中の「全交流動力電源喪失 (T B P)」の原子炉注水のための系統構成であるが、インターロックの作動により、漏えいによる原子炉建屋内の温度上昇はなく、原子炉建屋内での作業における高温状態による影響はないと考えられる。

なお、「格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)」は、このインターロックによる自動隔離対象外の事象であり、原子炉建屋内が高温環境になることが考えられるが、漏えい箇所の隔離作業に係る区画の雰囲気温度は、作業開始を想定する原子炉減圧操作後に原子炉建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から、現場隔離操作が完了する 5 時間までの最大で 41℃程度 (ブローアウトパネルに期待しない場合でも約 44℃程度) であることから、屋内現場作業における高温状態による影響はないと考えられる。

(5) アクセスルートエリアの溢水による線量の影響

放射性物質を内包する溢水源の中で、漏えい時に環境線量率が最も厳しくなる系統は「原子炉冷却材浄化系」である。

原子炉冷却材浄化系の漏えいによる被ばく線量は数 mSv 程度となり、緊急時の被ばく線量制限値 100mSv と比較して十分小さく抑えられるため、被ばく防護の適切な装備を実施した上で作業は可能であると考えられる。

(6) アクセスルートエリアの化学薬品を含む溢水の影響

化学薬品を含む溢水源の中で、アクセスルートに影響を与える可能性のあるものは「ほう酸水溶液」「補機冷却水系に含まれる防食剤」がある。

「ほう酸水溶液」及び「補機冷却水系に含まれる防食剤」は、化学薬品を考慮した防護具、マスク等の装備により安全性を向上させていることから作業は可能であると考えられる。

なお、原子炉建屋廃棄物処理棟の溢水源には苛性ソーダ及び硫酸が存在するが、フロアの開口部より下層へ落水するため、影響を受けることはない。

(7) 照明への影響

照明設備については、常用電源若しくは非常用電源から受電しており、建屋全体に設置されている。溢水の影響により照明設備が喪失しても可搬型照明により対応可能である。（別紙（27）参照）

(8) 感電の影響

電気設備が溢水の影響を受けた場合は、保護回路が動作し電気回路をトリップすることで電源供給が遮断されることが考えられる。また、地絡等の警報が発生した場合は負荷の切り離し等の対応を行う。

なお、第4図に示す防護具を着用することによりアクセス時の安全性を確保する。

(9) 漂流物の影響

屋内に設置された棚やラック等の設備は、固縛処置がされており、溢水が発生した場合においても漂流物になることはない。よって、アクセス性に対して影響はない。

(10) 内部溢水に対する対応方針

地震による内部溢水の発生により、建屋内の床面が没水した場合を考慮しても対応作業が可能なよう、必要となる防護具を配備する。

内部溢水が発生していると考えられる場合には、中央制御室や緊急時対策所で必要な防護具を着用し、対応操作現場に向かう手順としており、訓練等を通じて、防護具の着用時間は約 12 分で実施できることを確認した。第 4 図に防護具の着用例を示す。

配 備 場 所：中央制御室，緊急時対策所

防 護 具：「マスク」 …全面マスク，ガスマスク

「服装」 …タイベック，アノラック，綿手袋，ゴム手袋，

長靴，胴長靴，ケミカルスーツ，

耐化学薬品用長靴，超強力耐酸手袋，消防服

※今後の検討により，変更・追加となる可能性がある。



胴長靴



タイベック+全面マスク



アノラック+全面マスク



長靴

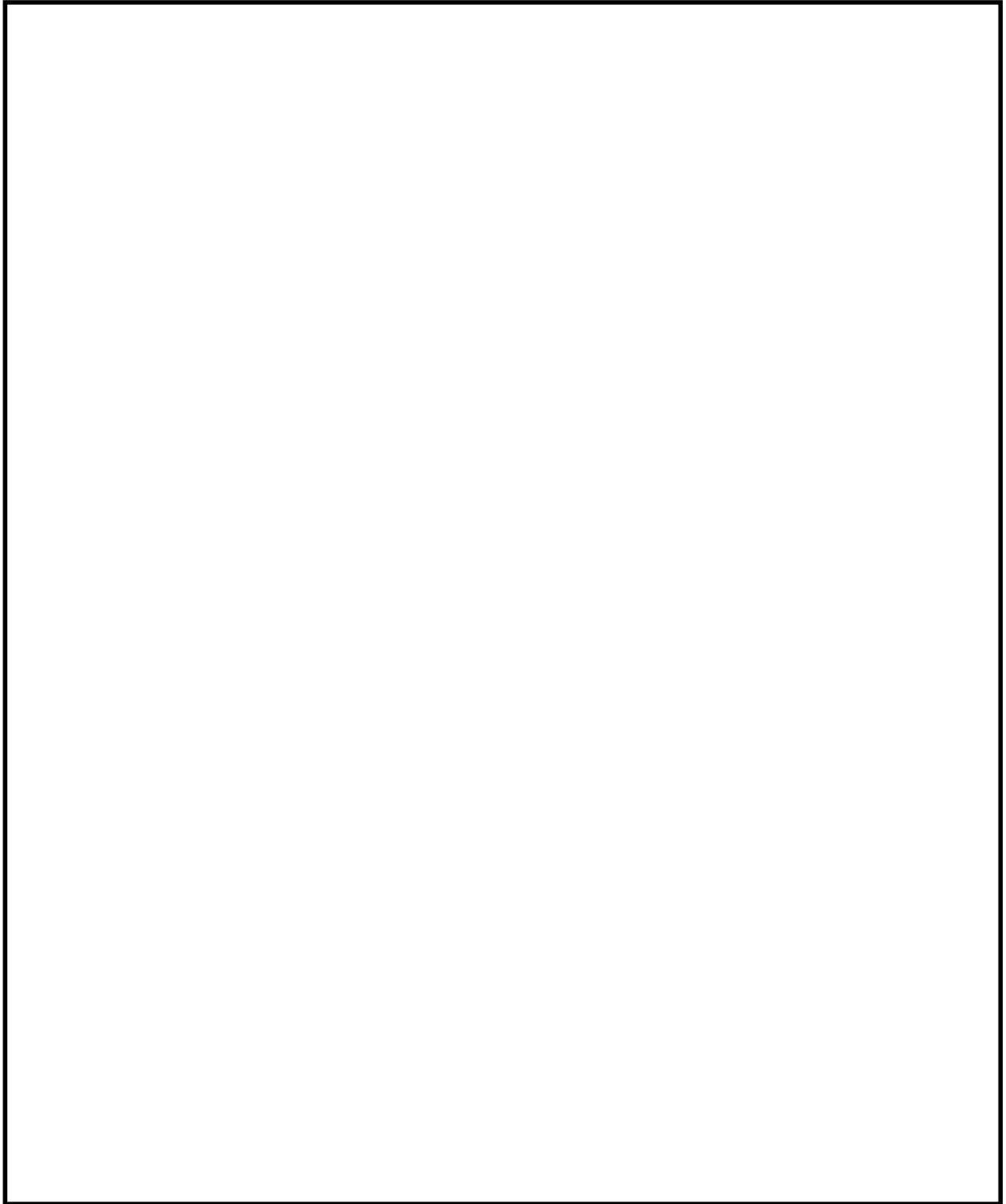


全面マスク

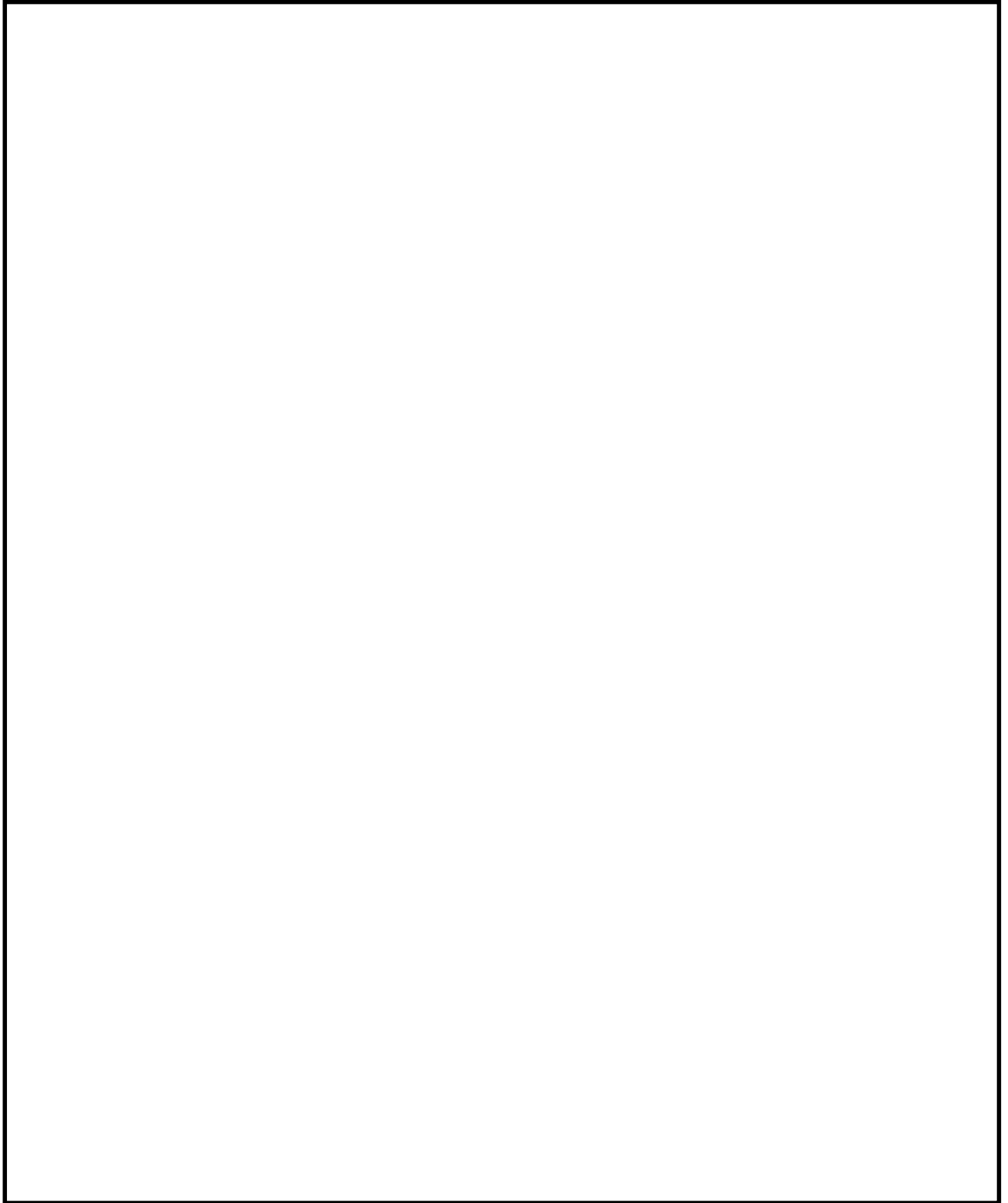
第 4 図 防護具の着用例

屋内アクセスルート確認状況（地震時の影響）について

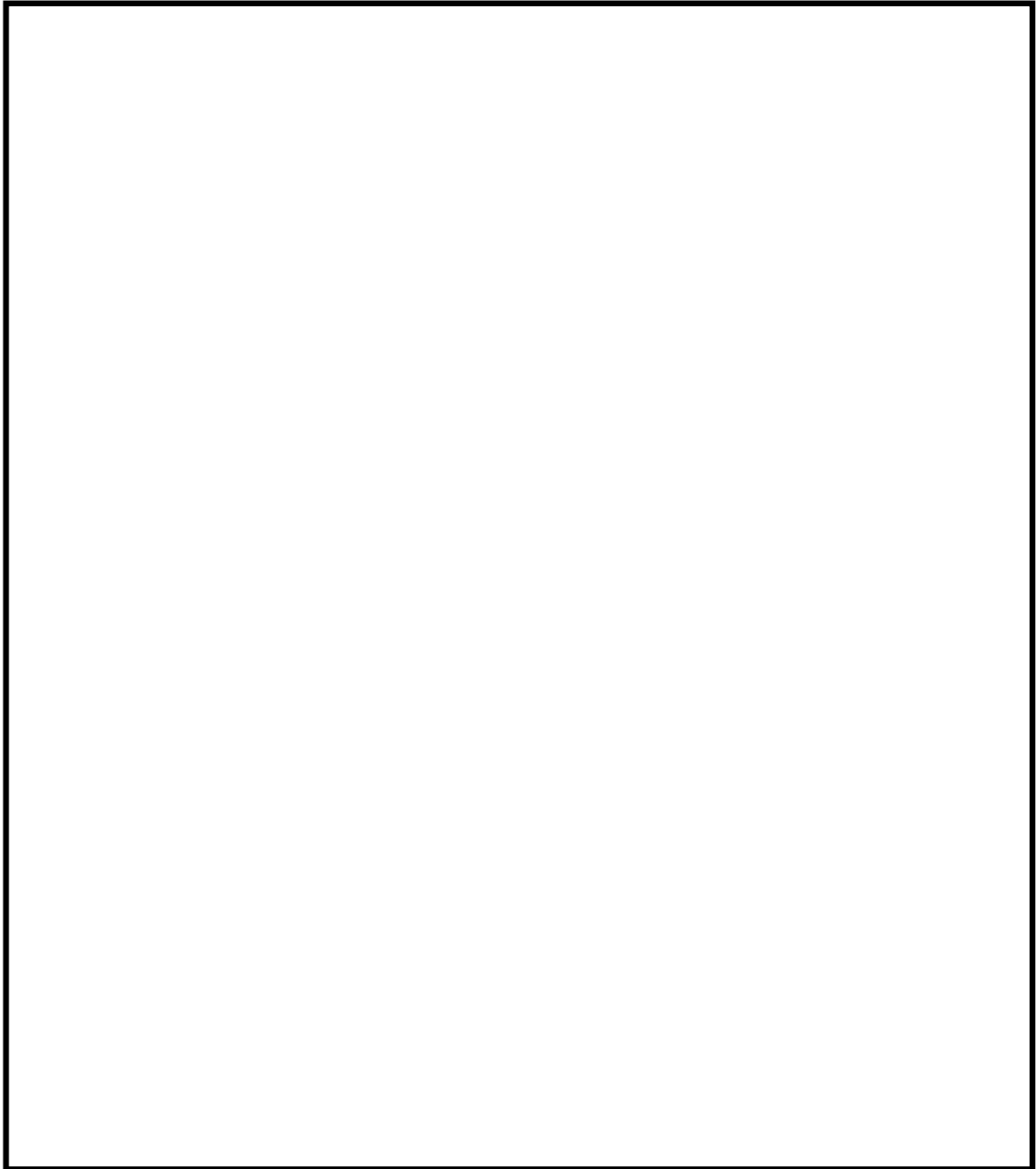
東海第二発電所における屋内アクセスルートのプラントウォークダウン確認結果を第1図及び第1表に示す。



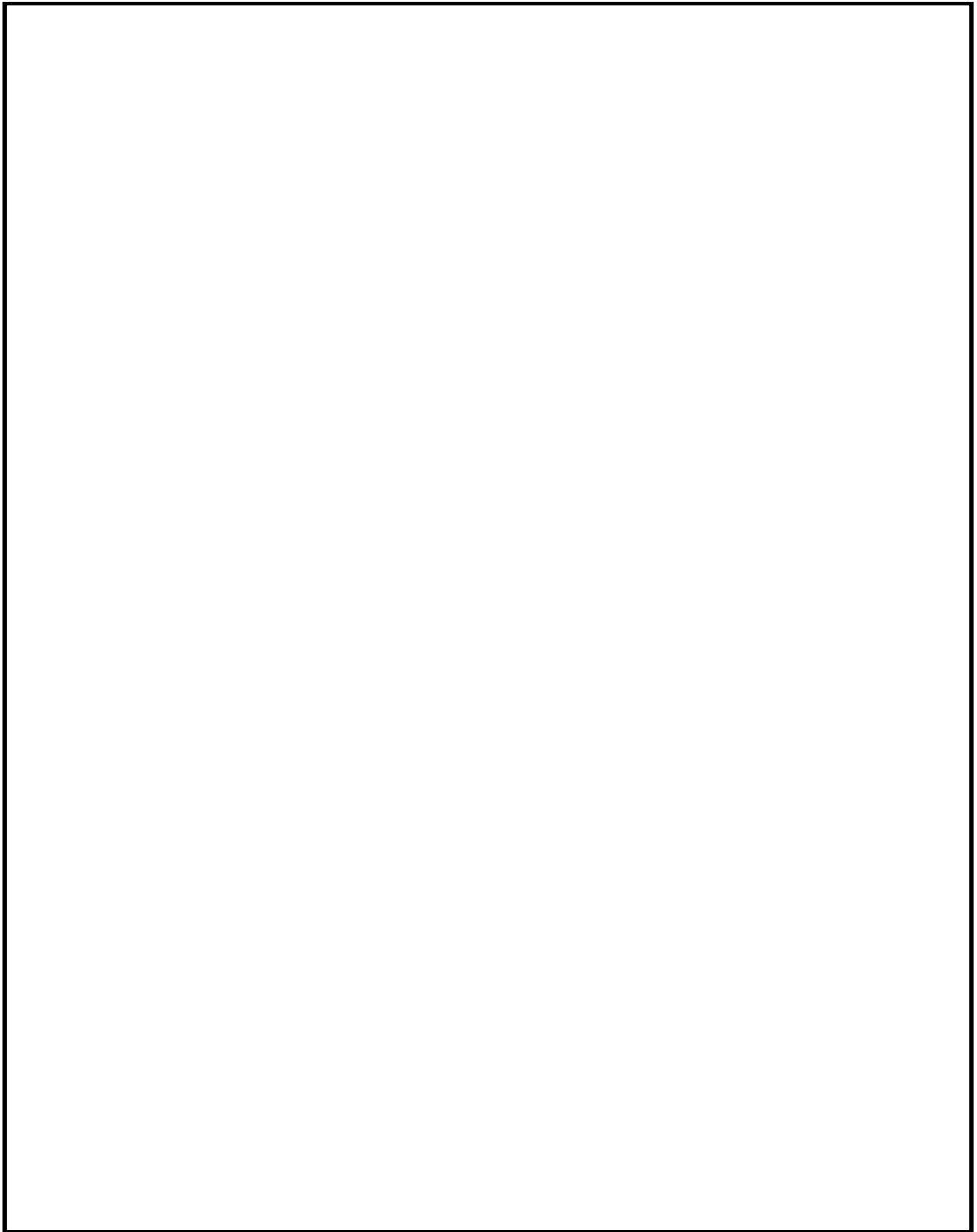
第1図 東海第二発電所 屋内アクセスルート 現場確認結果 (1/8)



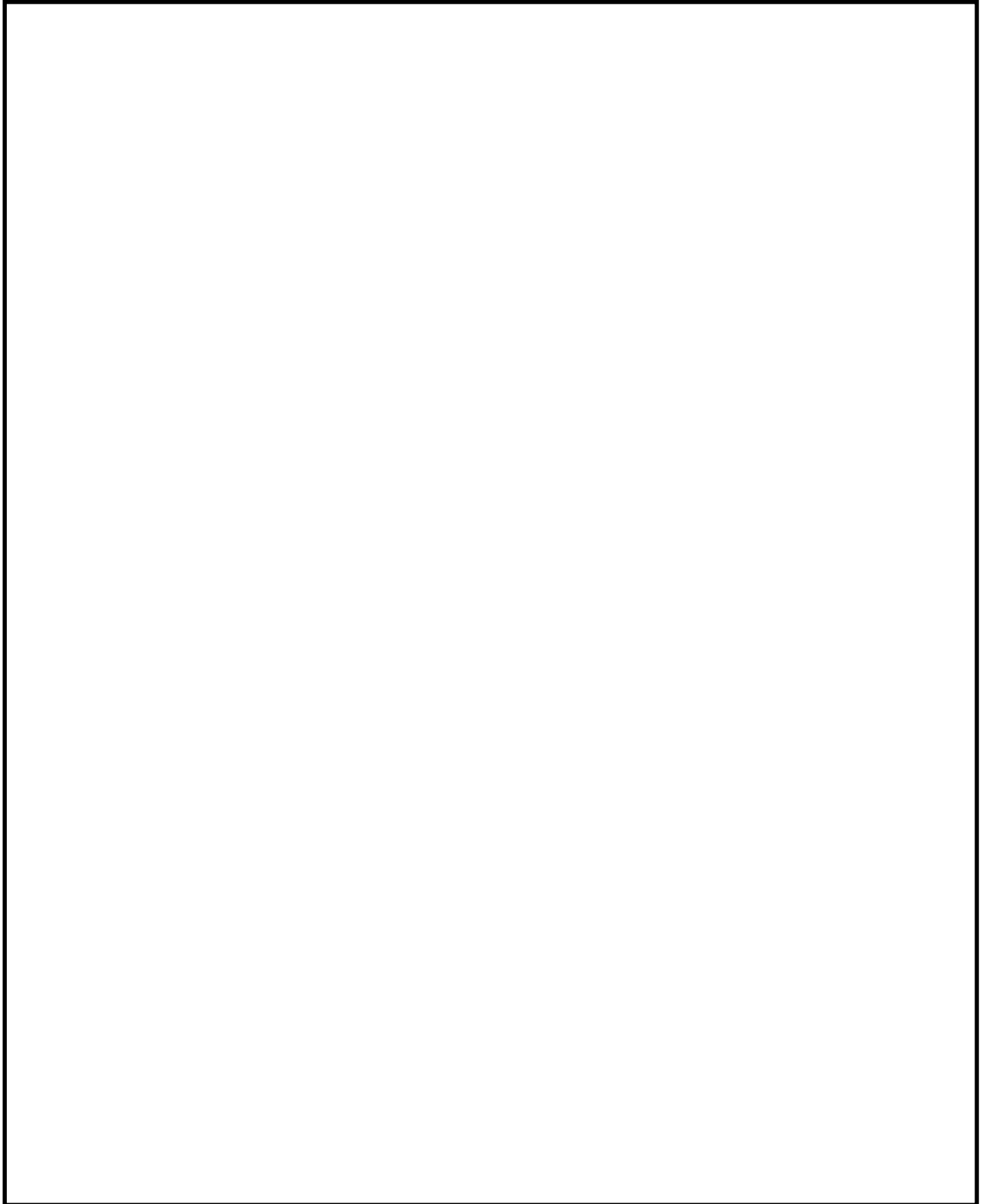
第1図 東海第二発電所 屋内アクセスルート 現場確認結果 (2/8)



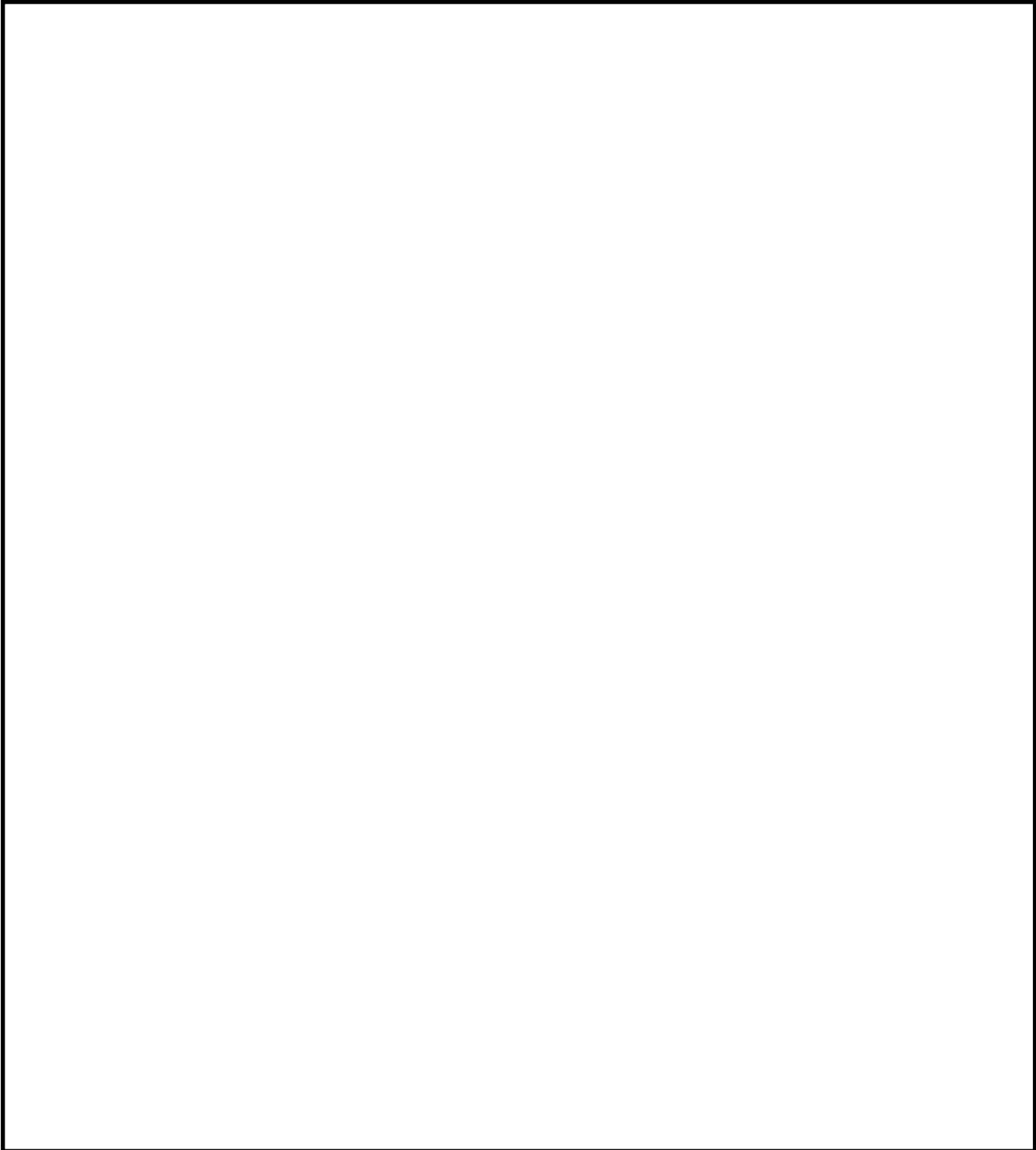
第1図 東海第二発電所 屋内アクセスルート 現場確認結果 (3/8)



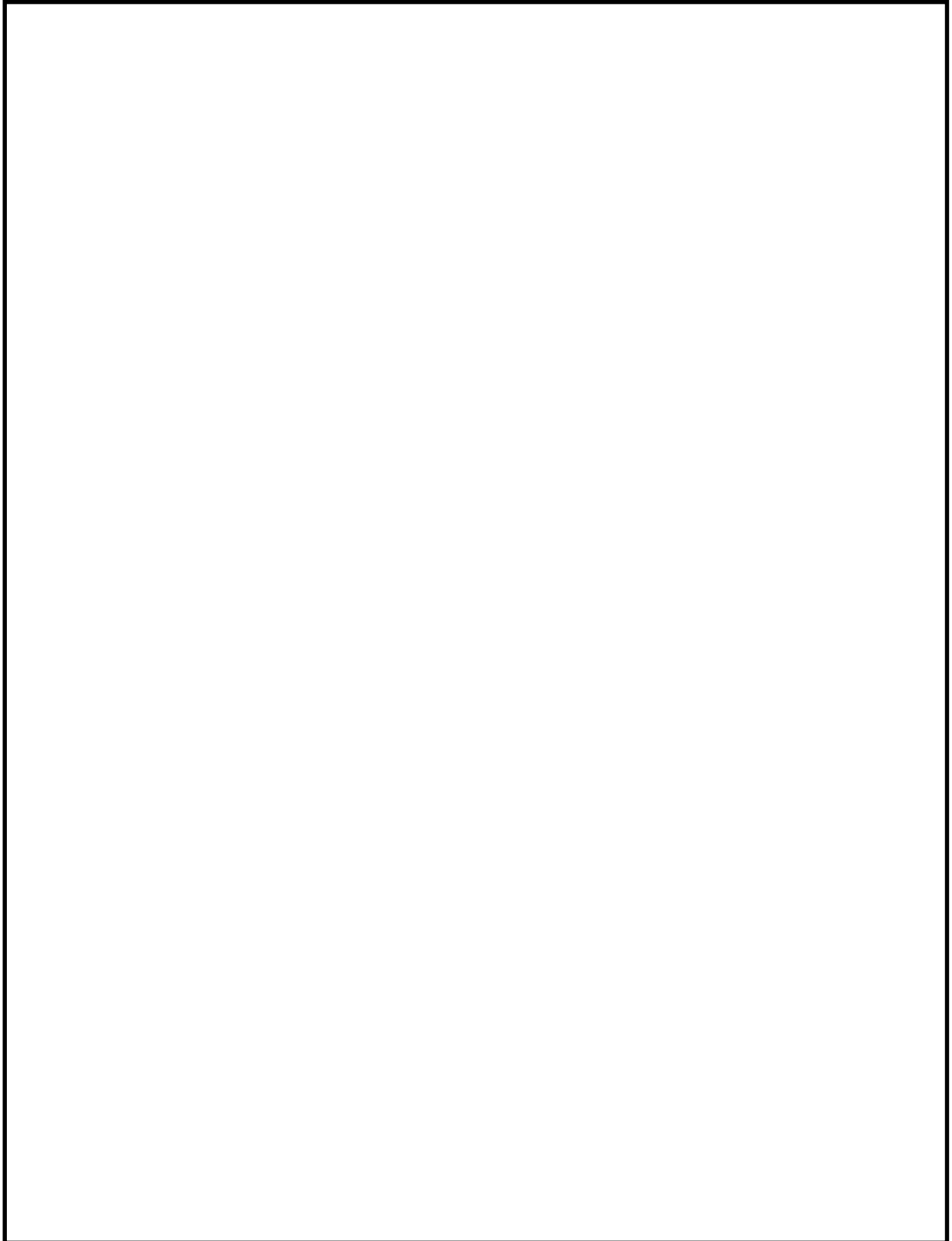
第1図 東海第二発電所 屋内アクセスルート 現場確認結果 (4/8)



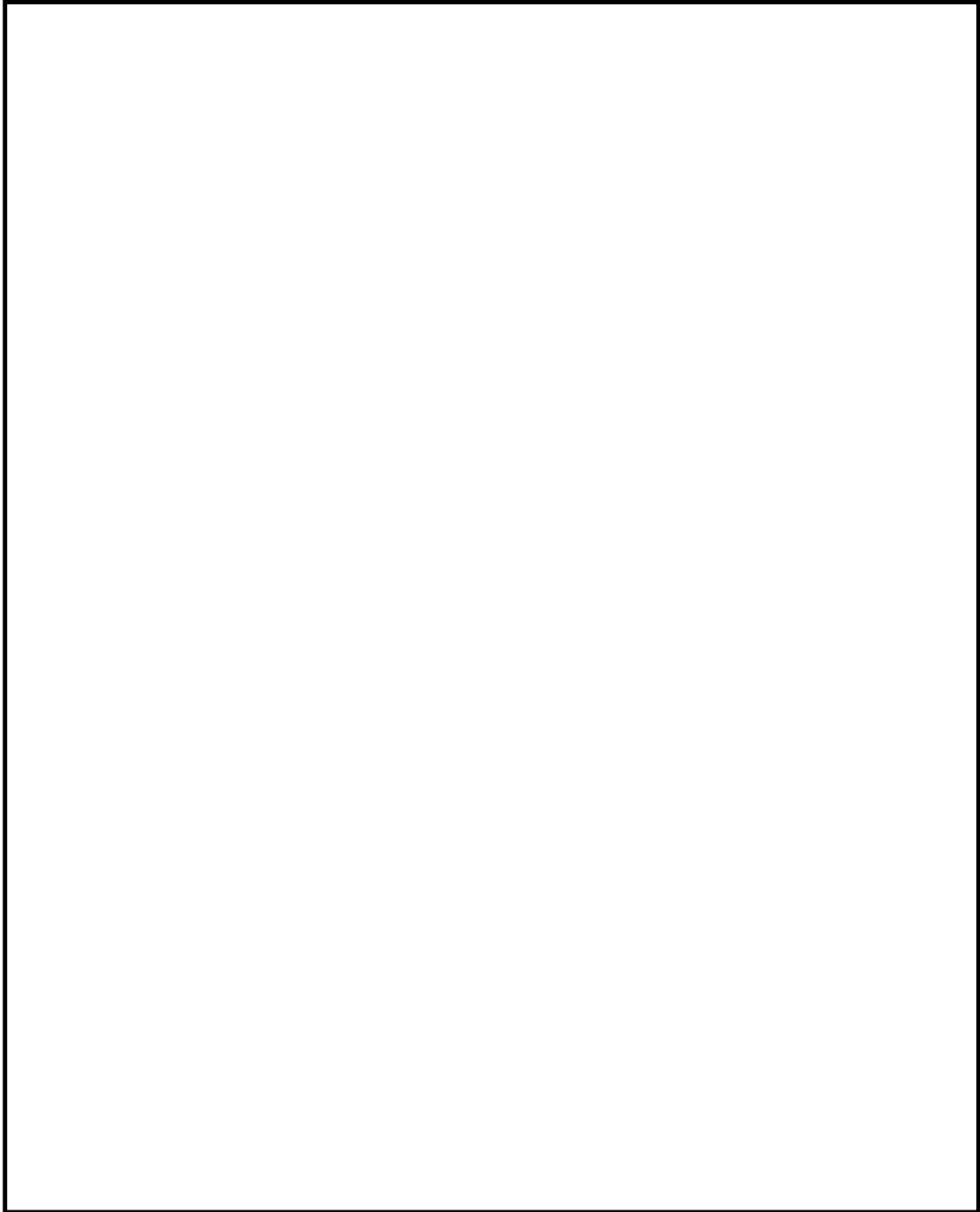
第1図 東海第二発電所 屋内アクセスルート 現場確認結果 (5/8)



第1図 東海第二発電所 屋内アクセスルート 現場確認結果 (6/8)



第1図 東海第二発電所 屋内アクセスルート 現場確認結果 (7/8)



第1図 東海第二発電所屋内アクセスルート 現場確認結果 (8/8)

第1表 機器等の転倒防止処置等確認結果
(類似処置は代表例の写真を示す) (1/11)

項目	設置場所	評価
分解用治具 (R C I Cポンプ用)	R/B B2FL EL-4.00m	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
工具箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
LPCSポンプベントライン 仮設ホース		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
資材保管ハウス		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
資材保管ハウス		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
踏み台		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
資材保管ハウス		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
踏み台		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
踏み台		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
手摺り (機器ハッチ用/LPCS・HPCS)		R/B B1FL EL+2.00m
収納箱 (定検試験機材保管箱)	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照) 	
RHRポンプ分解治具	<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし 	
S/P点検用資材	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照) 	
日点工具保管庫 No.1	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照) 	

第1表 機器等の転倒防止処置等確認結果
(類似処置は代表例の写真を示す) (2/11)

項目	設置場所	評価
日常点検工具保管庫	R/B B1FL EL+2.00m	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
RHRポンプ部品収納箱 (B-1, 2, 3)		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
RHRポンプ部品収納箱 (C-1)		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
RHRポンプ部品収納箱 (D-2)		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
取外し式梯子		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
取外し式梯子		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
踏み台		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
取外し式梯子		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
収納箱 RHRポンプ部品収納箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
制御棒位置検出器(PIP)収納箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
ボンベ運搬用台車		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
ボンベ運搬用台車		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
工具箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
RHRポンプ用シャフト		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)

第1表 機器等の転倒防止処置等確認結果
(類似処置は代表例の写真を示す) (3/11)

項目	設置場所	評価
手摺り	R/B 1FL EL8. 20m	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
ダストサンプリング用架台		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
移動式足場		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
手摺		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
清掃用具		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
清掃用具		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
担架収納用キャビネット		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真③参照)
緊急時用防護具		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
緊急時用防護具		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
緊急時用ウェス		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
汚染検査 BOX		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
工具箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
カラーコーン・コーンバー		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし
手摺	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照) 	

第1表 機器等の転倒防止処置等確認結果
(類似処置は代表例の写真を示す) (4/11)

項目	設置場所	評価
RB 集中清掃系中間集塵機	R/B 2FL EL14.00m	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
ダストサンプリング用架台		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
CRD 交換用装置収納箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
LPRM シャッター		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
踏み台		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
緊急用資機材 ケーブル		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
超音波洗浄機及び工具一式	R/B 3FL EL20.30m	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
超音波洗浄機及び工具一式		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
試験関連保管箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
取外し式梯子		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
MSIV 自動ネットing装置		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
MSIV 点検専用工具箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
チャージングポンプ		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
HCU ベントホース収納用プラスチックコンテナ		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)

第1表 機器等の転倒防止処置等確認結果
(類似処置は代表例の写真を示す) (5/11)

項目	設置場所	評価
キャビネット	R/B 3FL EL20. 30m	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
収納庫 (HCU 点検用工具一式)		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真③参照)
データ処理装置		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真④参照)
中継器		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
収納庫 (HCU 点検用工具一式) (HCU 性能試験装置)		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
取外し式梯子		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
収納庫 (HCU 性能試験装置)		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真③参照)
収納庫 (HCU 点検用工具一式)		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真③参照)
収納庫		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし
弁操作用架台		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真③参照)
工具箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真③参照)
MSIV 仮組 L/T 用フランジ		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
MSIV 摺合せ治具		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
工具箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
工具箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
MSIV 点検用吊具	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照) 	

第1表 機器等の転倒防止処置等確認結果
(類似処置は代表例の写真を示す) (6/11)

項目	設置場所	評価
遮蔽用鉛毛マット	R/B 4FL EL29.00m	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
取外し式梯子		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため，移設を行うことから問題なし
遮蔽用2次容器		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
FPC ポンプ定検用倉庫		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
取外し式梯子		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
収納庫 CRD交換装置点検工具 (着脱ヘッド試験治具)		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
収納箱 SLC系ホース収納箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛を実施している (転倒防止処置例は写真①参照)
弁操作用架台		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛を実施している (転倒防止処置例は写真①参照)
取外し式梯子		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
取外し式梯子		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
FHM ケーブルベア用ブリッジ	R/B 5FL EL38.80m	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真①参照)
バイオトイレ		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真④参照)
キャビネット		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
活性炭吸引機		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真④参照)
DHC 治具		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
放管資材保管用ロッカー		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
ポンプアウトユニット		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
SLC 点検用治具		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
作業台		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真①参照)
汚染検査BOX		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真④参照)
活性炭充填機	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真④参照) 	
燃料貯蔵プール排気ダクト隔離弁操作 架台用昇降はしご(東側)	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛，転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照) 	

第1表 機器等の転倒防止処置等確認結果
(類似処置は代表例の写真を示す) (7/11)

項目	設置場所	評価
金属製物置	R/B 5FL EL38.80m	・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
燃料貯蔵プール排気ダクト隔離弁操作 架台用昇降はしご(西側)		・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
取外し式梯子		・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
取外し式梯子		・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真③参照)
架台		・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
ダストサンプリング用架台	R/B 6FL EL46.50m	・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
垂直吊具		・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真①参照)
ラック		・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
道工具棚		・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
キャビネット		・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真④参照)
キャビネット		・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)
燃料取扱機材	・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真②参照)	
踏み台	C/S 1FL EL8.20m	・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
リフター		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
リフター		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
踏み台		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
踏み台		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
予備品収納箱		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
踏み台		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし

第1表 機器等の転倒防止処置等確認結果
(類似処置は代表例の写真を示す) (8/11)

項目	設置場所	評価
光ファイバー温度監視装置	C/S 3FL EL23.00m	・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
原子炉格納容器 漏えい率試験装置		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ機器収納盤		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
PC ラック		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
オフガス高感度モニタ監視装置		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
工具箱 (換気空調設備定検工事用)		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
取外し式手摺り	・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)	
RPS-MG 模擬負荷抵抗	C/S B1FL EL2.56m	・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
リフター		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
リフター		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
リフター		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
脚立		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真③参照)
脚立	C/S B1FL EL2.56m	・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真③参照)
脚立		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真③参照)

第1表 機器等の転倒防止処置等確認結果
(類似処置は代表例の写真を示す) (9/11)

項目	設置場所	評価
リフター	C/S B2FL EL-4.00m	<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
リフター		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
リフター		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
油圧防振器用点検資機材	Rw/B 1FL EL8.20m	<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
収納箱 工具収納箱		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし
ダストサンプラー置き場		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
綿手・ゴム手袋用ラック		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
消耗品ラック		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
TOC 計		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
再利用ポリビン保管ラック		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
測定機器用机		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
踏み台		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
No.1 倉庫		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
タンク遠隔点検用資材		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし
油圧防振器予備品		<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
工具箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
工具箱		<ul style="list-style-type: none"> ・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
緊急時対応用ウェス	<ul style="list-style-type: none"> ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし 	

第1表 機器等の転倒防止処置等確認結果
(類似処置は代表例の写真を示す) (10/11)

項目	設置場所	評価
バッテリー式リフト	Rw/B 1FL EL8. 20m	・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題ない
R/W 開口部用柵	Rw/B 2FL EL14. 00m	・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真①参照)
SRV 定検資材		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV 定検資材		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV 定検資材		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV 定検資材		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
新樹脂保管用ラック		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
ラック (ISI 試験片用)		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
バイオトイレ		・固縛, 転倒防止策を実施している (転倒防止処置例は写真④参照)
SRV 取外・取付用資材		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV 取外・取付用資材		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV 定検資機材		・固縛, 転倒防止策を実施している ・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし (転倒防止処置例は写真④参照)
踏台・脚立OGハッチ用梯子		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
ハッチ用手摺		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし (転倒防止処置例は写真②参照)
SRV		・転倒防止策を実施している ・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
SRV 定検資材		・転倒した場合でも通行可能な通路幅が確保可能なためアクセス性の問題なし
踏み台	Rw/B 3FL EL22. 00m	・転倒した場合に通行可能な通路幅の確保が困難なため, 移設を行うことから問題なし

第1表 機器等の転倒防止処置等確認結果
(代表例の写真を示す) (11/11)

各項目の転倒防止処置

	設置物の外観	転倒防止対策
写真①	 <p>例：試験関連保管箱</p>	
写真②	 <p>例：予備品収納箱</p>	
写真③	 <p>例：脚立</p>	
写真④	 <p>例：リフター</p>	

写真①：スリング、ワイヤー、チェーンを用いた固縛

写真②：壁面からのアンカーを用いた固縛

写真③：サポートを用いた固縛

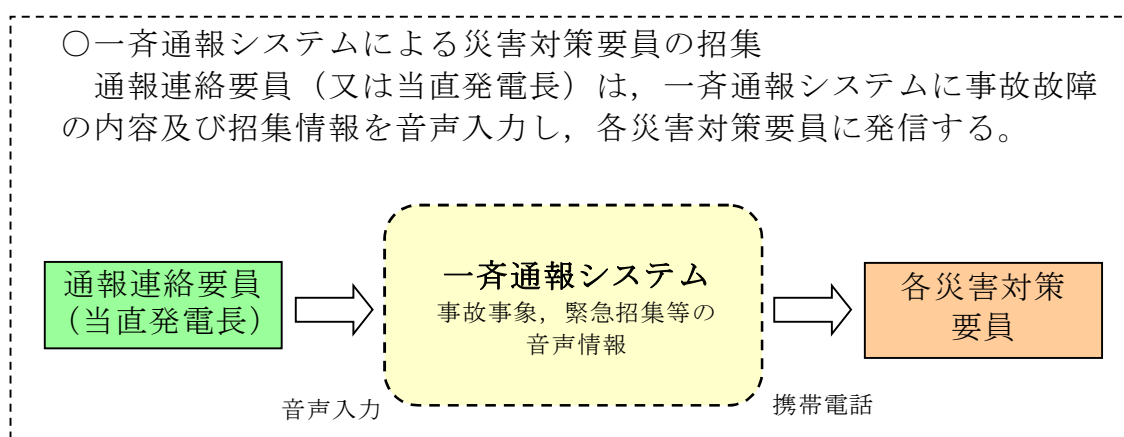
写真④：床面からのアンカーを用いた固縛

東海第二発電所の屋内設置物（常置品，仮置資機材）については，地震等による転倒によって，重大事故等対応の障害になることを防止するため，常置品，仮置き資機材の設置に対する運用，管理を社内規程に基づき実施する。

発電所構外からの災害対策要員の参集について

1. 要員の参集の流れ

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，発電所構外にいる災害対策要員への情報提供及び非常招集をすみやかにするために，「一斉通報システム」を活用する。（第1図）



第1図 一斉通報システムの概要

また，発電所周辺地域（東海村）で震度6弱以上の地震が発生した場合には，各災害対策要員は，社内規程に基づき自主的に参集する。

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上で参集する。

発電所参集要員（拘束当番）である災害対策要員は，直接発電所へ参集する。発電所参集要員（拘束当番）以外の参集要員は，発電所外参集場所となる第三滝坂寮に集合し，発電所外参集場所で災害対策本部と参集に係る以下①～⑤の情報確認及び調整を行い，災害対策本部からの要員派遣の要請に従い，集団で発電所に移動する。（第2図）

- ①発電所の状況（設備及び所員の被災等）
- ②参集した要員の確認（人数，体調等）
- ③重大事故等対応に必要な装備（汚染防護具，マスク，線量計等）
- ④発電所への持参品（通信連絡設備，照明機器等）
- ⑤気象及び災害情報等

2. 災害対策要員の所在について

東海村の大半は東海第二発電所から半径 5km 圏内であり，発電所員の約 5割が居住している。さらに，東海村周辺のひたちなか市，那珂市など東海第二発電所から半径 5～10km 圏内には，発電所員の約 2割が居住しており，概ね東海第二発電所から半径 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2図 東海第二発電所とその周辺

第1表 居住地別の発電所員数（平成28年7月時点）

居住地	東海村 (半径 5km 圏内)	東海村周辺地域 ひたちなか市など (半径 5~10km 圏内)	その他の地域 (半径 10km 圏外)
居住者数	133 名 (52%)	58 名 (23%)	64 名 (26%)

3. 発電所構外からの災害対策要員の参集ルート

3.1 概要

発電所構外から参集する災害対策要員の主要な参集ルートについては、第3図に示すとおりである。



第3図 主要な参集ルート

東海第二発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、発電所構外の拠点となる要員の集合場所(第三滝坂寮)から発電所までの参集ルートは、通行に支障となる地形的な要因の影響が少ない。また、木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。このため、参集要員は通行可能な道路等を状況に応じて選択して参集できる。

この他の参集に係る障害要因としては、地震による橋梁の崩壊、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壊については、参集ルート上の橋梁が崩壊等により通

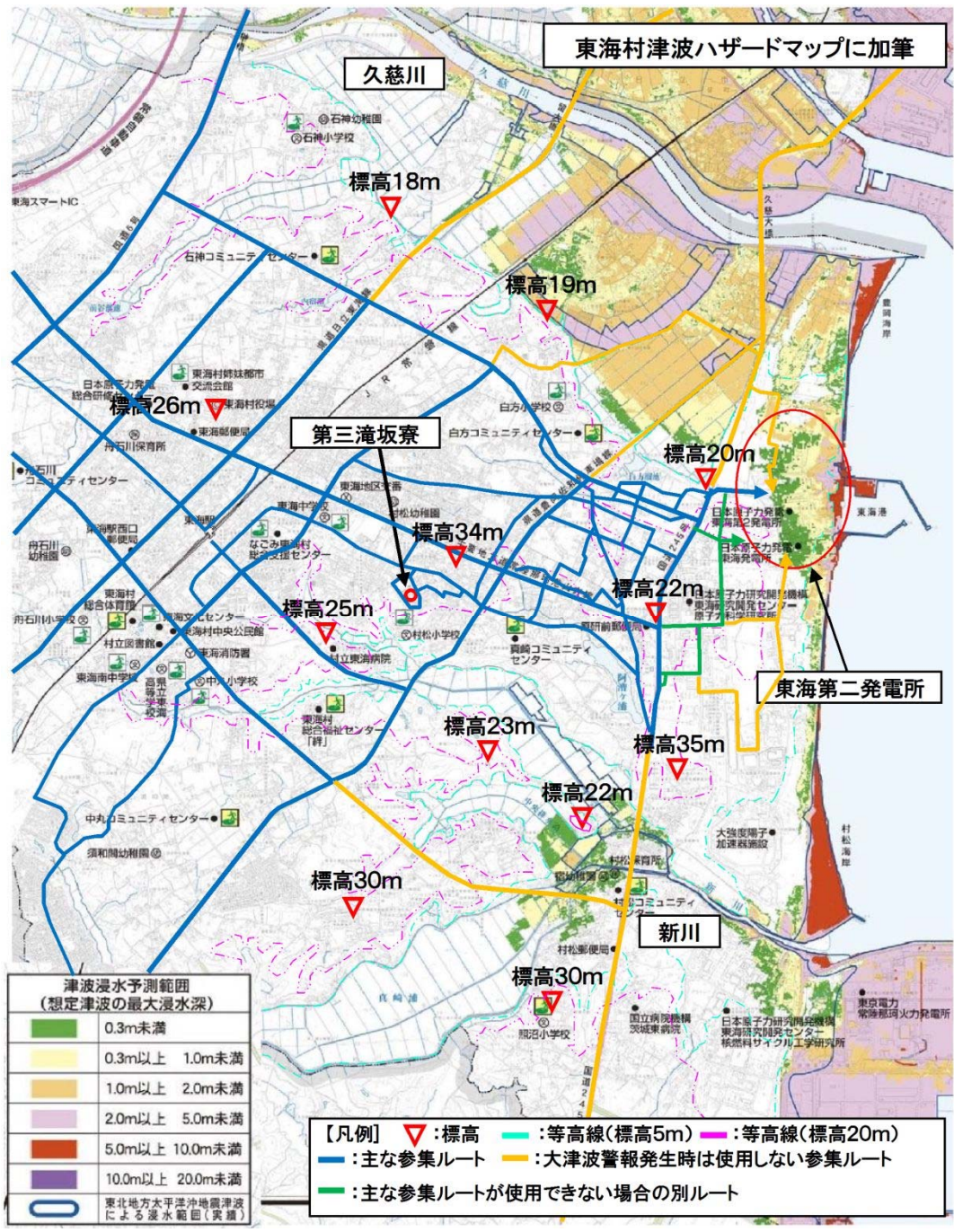
行ができなくなった場合でも、迂回ルートが複数存在することから、参集は可能である。なお、地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響については、平成 23 年の東北地方太平洋沖地震においても、実際に徒歩による通行に支障はなかった。

参集ルートが津波により浸水した場合には、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、ひたちなか市（那珂湊方面）及び日立市の比較的海に近いルート）は使用せず、これ以外の参集ルートを使用して参集する。

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。

3.2 津波による影響が考えられる場合の参集ルート

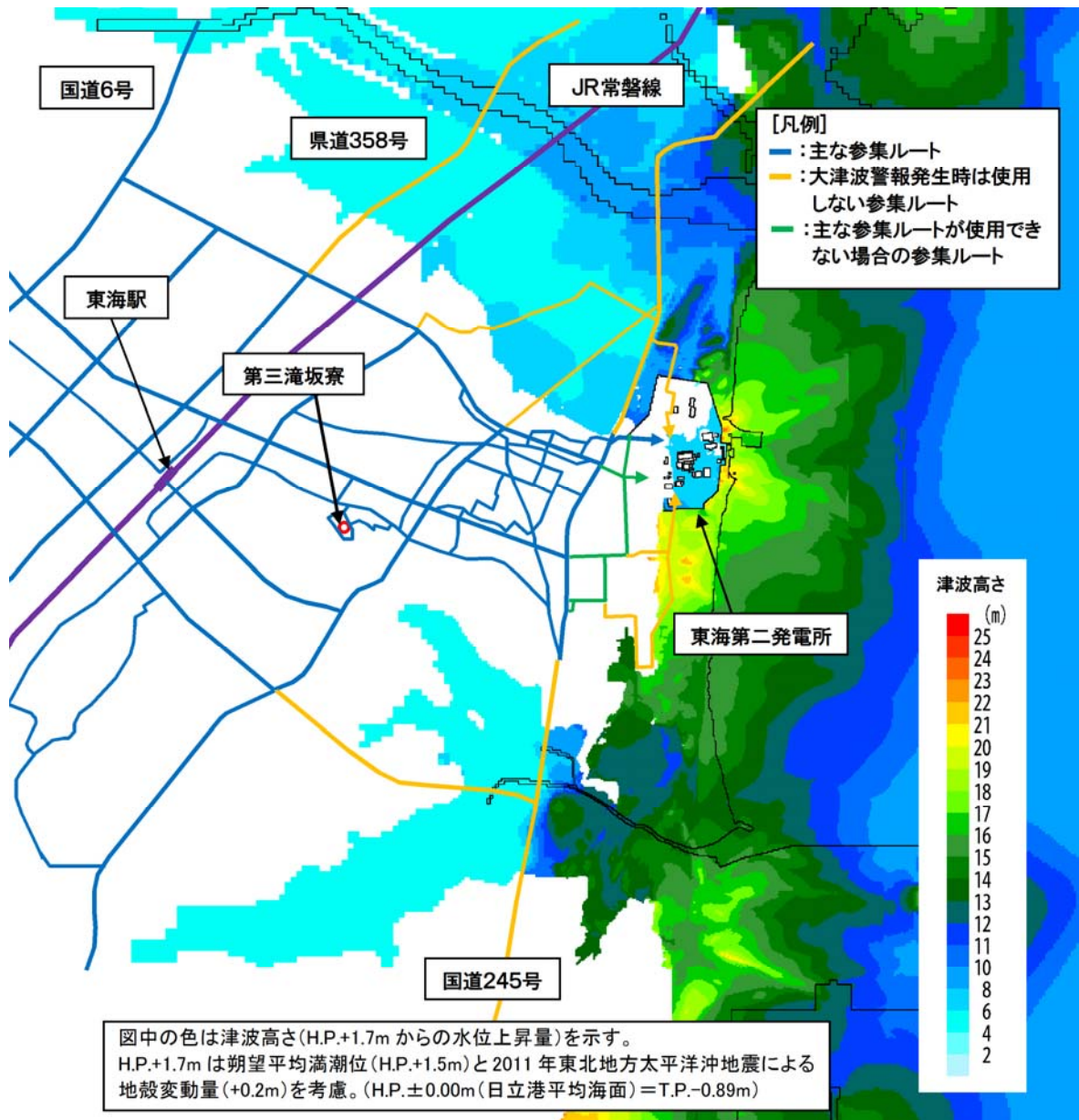
東海村津波ハザードマップ（第 4 図）によると、東海村中心部から東海第二発電所までの参集ルートへの影響はほとんど見られない（川岸で数 10cm 程度）が、大津波警報発令時は、津波による影響を想定し、海側や新川の河口付近を避けたルートにより参集する。



第4図 茨城県（東海村）の津波浸水想定図（抜粋）

また、東海第二発電所では、津波PRAの結果を踏まえ、敷地遡上津波に対して影響を考慮する必要がある。敷地に遡上する津波の遡上範囲の解析結果（第5図）から、発電所周辺に浸水する範囲が認められるが、東海村中心部から東海第二発電所の敷地までの参集ルートに津波の影響がない範囲が確

認できることから、津波の影響を避けたルートを選択することにより参集することは可能である。



第5図 敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図

3.3 住民避難がなされている場合の参集について

全面緊急事態に該当する事象が発生し、住民避難が開始されている場合には、住民の避難方向と逆方向に移動することが想定される。

発電所へ参集する要員は、原則、住民避難に影響のないよう行動し、自動

車による参集ができないような場合は、自動車を避難に支障のない場所に停止した上で、徒歩等により参集する。

3.4 発電所構内への参集ルート

東海第二発電所の敷地周辺の参集ルートについては、以下に示す敷地の特徴を踏まえて、複数の参集ルートを設定している。

- ・東海第二発電所への参集にあたっては必ず国道 245 号線を通することから、同国道の交通状態及び道路状態によるアクセス性への影響を受けないように、同国道を通行する距離を短くするとともに、できるだけ多くの参集ルートを設定し、さらに各参集ルートの構内への進入場所をできるだけ離す
- ・敷地入口近傍にある 275kV 及び 154kV 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
- ・敷地高さを踏まえ、敷地を遡上する津波によっても影響を受けずに緊急時対策所に到達できる参集ルートを設定する

この考え方に基づき、発電所構外から発電所構内への参集ルートとして、正門ルート（通常時のルート）の他に、南側ルート、南西側ルート、西側ルート及び北側ルートを設定する。（第 6 図、第 7 図）

各参集ルートの考慮すべき外的事象を第 2 表に示す。また、送電鉄塔の倒壊時における通行の考え方を、別紙補足 1 に示す。

災害対策要員が参集する際は、各参集ルートの状況を踏まえて安全に通行できるルートを選定する。

なお、正門ルート及び代替正門ルートを通行できない場合は、隣接する他機関の敷地内を通行する南側ルート、南西側ルート、西側ルート及び北側ル

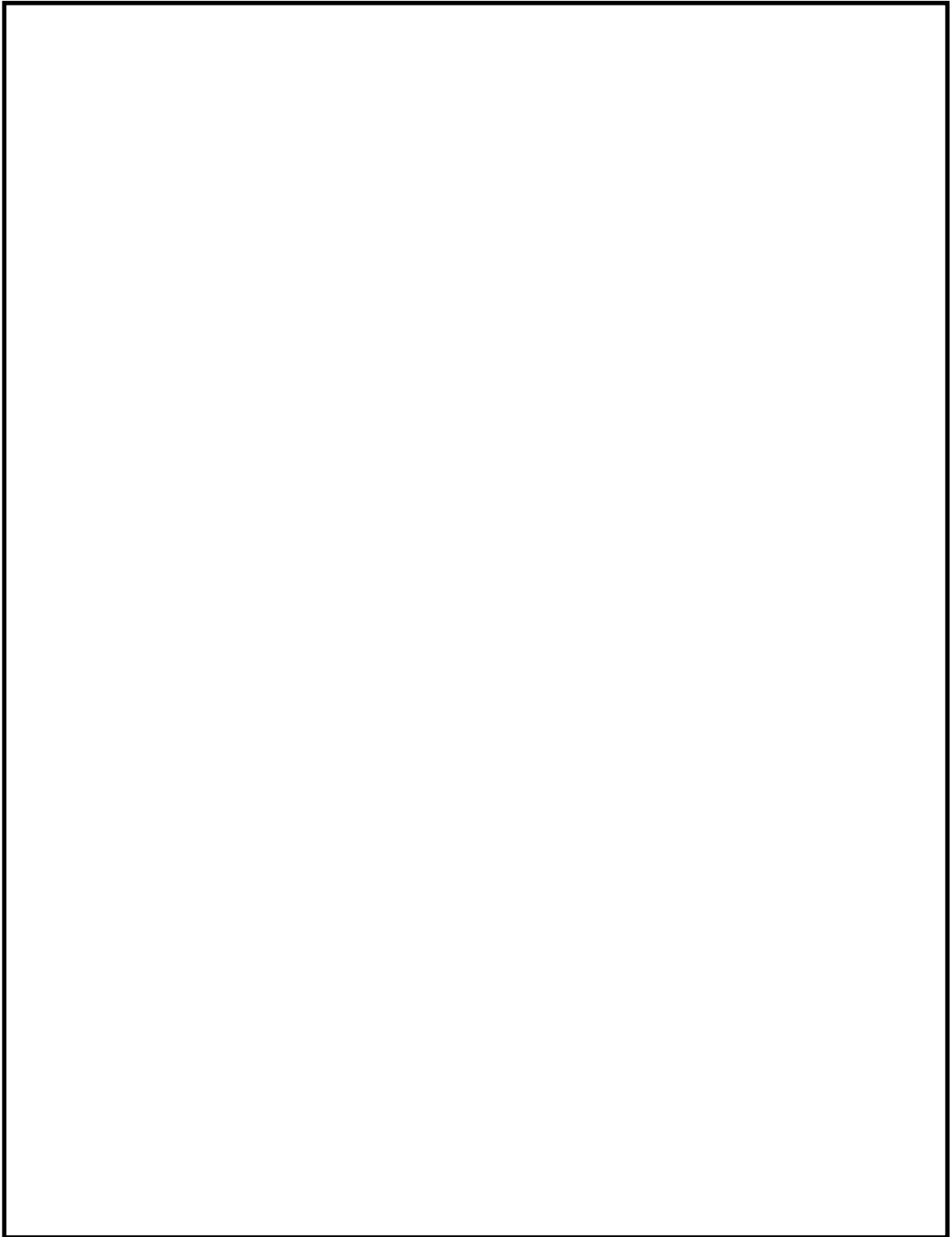
ートを介して災害対策要員が発電所に参集する。このため、他機関とは、通行に係る運用及び参集ルートに影響する障害物の撤去等に係る運用について、予め取り決めることとしている。

3.5 緊急時対策所への参集ルート

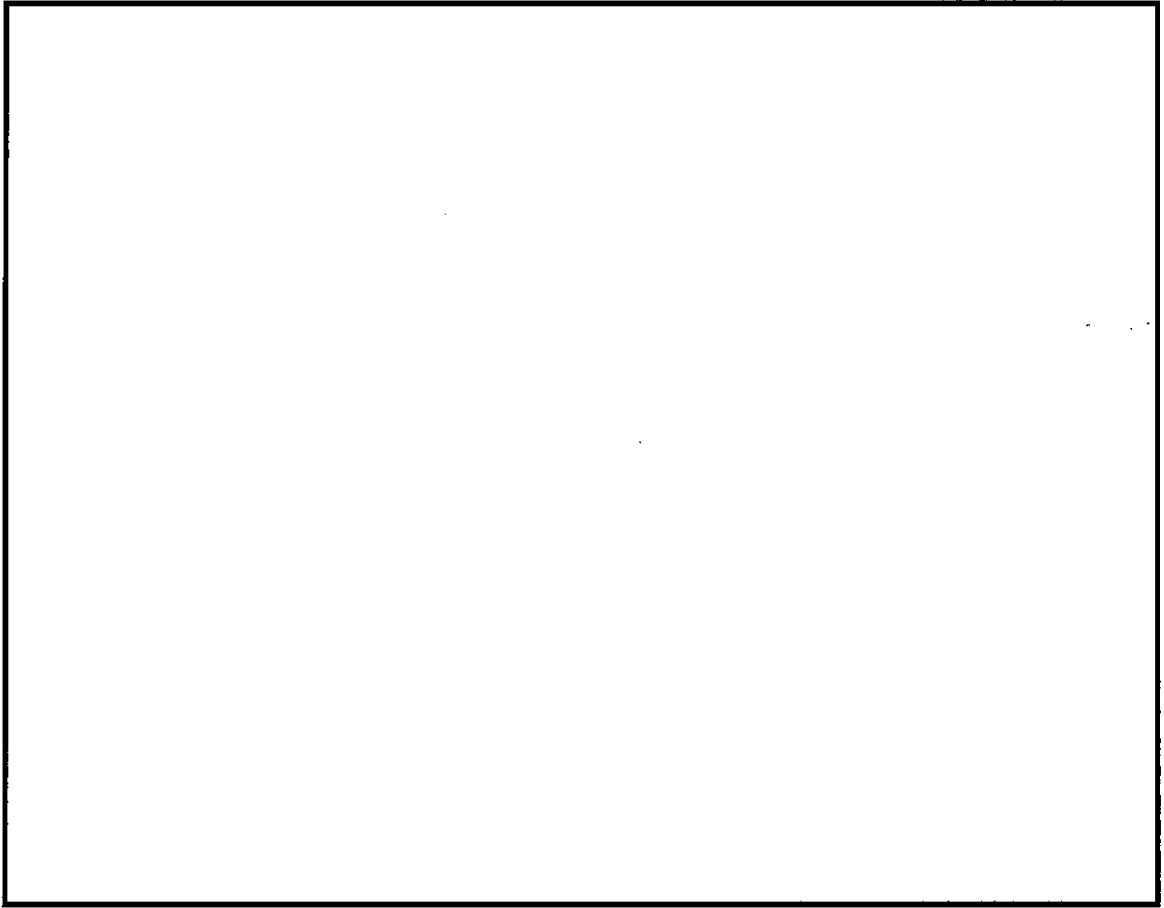
平日の勤務時間帯においては、災害対策要員のほとんどは事務本館で執務しており、招集連絡を受けた場合は、すみやかに緊急時対策所に参集する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、初動対応要員が事務本館等での執務若しくは発電所構内に設けた待機場所に待機しており、招集連絡を受けた場合は、すみやかに緊急時対策所に参集する。

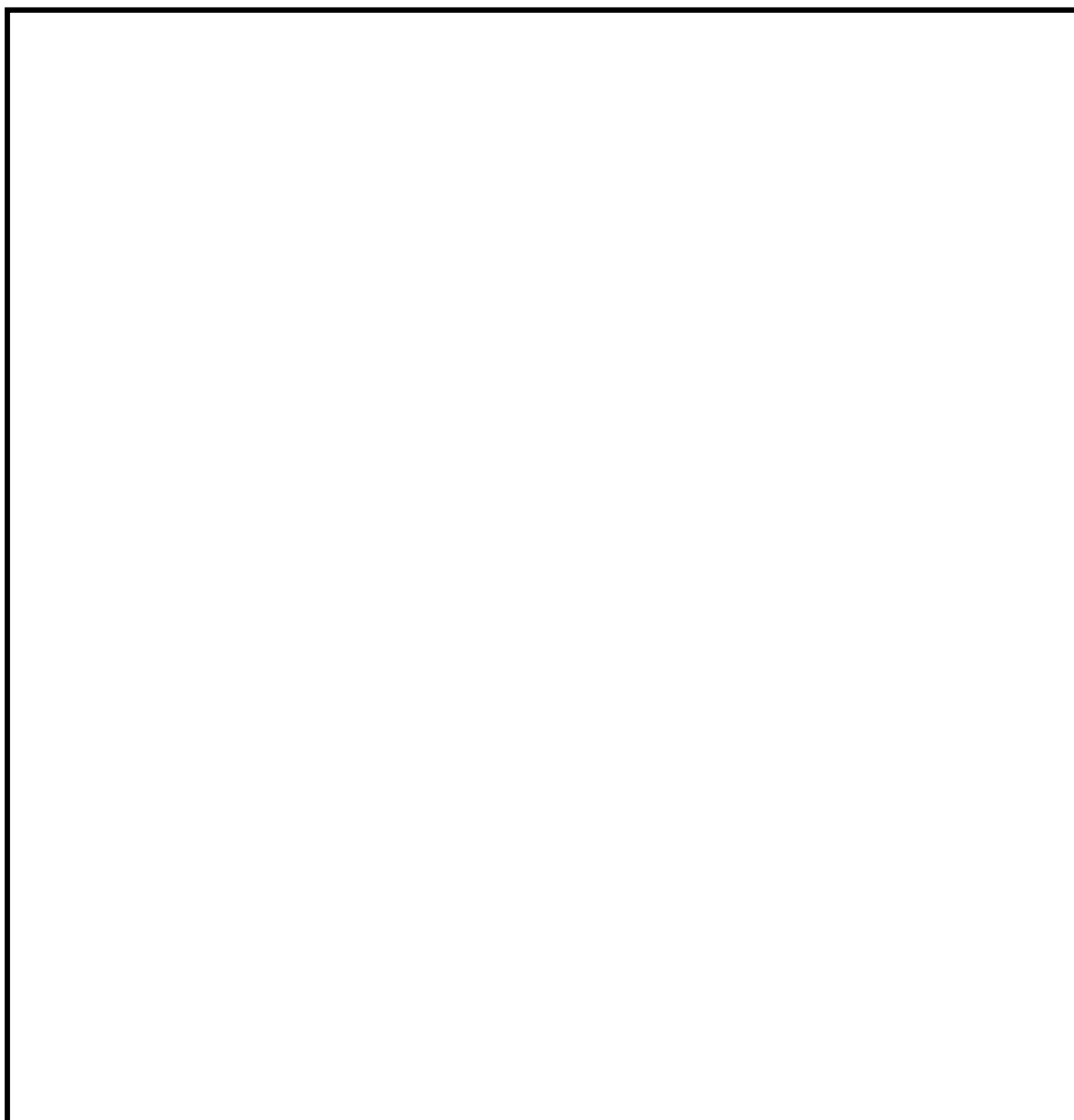
事務本館及び発電所構内に設けた待機場所から緊急時対策書までの参集ルートを、第8図に示す。



第 6 図 発電所構内への参集ルート



第7図 発電所周辺の送電線路と発電所への参集ルート



第 8 図 緊急時対策所までの参集ルート

第2表 各参集ルートの特徴を踏まえた要員参集の適合性

参集ルート (国道245号線からの進入ルート →構内への進入ルート)	考慮すべき外的事象による 参集ルートへの影響の可能性		要員参集の適合性 (対応)	
	送電鉄塔 の倒壊※1	津波浸水※2	災害発生後1日程度以内	災害発生後1週間程度
正門 _{ルート}	△	△	<ul style="list-style-type: none"> 送電鉄塔が倒壊した場合は、安全性(停電)を確認できた場合のみ離隔を維持して通行する。 遡上津波の影響によっては通行できない可能性あり。 	<ul style="list-style-type: none"> 倒壊した送電鉄塔の撤去及び遡上津波による影響(がれき除去)を行うことで通行可能。
代替正門 _{ルート} →正門 _{ルート}	△	△	<ul style="list-style-type: none"> 送電鉄塔が倒壊した場合は、安全性(停電)を確認できた場合のみ離隔を維持して通行する。 	<ul style="list-style-type: none"> 倒壊した送電鉄塔を撤去することで通行可能。
南側 _{ルート}	○	△	<ul style="list-style-type: none"> 遡上津波の影響によっては通行できない可能性あり。 	<ul style="list-style-type: none"> 遡上津波による影響(がれき除去)を行うことで通行可能。
南西側 _{ルート} →正門 _{ルート}	○	△	(通行の支障なし)	(通行の支障なし)
西側 _{ルート} →西側 _{ルート}	○	○	<ul style="list-style-type: none"> 送電鉄塔が倒壊した場合は、安全性(停電)を確認できた場合のみ離隔を維持して通行する。 	<ul style="list-style-type: none"> 倒壊した送電鉄塔を撤去することで通行可能。
北側 _{ルート}	○	△	<ul style="list-style-type: none"> 遡上津波の影響によっては通行できない可能性あり。 	<ul style="list-style-type: none"> 遡上津波による影響(がれき除去)を行うことで通行可能。

〈凡例〉 ○：影響の可能性なし(通行可能)，△：影響の可能性あり(状況に応じて通行可否を判断する)

※1：参集ルートの幅の一部あるいは全幅が、送電鉄塔の倒壊範囲と重複すると評価される場合は△とした。

※2：参集ルートの一部が、敷地を遡上する津波により浸水により浸水する範囲の評価結果(T.P.+8m)と重複する場合は△とした。

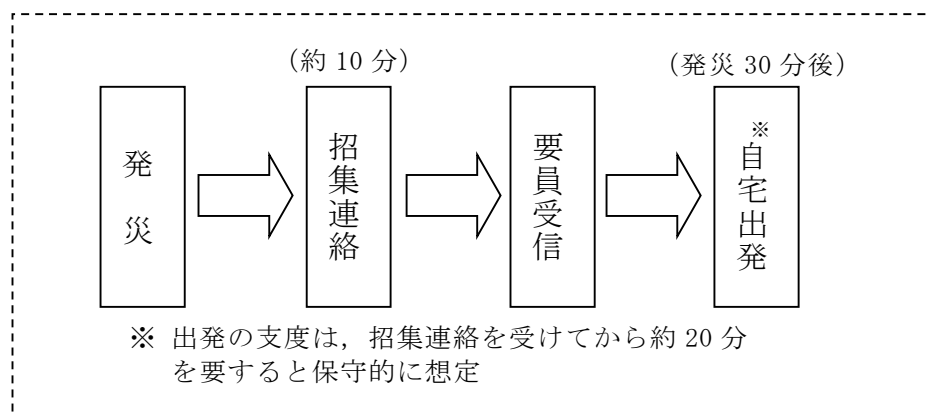
4. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の要員参集条件及び参集時間について

実際に実施した参集訓練等で得られた結果及び各種のハザードを考慮した参集条件を保守的に設定し、これを用いて災害対策要員の参集時間を以下に評価した。

4.1 評価条件

(1) 自宅等を出発するまでの時間

事象発生後に、予め拘束当番に指名されており発電所に参加する災害対策要員は、災対本部からの招集連絡を受けて、発災 30 分後に自宅を出発するものとする。（第 7 図）



第 7 図 要員の招集から自宅出発までの概要

(2) 移動手段・移動速度

徒歩による移動とする。参集訓練実績をもとに移動速度を 4.0km/時（67m/分）※とする。なお、参考として、自転車で参集する場合を想定し、同様の考え方で移動速度を 12km/時（200m/分）とする。

※参集訓練の実績 4.8km/時（80m/分）に対して保守的に 4.0km/時（67m/分）とする。自転車は、訓練実績を踏まえて保守的に「12km/時（200m/分）」とする。

(3) 参集ルート

参集する災害対策要員は、津波による浸水を受ける発電所周辺の浸水エリアを迂回したルートで参集する設定とした。

4.2 参集に要する時間と災害対策要員数

事象発生時には、発電所敷地内に既に待機している初動要員（39名）を除く、予め拘束当番に指名されている災害対策要員（71名）を含む全ての災害対策要員^{※4}が発電所に参集する。

※4 発電所に参集する要員数は、全ての災害対策要員（約255名、平成28年7月時点、表1参照）から初動要員（39名）を差し引いた216名となる。拘束当番である災害対策要員（71名）は、216名の内数である。

参集する災害対策要員が、東海第二発電所の敷地に参集する（発電所構外の拠点となる集合場所を経由しない）までの所要時間と参集する災害対策要員数の関係を第3表に示す。

第3表 参集に係る所要時間と災害対策要員数の関係（平成28年7月時点）

参集に係る所要時間	参集する災害対策要員数 ^{※5}		
	徒歩 (4.0km/h)	参 考	
		徒歩 (4.8km/h)	自転車 (12km/h)
60分以内	4名	12名	126名
90分以内	100名	112名	176名
120分以内	128名	132名	200名

※5 参集する災害対策要員の居住地から発電所までの距離をもとに、移動速度を4.0km/時と想定して、発電所に参集するのに要する時間を評価した。

第3表より、予め拘束当番に指名されており発電所に参集する災害対策要員（71名）は、事象発生後120分には参集していると考えられる。また、参

集ルートの状況により自転車で参集できる場合には、更に短時間での参集が可能となる。

上記の参集に係る所要時間は、事象発生時に、構外から参集する災害対策要員に求められる参集時間（最短で約4時間40分、可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給）と比較して十分に早い。（別紙補足2）

参集する災害対策要員は、参集ルート上に建物等の倒壊他により通行が困難な状態を確認した場合には、それを避けた別の参集ルートを通行する。この場合、参集時間に影響すると考えられるが、第3表の評価結果は、以下に示す保守的な条件設定に基づく評価結果であるため、実際の参集性には影響はない。

- ・災害対策要員は発災30分後（招集連絡を受信してから20分後）に出発することとしているが、実態は数分で出発可能である。
- ・移動手段は、発電所周辺の道路の通行に支障があることを想定し、道路の状況に応じて参集ルートを選べる徒歩による移動とした。
- ・移動速度は参集訓練の実績（4.8km/h）に対し、保守的に4.0km/hとした。
- ・参集ルートは、発電所周辺には複数の道路があることから、主要な幹線道路を用いた主要参集ルートが通行できない場合でも比較的近い場所を迂回参集ルートとして通行することが可能である。このため、迂回参集ルートは主要参集ルートと比較して移動距離及び移動時間はあまり変わらない。（別紙補足3）

鉄塔倒壊時のアクセスについて

1. 鉄塔の倒壊とアクセスルートについて

発電所周囲には 275kV 及び 154kV の送電線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。

送電線の脱落及び断線，あるいは送電線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線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，発電所へ参集することは可能である。

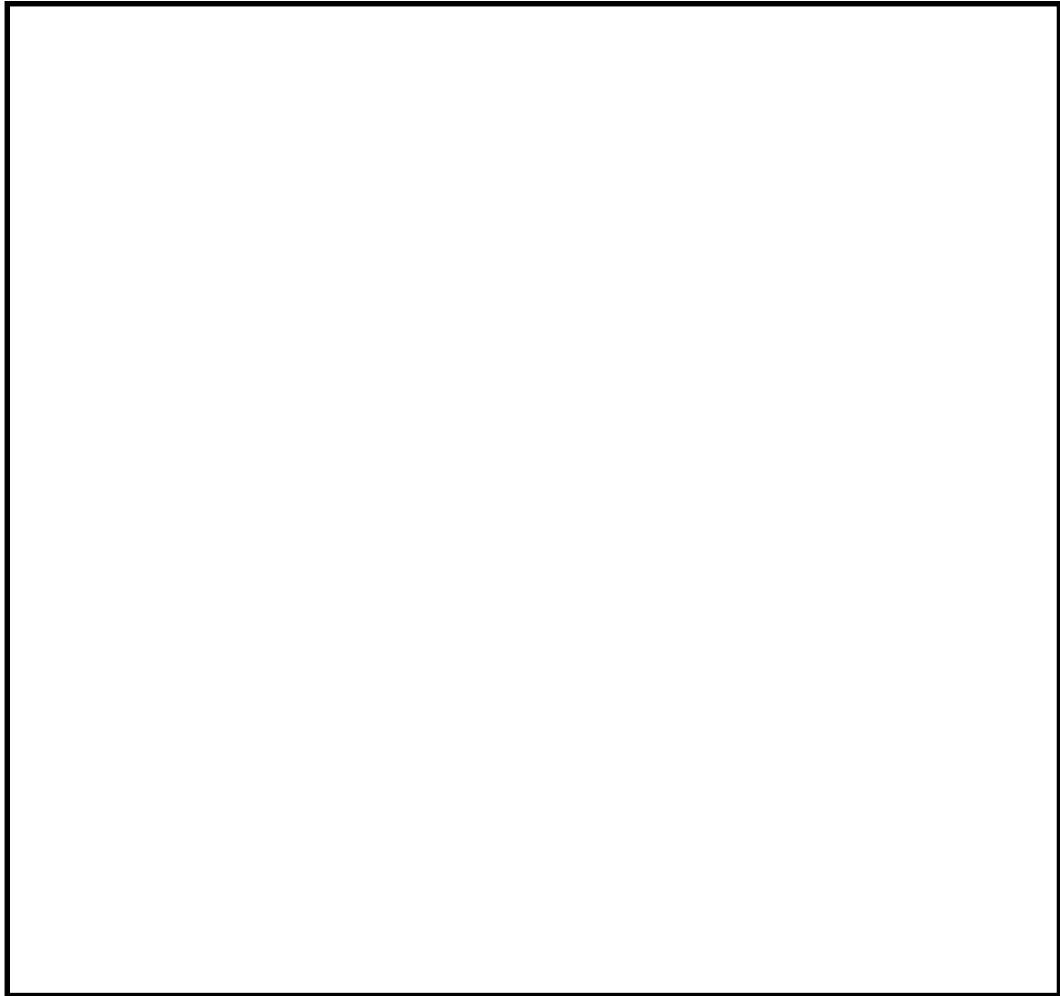
2. 送電鉄塔の倒壊時に通行する参集ルート

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態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

2.1 275kV No. 2 鉄塔が倒壊した場合

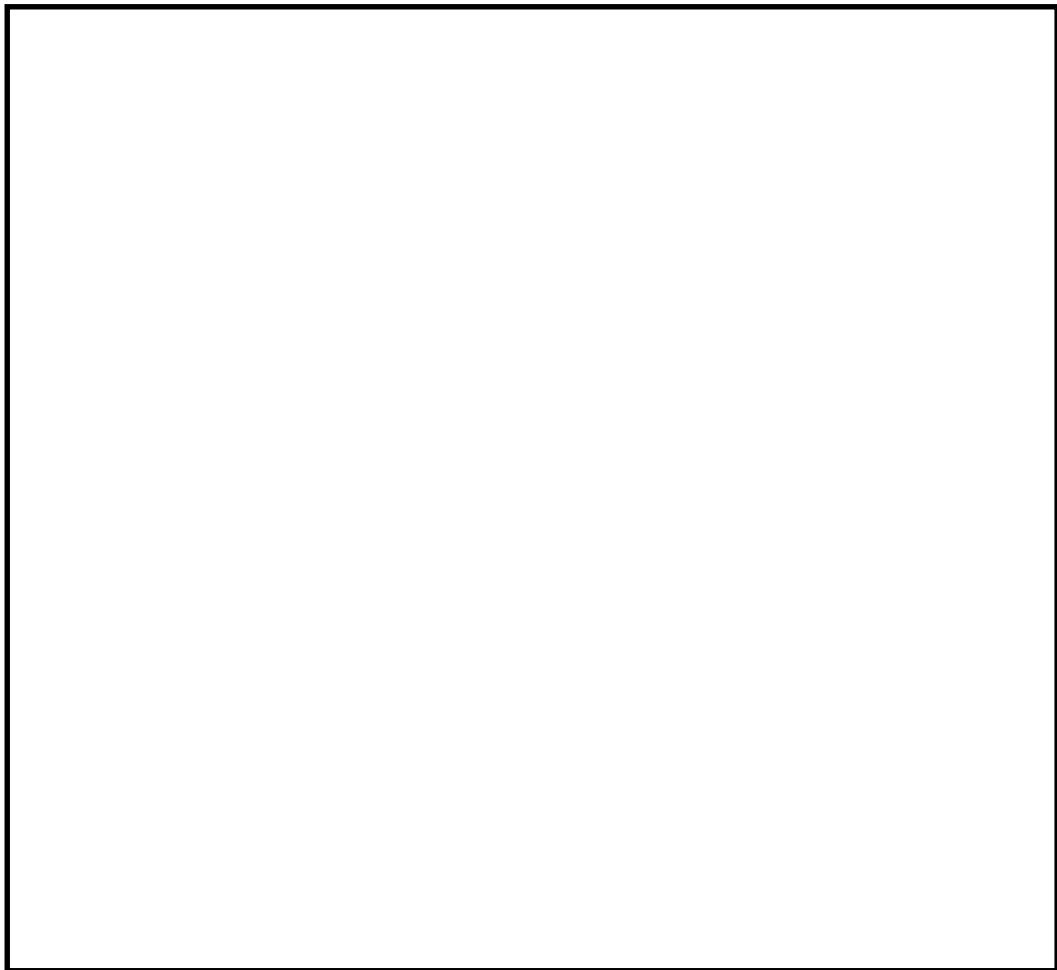
発電所進入道路を阻害することになる、275kV No. 2 鉄塔の南側への倒壊または 154kV No. 5 鉄塔の北側への倒壊が起きても、275kV No. 2 鉄塔を迂回することでアクセスすることは可能である。（第 1 図）



第 1 図 鉄塔倒壊時のアクセスルート（代替正門ルート）

2.2 154kV No. 3 鉄塔が倒壊した場合

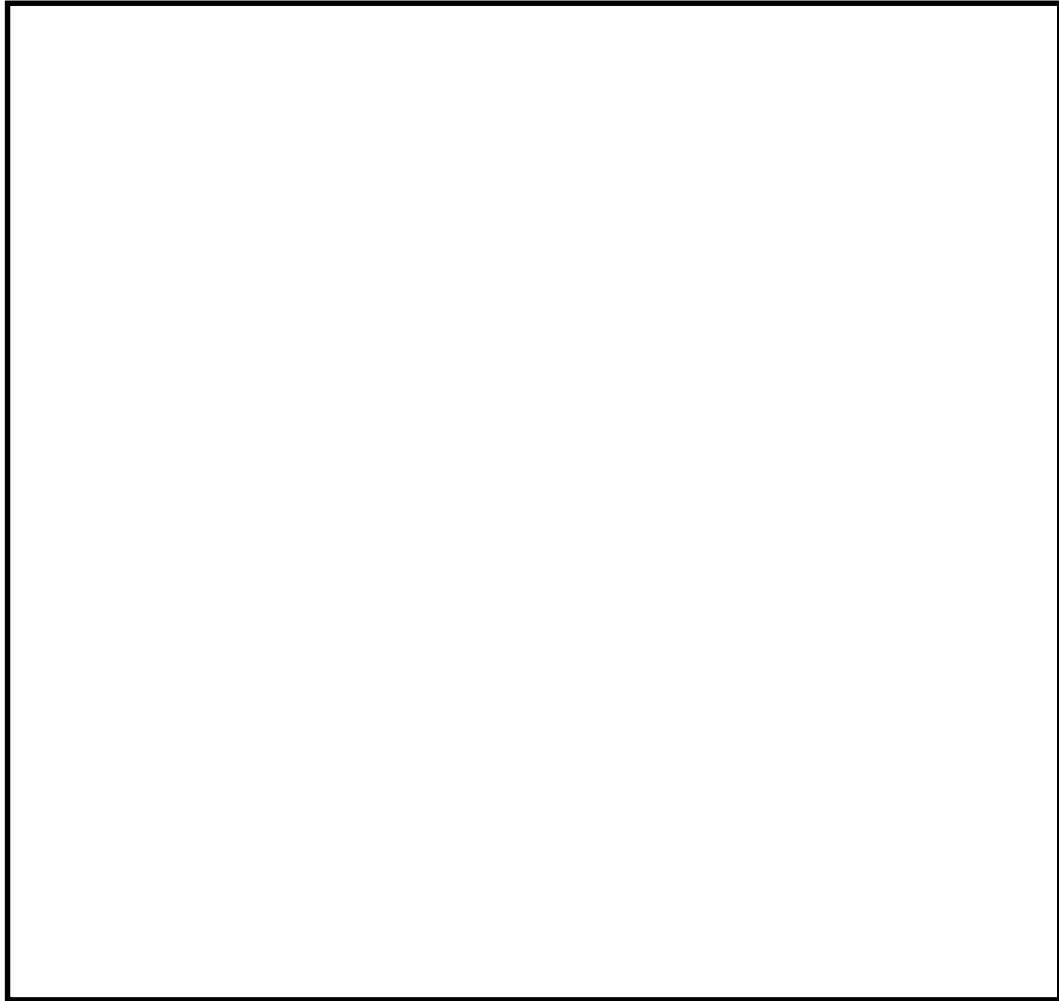
西側ルートは、国道 245 号から 2 箇所のあるため、154kV No. 3 送電鉄塔が倒壊しても、影響を受けない入口からアクセスすることは可能。また、154kV No. 3 送電鉄塔を迂回した場合は、JAEA 敷地内を通行して南西側ルートよりアクセスすることも可能である。（第 2 図）



第 2 図 鉄塔倒壊時のアクセスルート（西側ルート）

2.3 154kV No. 2～4 鉄塔が倒壊した場合

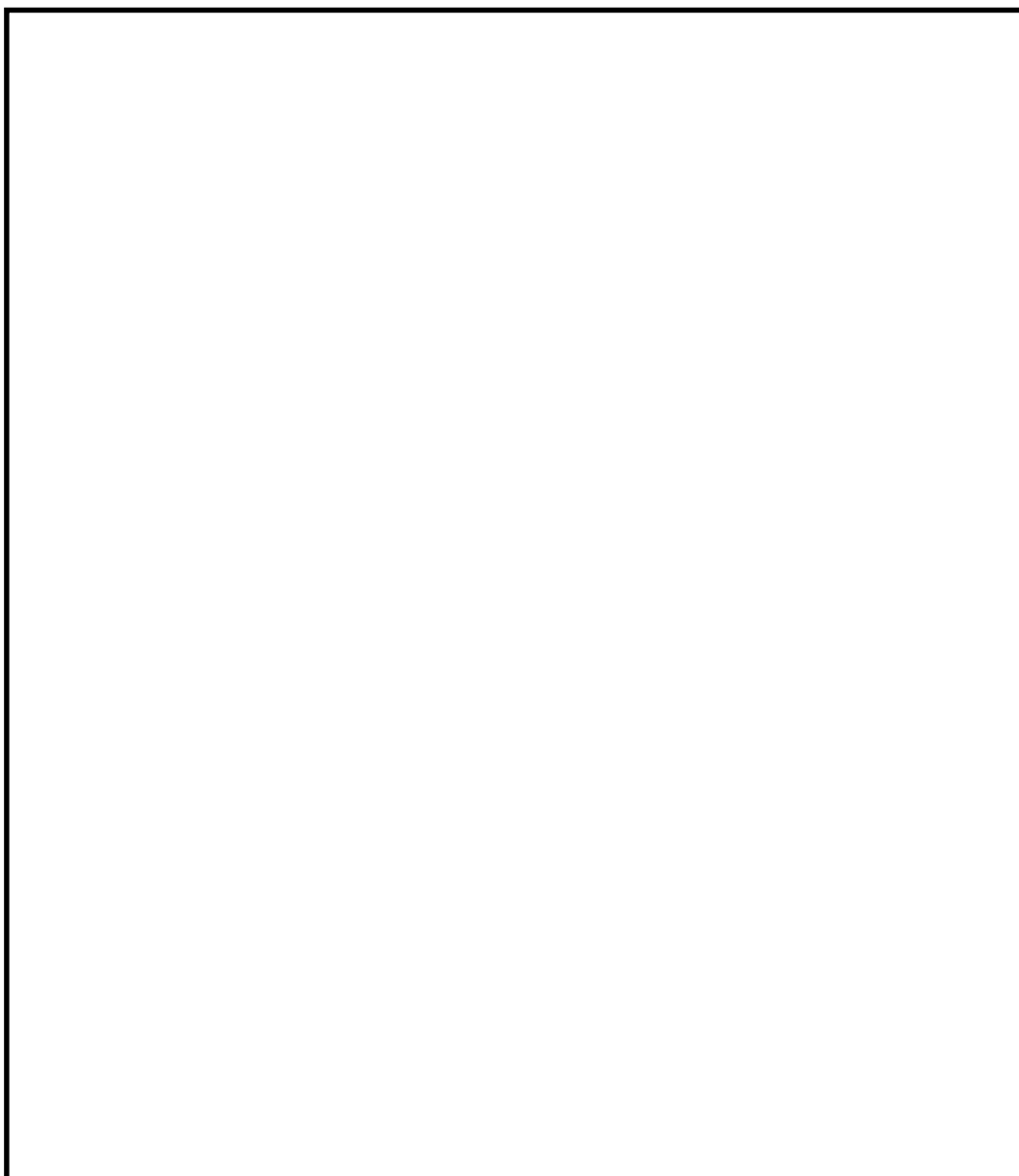
154kV No. 1～4 鉄塔が全て西側へ倒壊して国道 245 号の通行を阻害しても、発電所周囲の別の道に迂回することで 154kV 鉄塔の倒壊の影響を避けて発電所進入道路へアクセスすることは可能。(第 3 図)



第 3 図 鉄塔倒壊時のアクセスルート (別ルート(国道 245 号迂回))

2.4 154kV No. 2～4 鉄塔が倒壊した場合

275kV No. 2 鉄塔の南側への倒壊または 154kV No. 5 鉄塔の北側への倒壊が起き、かつ 154kV No. 1～4 送電鉄塔が全て西側へ倒壊して国道 245 号の通行を阻害している場合、津波警報が発生していない状況であれば、標高の低い箇所を辿る北側及び南側ルートを用いてアクセスすることが可能である。(第 4 図)



第 4 図 鉄塔倒壊時のアクセスルート（北側、南側ルート）

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第5図に示す。



強風による鉄塔の倒壊事例①※¹



強風による鉄塔の倒壊事例②※¹



地震による斜面の崩落に伴う鉄塔の倒壊事例※²



津波による隣接鉄塔の倒壊に伴う鉄塔の倒壊事例※²

【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(H14.11.28)

※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(H24.3月)

第5図 自然災害による送電鉄塔の倒壊事例

いずれの自然災害においても、送電鉄塔は鉄骨間の間隙を保持して倒壊していることが確認できることから、災害対策要員は、送電線の停電など安全

を確認した上で倒壊した送電鉄塔の影響を受けていない箇所を離隔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。

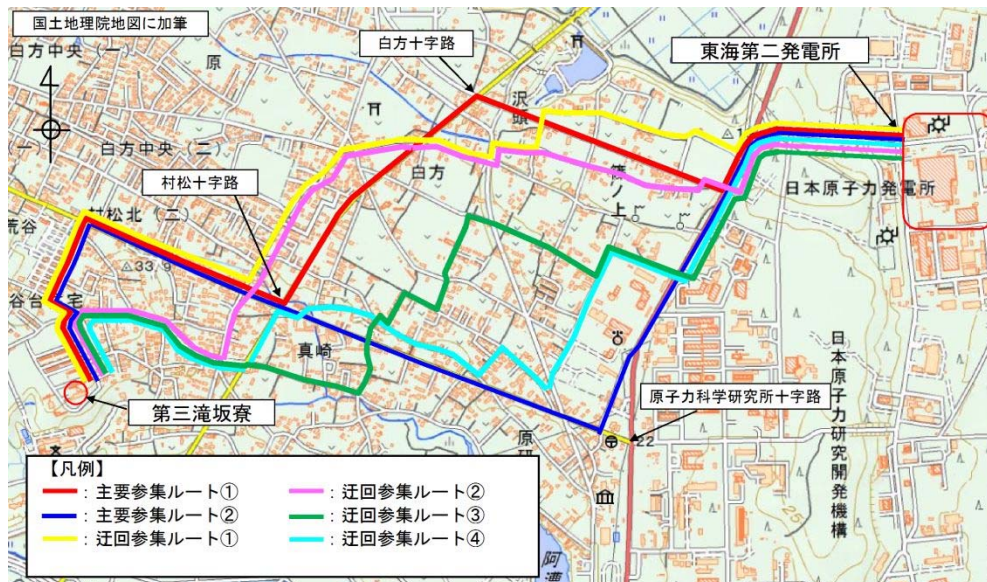
表1 全交流電源喪失(TBP)の作業と所要時間

時間	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15
発生事象：TBP	▽ 事象発生 ▽ 要員参集	▽ 原子炉注水開始 ▽ 原子炉減圧													▽ 格納容器スプレイ開始	▽ 格納容器スプレイ開始
当直運転員(7名)	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機
災害対策本部 (統括待機当番, 現場統括待機 他 1名)	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動	緊対所移動
情報班員(1名)	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐	MCR常駐
運転班員(3名)	待機	MCR移動 運転操作(原子炉注水系統構成)	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機
初動要員	待機	緊対所移動 状況把握・ホイローダ準備 がれき撤去	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機
放射線管理班員(2名)	待機	緊対所移動 状況把握・準備	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機
保修班員(電源)(2名)	待機	MCR移動 運転操作(原子炉注水系統構成)	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機
保修班員(水源)(8名)	待機	緊対所移動 状況把握・ポンプ準備 現場移動・ポンプ設置・送水準備	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機
参集要員	待機	参集要員に求められる所要時間	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機
消防	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機	待機

【その他の参集要員に求められる役割と時間】
 保修班員(8名)【水源補給】: 代替淡水貯槽を用いての注水の場合、水源補給は注水開始後約3日後に必要。
 高台貯水池を用いての注水の場合、水源補給は注水開始後約1日半後に必要。
 庶務班員(5名)【シルトフェンス敷設】: 原子炉注水失敗の場合に必要となる対応。

参集ルートに対する迂回参集ルートの移動距離及び移動時間の影響

東海第二発電所の構外の拠点（第三滝坂寮）から東海第二発電所の敷地までの参集ルートを、広範囲に複数設定した場合に、各参集ルートの移動距離と所要時間を第 4 図及び第 1 表に比較した。



第 4 図 発電所の構外拠点から発電所敷地までの参集ルート及び迂回参集ルート

第 1 表 第 4 図における参集ルート及び迂回参集ルートの移動距離及び所要時間

ルート	距離 (m)	所要時間	
		移動速度：4km/h	(参考) 移動速度：4.8km/h
参集ルート①	3,180	47分 28秒	39分 45秒
参集ルート②	3,630	54分 11秒	45分 23秒
迂回参集ルート①	3,150	47分 1秒	39分 23秒
迂回参集ルート②	2,980	44分 29秒	37分 15秒
迂回参集ルート③	3,215	47分 59秒	40分 12秒
迂回参集ルート④	3,230	48分 13秒	40分 23秒

参集ルートと迂回参集ルートについて、距離の差は最大で 650m、所要時間の差は最大で 9 分 42 秒である。参集に係る所要時間と災害対策要員数の関係の結果（4.2 項 第 3 表）を踏まえると、迂回参集ルート所要時間の増加による要員参集結果への影響は少ない。

基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する対応について

1. 基準津波を超え敷地に遡上する津波の想定

設置許可基準規則第 37 条の重要事故シーケンスの選定において、津波起因の事故シーケンスについて、「津波浸水による注水機能喪失」を新たな事故シーケンスグループとして追加し、「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失」を重要事故シーケンスとして選定している。

この事故シーケンスグループでは、基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地遡上津波」という。）として T. P. +24m（防潮堤位置）^{※1}までの津波高さを想定している。

このため、ここでは T. P. +24m までの津波高さに係る対応について整理を行う。

※1 津波高さ（T. P. +24m）は、仮想的に防潮堤位置に無限鉛直壁を設定した場合の防潮堤位置の最高水位を示す。

2. 敷地遡上津波時の影響評価

(1) 敷地浸水評価

第 1 図に敷地遡上津波時の最大浸水深分布、第 2 図に防潮堤前面における津波高さの時刻歴波形、第 3 図に各施設の浸水深の時刻歴波形を示す。

敷地浸水評価の結果、敷地遡上津波時の影響としては以下の特徴がある。

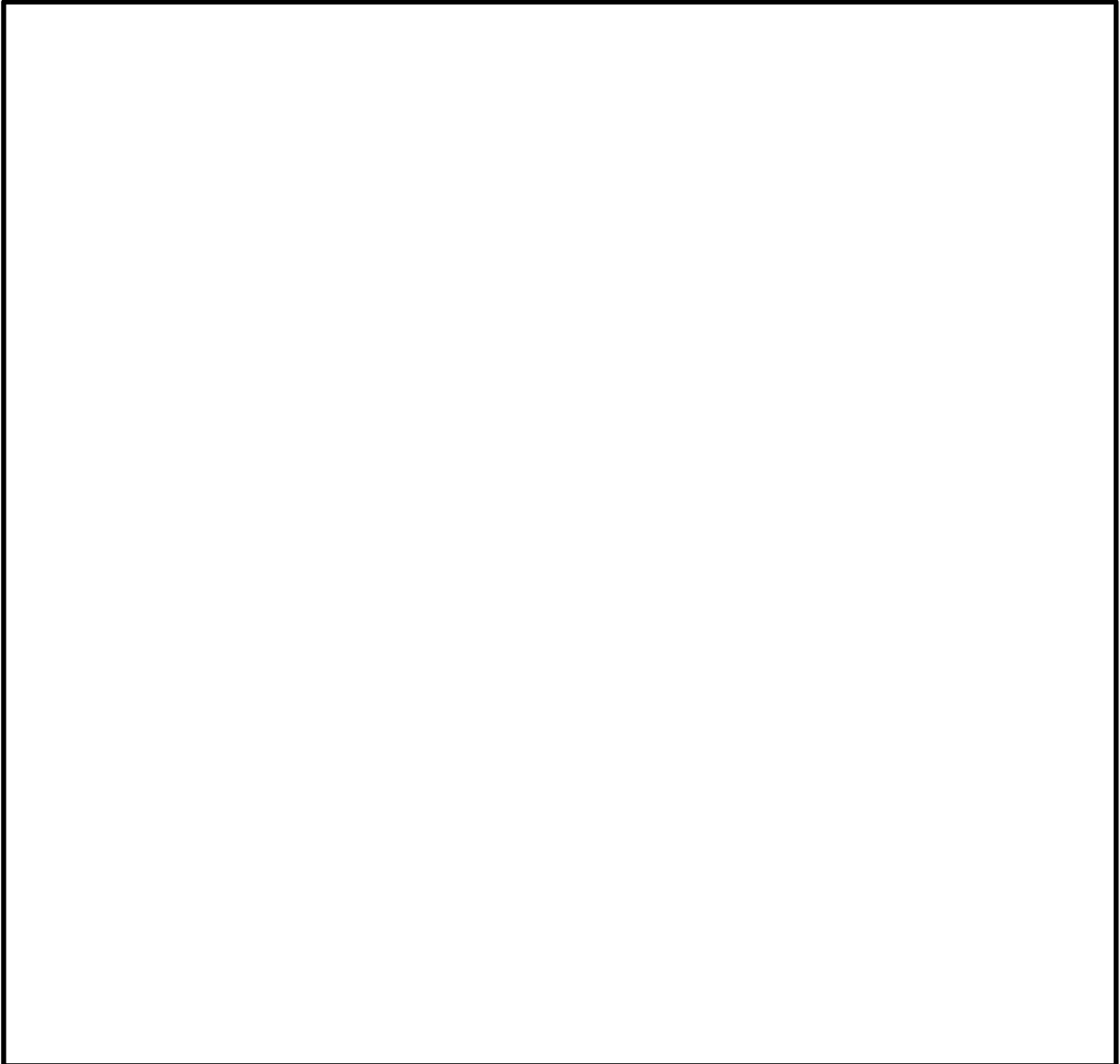
- ▶ 敷地内への流入は防潮堤南側終端からの回り込みが支配的であり、T.P. +8m に設定するアクセスルートは概ね浸水する。(第 1 図)
- ▶ 防潮堤前面からの越流による敷地内への流入は限定的である。(第 2 図)
- ▶ アクセスルートの周辺施設における最大浸水深は、防潮堤南側終端に近い使用済燃料乾式貯蔵建屋（以下「D/C」という。）前面を除き、概ね 0.4m である。(第 3 図)

(2) 漂流物の影響

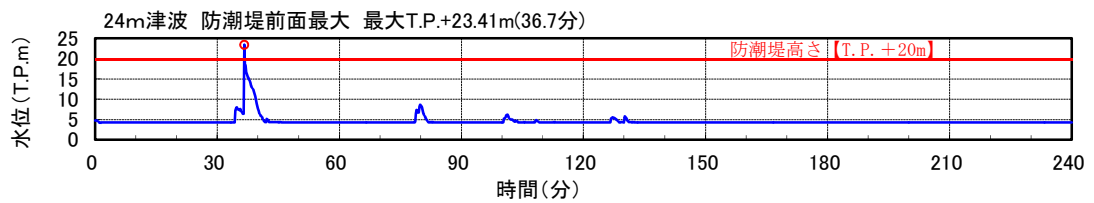
敷地浸水評価で抽出した特徴を踏まえ、敷地遡上津波時において想定される漂流物の影響を以下に示す。

- ・ 東海港に停泊する浚渫用作業台船（約 44t）又は漁船（約 5t 未満）が防潮堤前面を乗り越え敷地内に侵入する可能性があるが、防潮堤東側付近の最大浸水深は 0.4m 程度と浅いため、仮に敷地内に入ったとしても敷地内を漂流することはない。
- ・ 防潮堤南側終端からの流入が想定される漂流物については、浸水深が比較的深い南側の敷地内を漂流する可能性があるが、防潮堤南側終端付近以外は最大浸水深が 0.4m 程度であることから、接続口等が設置される原子炉建屋周辺へのアクセス性に影響を及ぼす漂流物はないものとする。
- ・ 以上より、アクセスルートの復旧を想定する場所において、重機による

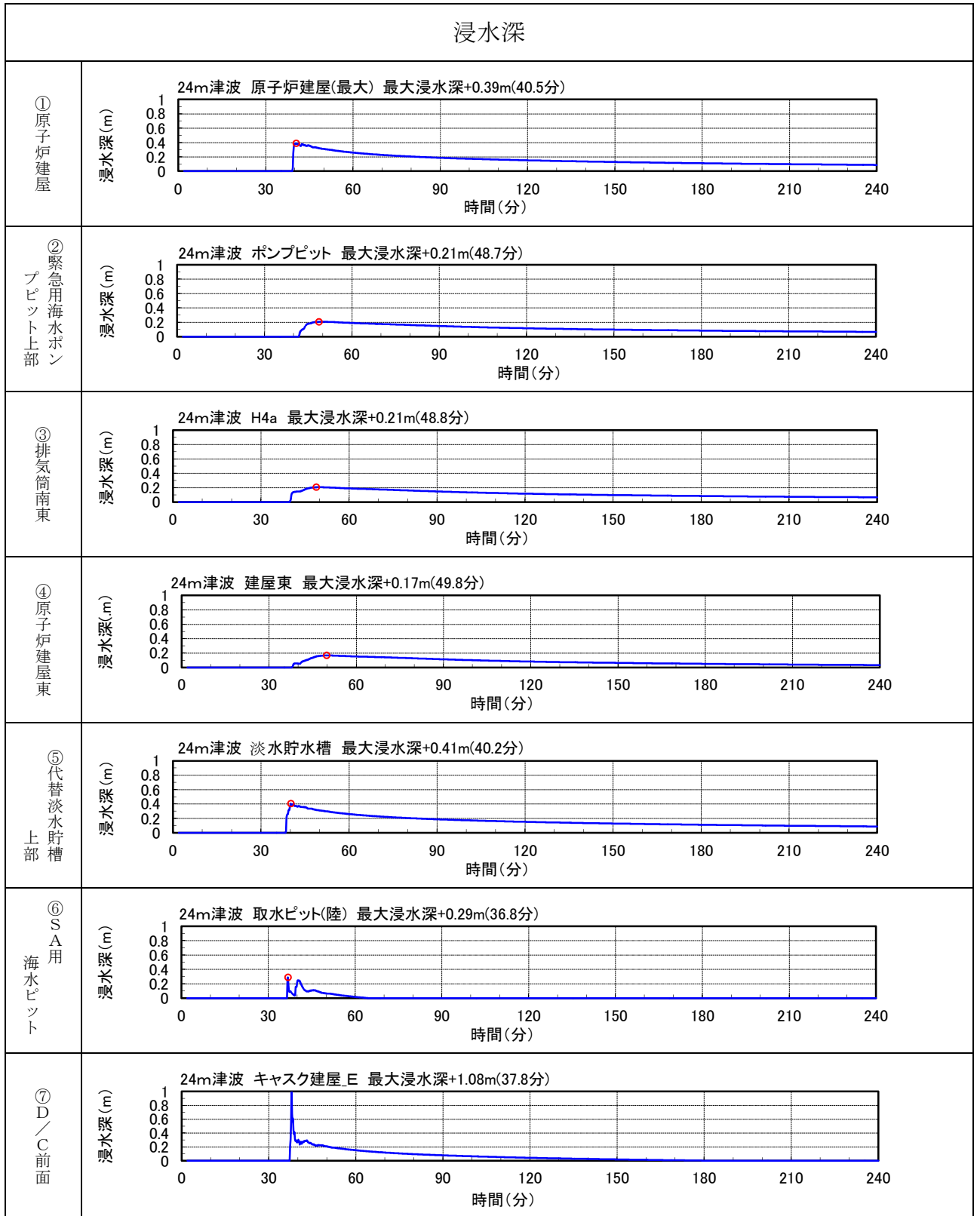
撤去が困難となるような漂流物が漂着することはないものとする。



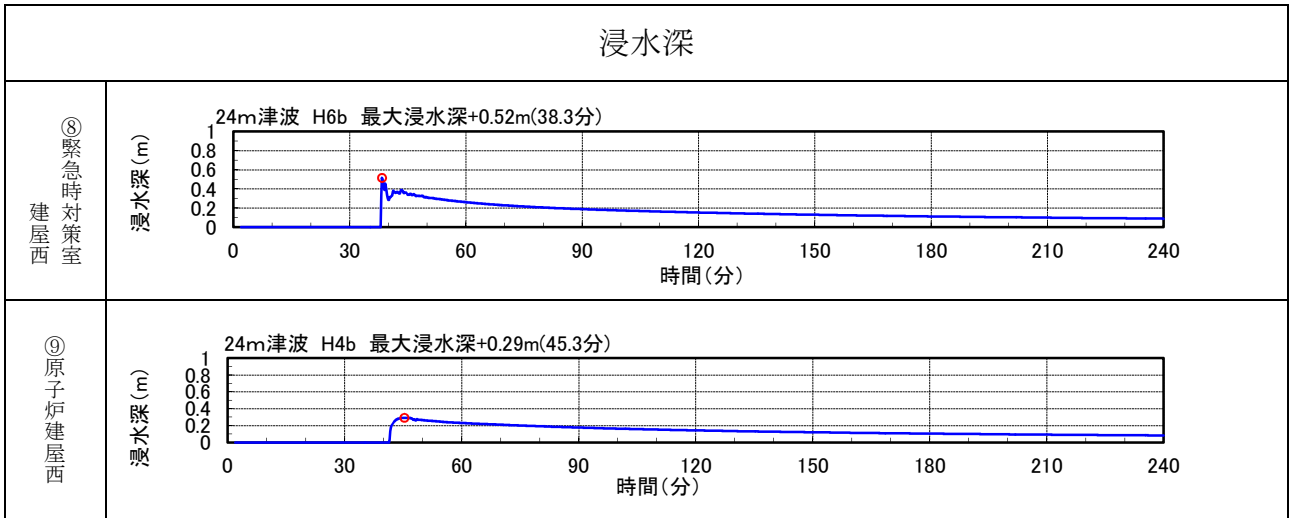
第 1 図 敷地遡上津波時の最大浸水深分布



第 2 図 防潮堤前面における津波高さの時刻歴波形



第3図 各施設の浸水深の時刻歴波形 (1/2)



第 3 図 各施設の浸水深の時刻歴波形 (2/2)

3. 津波影響の不確かさを考慮した対応策

2. の評価結果より、敷地遡上津波に伴う漂流物の影響は少ないと考えるが、被害やその後の復旧作業には不確かさがあることを考慮し、敷地遡上津波の影響を受けない敷地高さに以下の対応策を講ずることとする。(補足説明資料(4)参照)

<対応策>

① 淡水源の設置位置変更

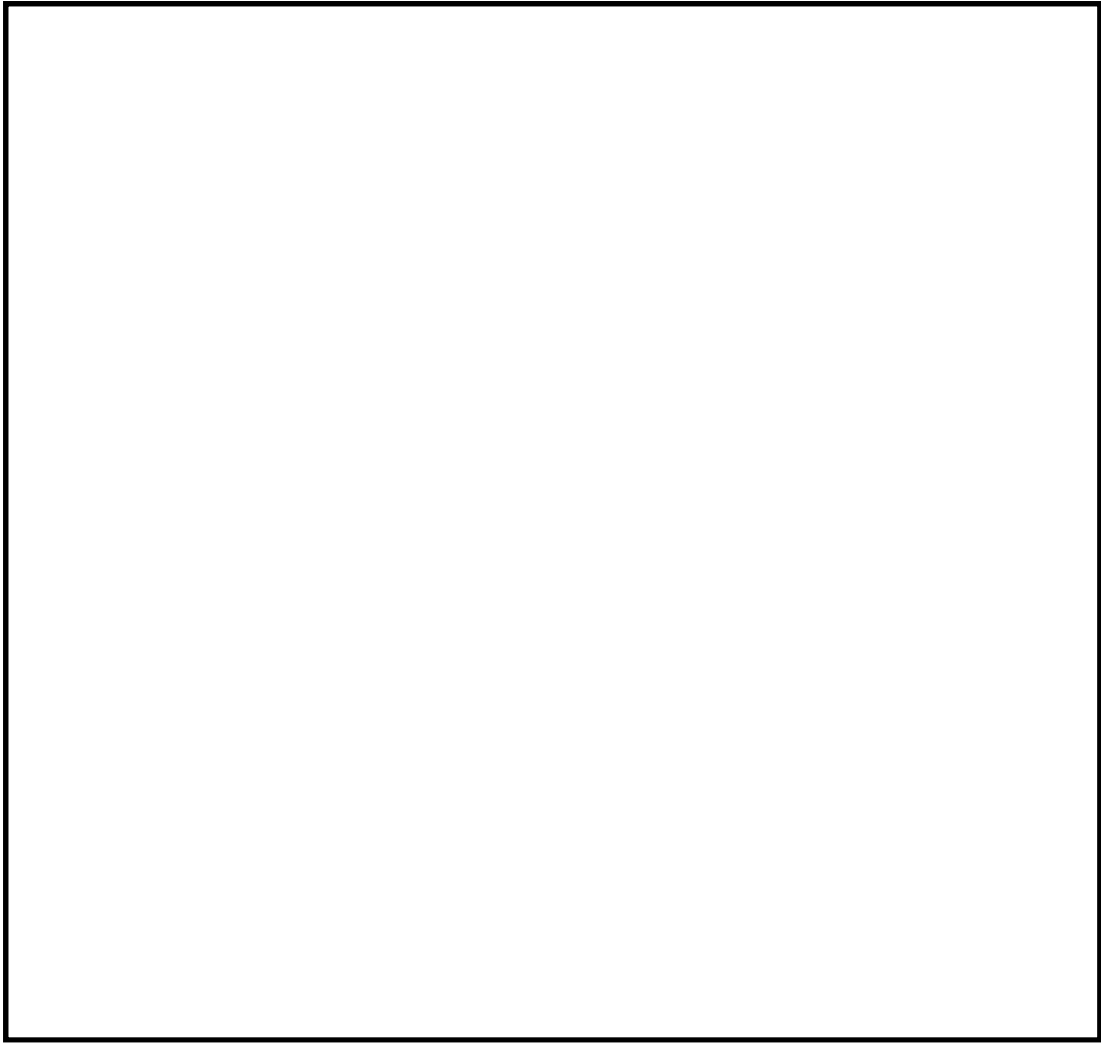
代替淡水源(措置)の1箇所を、敷地遡上津波の影響を受けない発電所西側エリアの高所(T.P. +23m)に設置

② 淡水系接続口の設置

可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉等への注水用の接続口を、敷地遡上津波の影響を受けない常設代替高圧電源装置付近(T.P. +11m)に設置

以上に示す対応策の概要を第4図に示す。

敷地遡上津波を起因とした重大事故等は、当該津波から防護する常設重大事故等対処設備(原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系、残留熱除去系、緊急用海水系(参考資料-1)、常設代替高圧電源装置等)により対応可能な設計とするが、対応の多様性を確保するため可搬型設備による原子炉等への注水に係る可搬型設備のアクセスルートを設定する。



第 4 図 敷地遡上津波に対する対応概要図

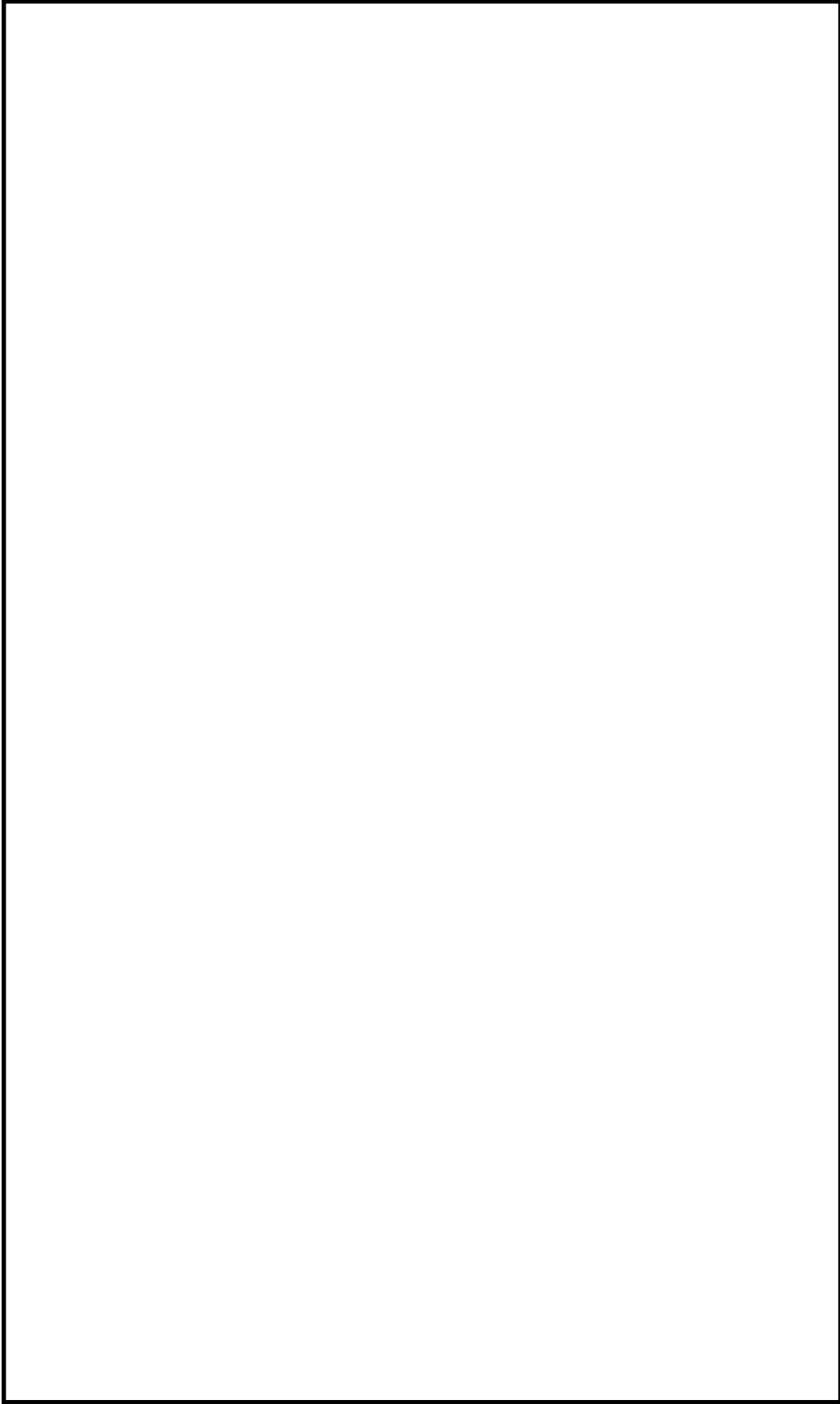
4. 敷地遡上津波に対する建屋の水密化について

敷地遡上津波発生時は、浸水評価の結果から T. P. +8m に設置する原子炉建屋が約 0.4m 浸水する。原子炉建屋の防護対象範囲への浸水を防止するため、貫通部に対して止水処理を実施する。また、扉等開口部については、水密扉を設置することで、津波の浸水を防止する。

貫通部止水対策の施工例を第 5 図に、貫通部止水処理及び水密扉設置箇所の配置を第 6 図に示す。

貫通部 仕様	施工例	
	断面図	正面図
低温配管		
高温配管		
電線管等		

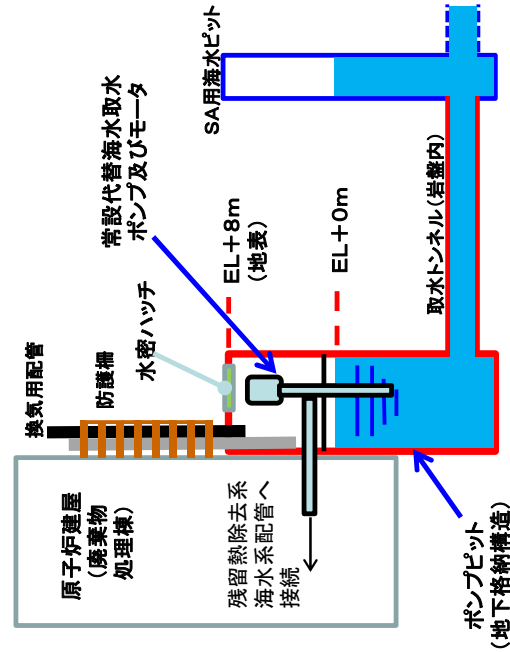
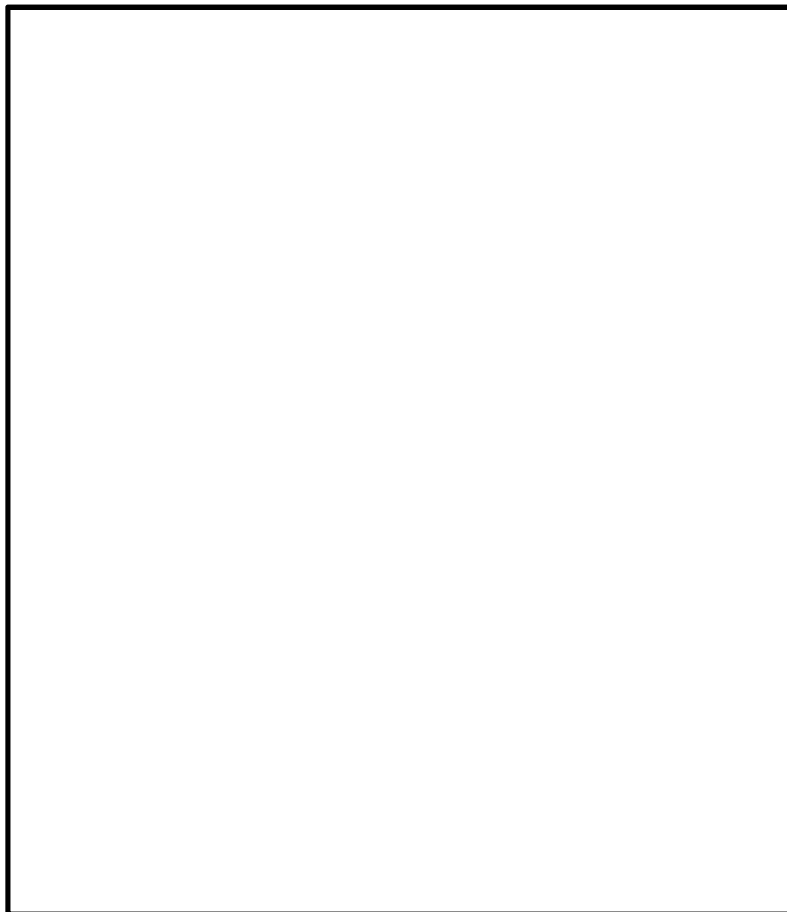
第 5 図 貫通部止水対策（施工例）



第 6 図 貫通部止水処理及び水密扉設置箇所配置図 (原子炉建屋 1FL T. P. +8. 2m~14. 0m)

◆常設代替海水取水設備の設置場所を確保するため、格納容器圧力逃がし装置格納槽の計画位置を原子炉建屋東側から南側へ変更

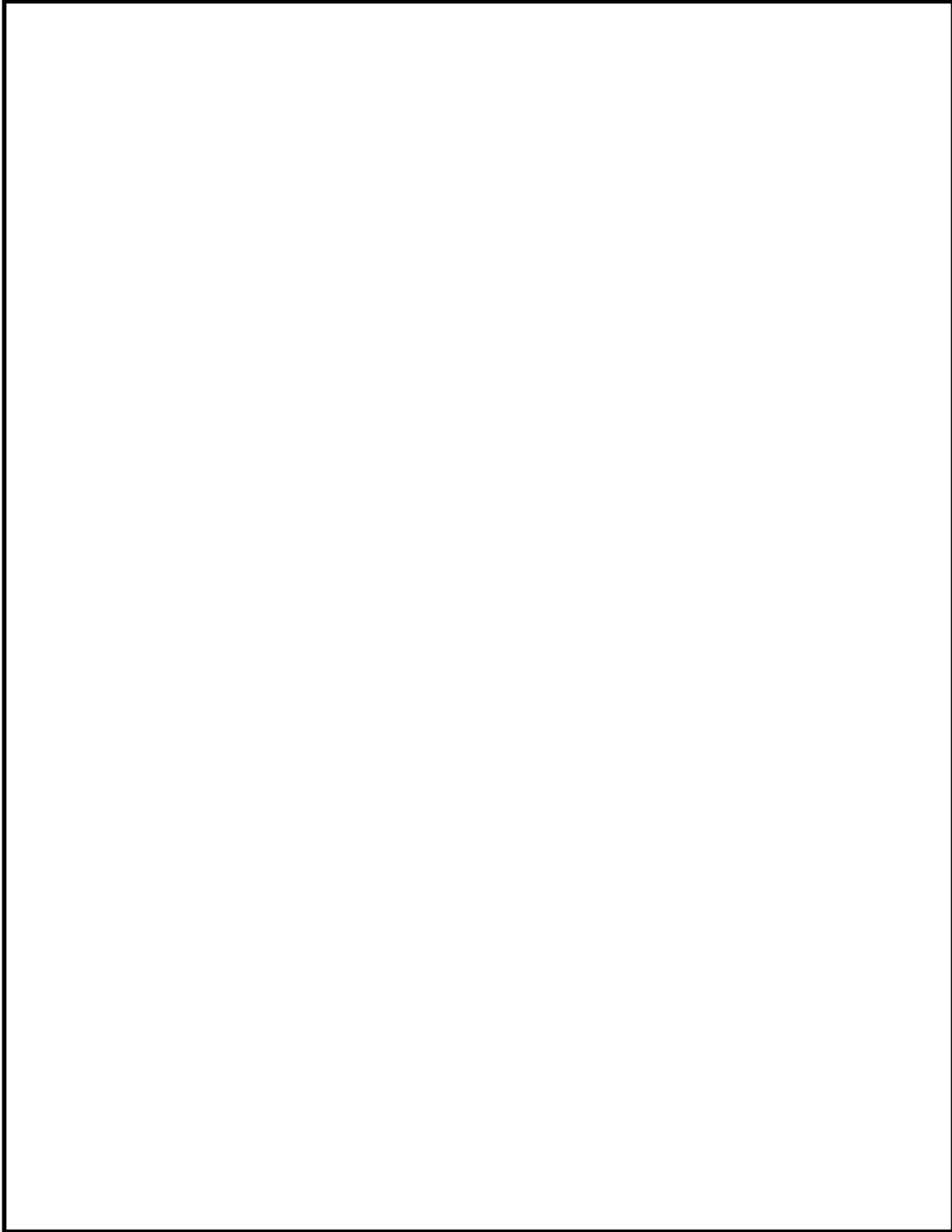
<配置場所>
原子炉建屋東側
 ・ポンプピット(常設代替海水取水ポンプを含む)を建屋近傍(当初の格納容器圧力逃がし装置格納槽予定位置)に設置
 ・ポンプピットは、SA用海水ピットと取水トンネル(岩盤内設置)により接続し、海水を供給
 <ポンプピット構造>
 ・地下格納槽構造とし、敷地に遡上する津波漂流物等から防護
 ・ポンプ排熱のため、原子炉建屋壁面に沿わせて換気用配管を敷設し、津波漂流物等を考慮して、H鋼等により防護柵を設置



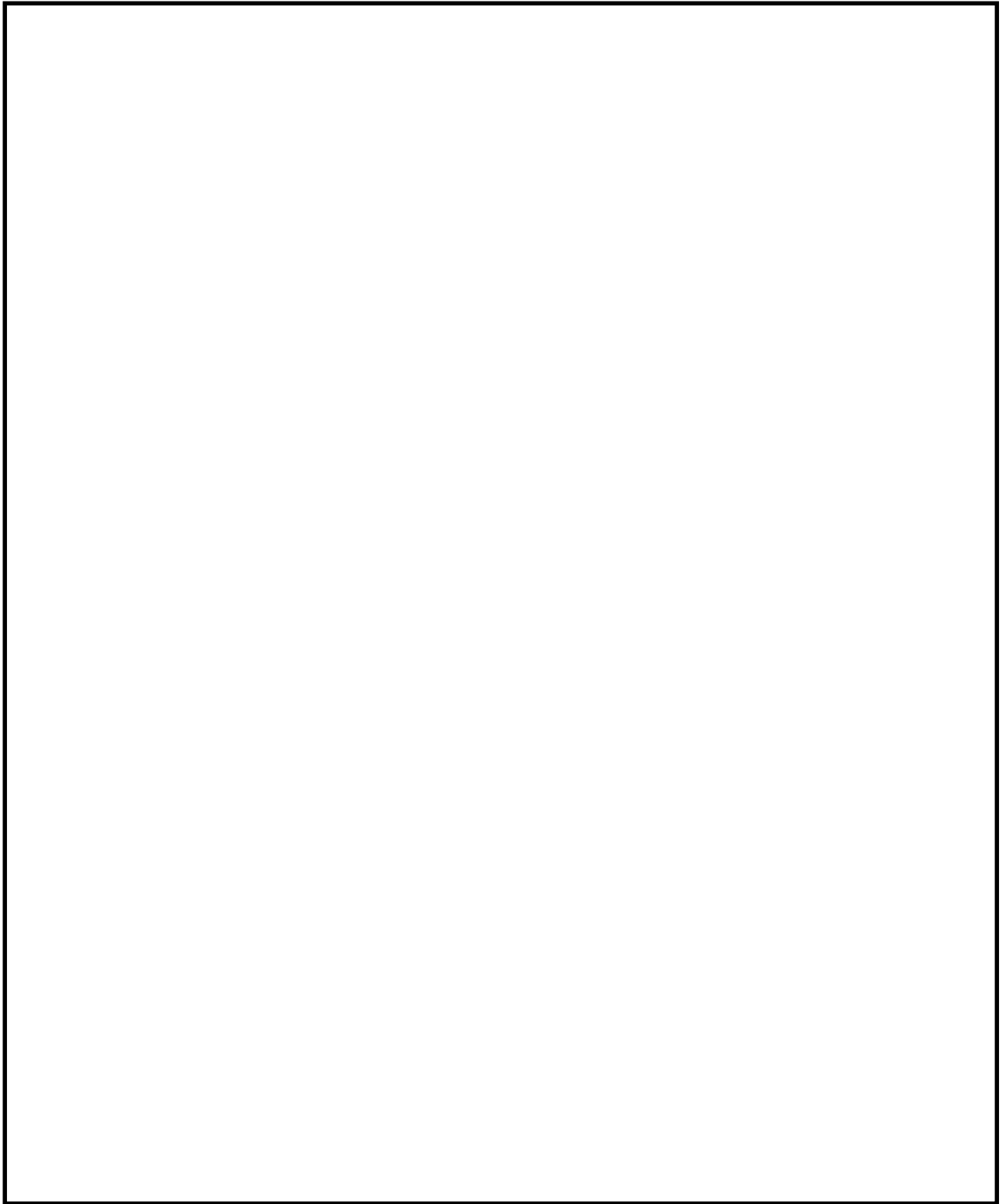
第411回 審査会合資料より抜粋

原子炉建屋内の可搬型重大事故等対処設備の配置について

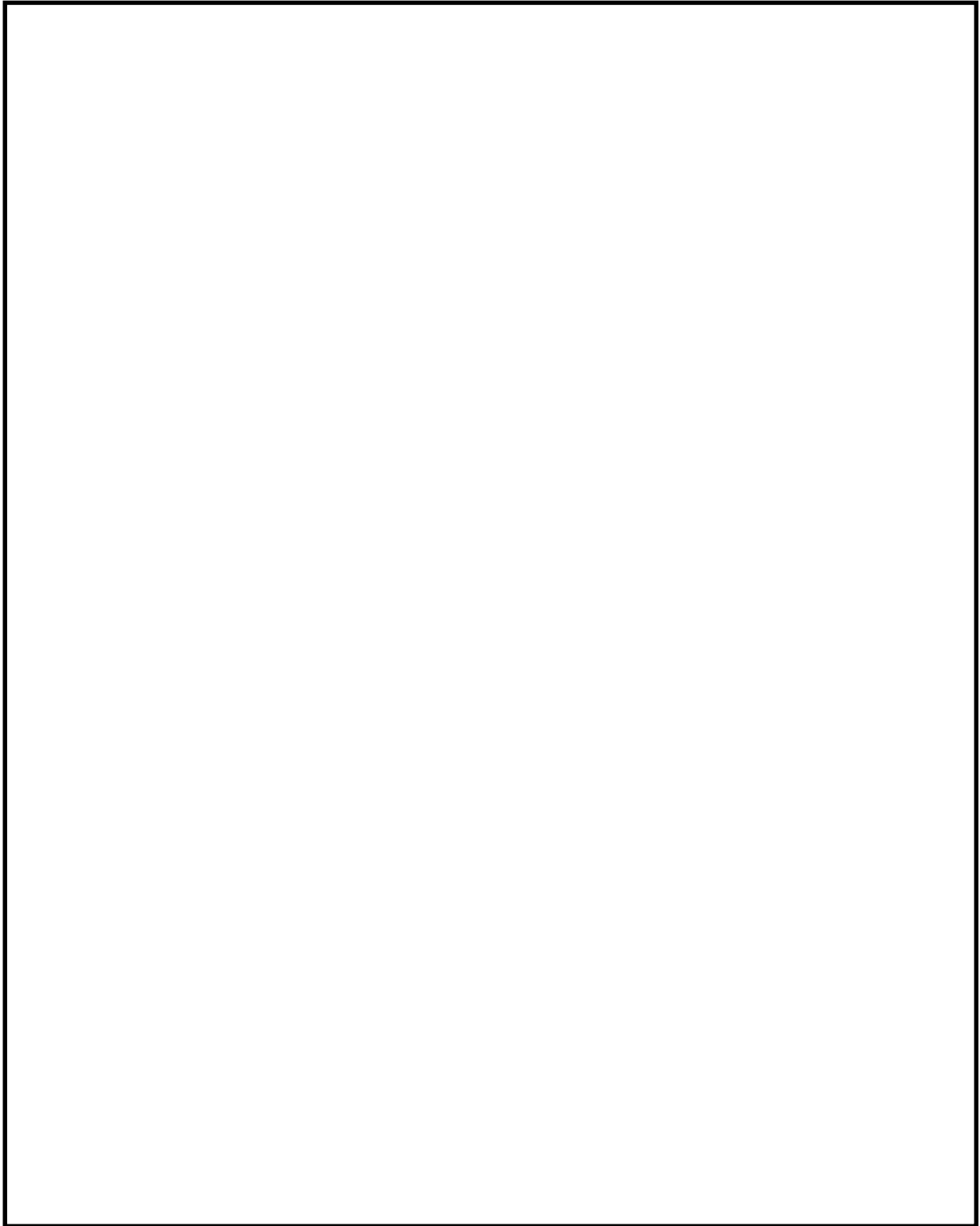
第1図に原子炉建屋内の可搬型重大事故等対処設備の配置を示す。



第1図 原子炉建屋内の可搬型重大事故等対処設備の配置 (1/3)



第 1 図 原子炉建屋内の可搬型重大事故等対処設備の配置 (2/3)



第 1 図 原子炉建屋内の可搬型重大事故等対処設備の配置 (3/3)

可搬型代替注水大型ポンプ等使用時におけるホースの配備長さ並びに
ホースコンテナ及び運搬車の配備イメージについて

東海第二発電所における可搬型代替注水大型ポンプと共に使用するホースの配備長さ、並びに、ホースコンテナ及び運搬車の配備イメージについて、以下に示す。

1. ホースの配備長さ

ホースの配備長さは、以下の考え方で設定した。

- ① 用途ごとに算出したホース敷設距離をもとに、並列敷設数及び同時使用を考慮して必要長さを設定
- ② ホースコンテナに搭載可能なホース長さをもとに、ホース必要長さを満足するコンテナ数を設定
- ③ ホースコンテナ数とホースコンテナに搭載可能なホース長さからホースの配備長さを設定

また、ホース運搬車数は用途毎の同時使用を考慮して設定した。

用途ごとのホース配備長さ及びホース運搬車配備数を第1表に示す。また、用途ごとのホース敷設ルートを第1図から第6図に、用途ごとのホース必要長さを第2表から第7表に示す。

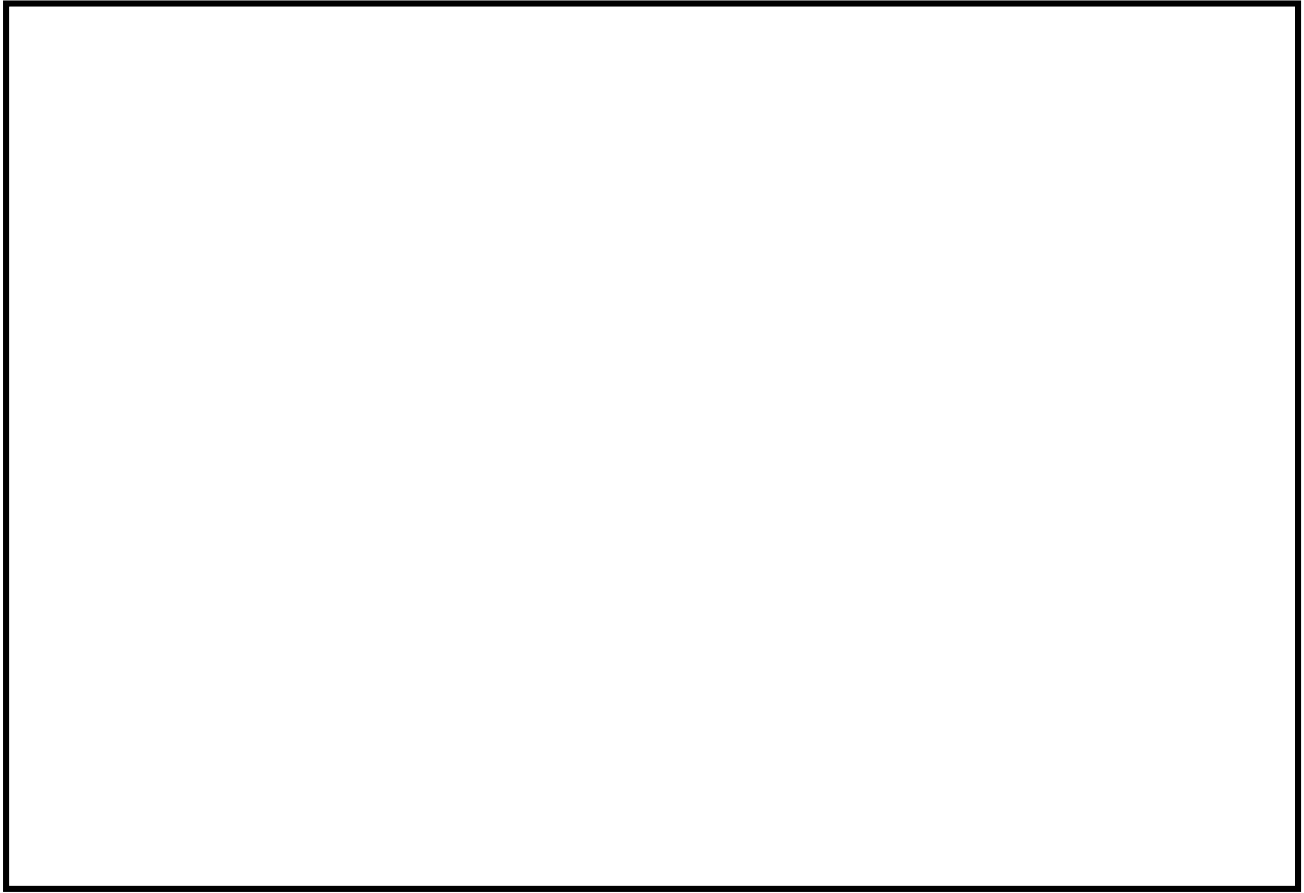
2. ホースコンテナ及び運搬車の配備イメージ

ホースコンテナ及び運搬車の配備イメージについて、第8表に示す。

第1表 用途ごとのホース配備長さ及びホース運搬車配備数

ホース径	用途	必要長さ	配備するホース コンテナ数及び ホース長さ(※)	配備するホース 運搬車数(※)	備考
200A	(1) 低圧代替注水 (淡水)	2,400m (第1図)	コンテナ3基 ホース3,000m (1,000m/1基)	1台	<ul style="list-style-type: none"> DG SW系代替冷却は 余剰設備にて対応
	(2) 低圧代替注水 (海水)	3,000m (第2図)			
	(3) 淡水補給	900m (第3図)	コンテナ1基 ホース1,000m (1,000m/1基)	1台	
	(4) DG SW系代替冷却	950m (第4図)	—	—	
300A	(5) 放射性物質拡散抑制	1,900m (第5図)	コンテナ4基 ホース2400m (600m/1基)	1台	—
	(6) 代替 RHRS 及び代替 SFP 冷却	2,000m (第6図)	コンテナ4基 ホース2400m (600m/1基)	1台	—
250A	(7) 可搬型代替注水大型ポンプと水中ポンプを結ぶ取水ホース	180m <ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水大型ポンプ設置箇所と水源までの距離を30mと設定(1組:30m) (1) (or (2)) + (3) + (5) + (6) の水中ポンプ6台同時使用が最大 	コンテナ0基 ホース360m <ul style="list-style-type: none"> 200A, 300A ホース コンテナ内にそれぞれ30mずつ配備 	0台	<ul style="list-style-type: none"> (1) から (4) は各用途で水中ポンプ1台使用。(5), (6) の用途では水中ポンプ2台使用。 防潮堤内敷地の対角距離約1,000mに余裕を考慮した長さを配備することで、各水源を起点とした消火活動が可能
150A	(8) 可搬型代替注水中型ポンプを使用した消火活動	2,000m	コンテナ1基 ホース2,000m (2,000m/1基)	1台	

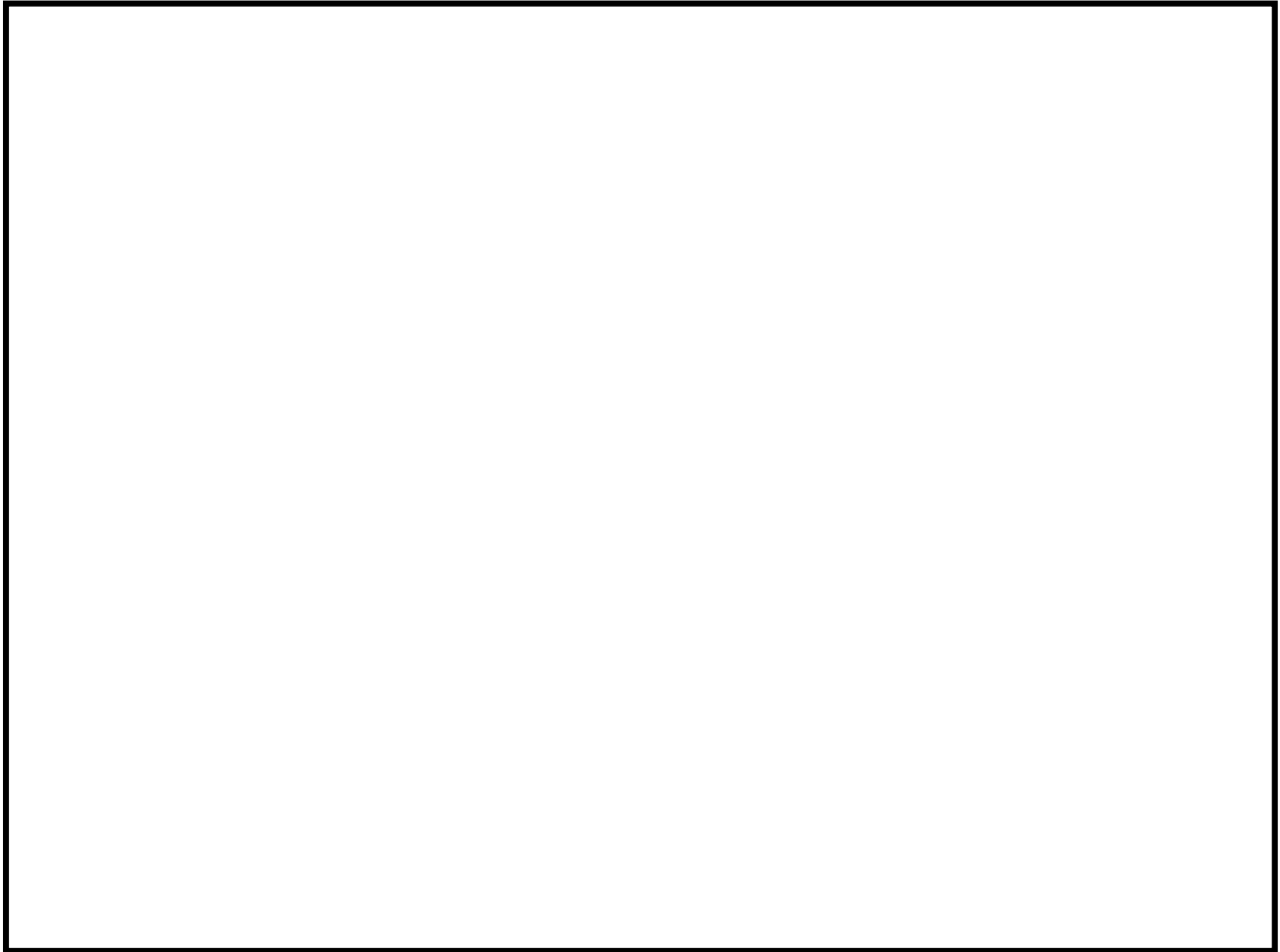
(※) 1セット分の配備数



第1図 ホース敷設ルート（低圧代替注水時淡水使用）

第2表 ホース敷設距離（低圧代替注水時淡水使用）
 使用ホースサイズ：200A（3本並列敷設）

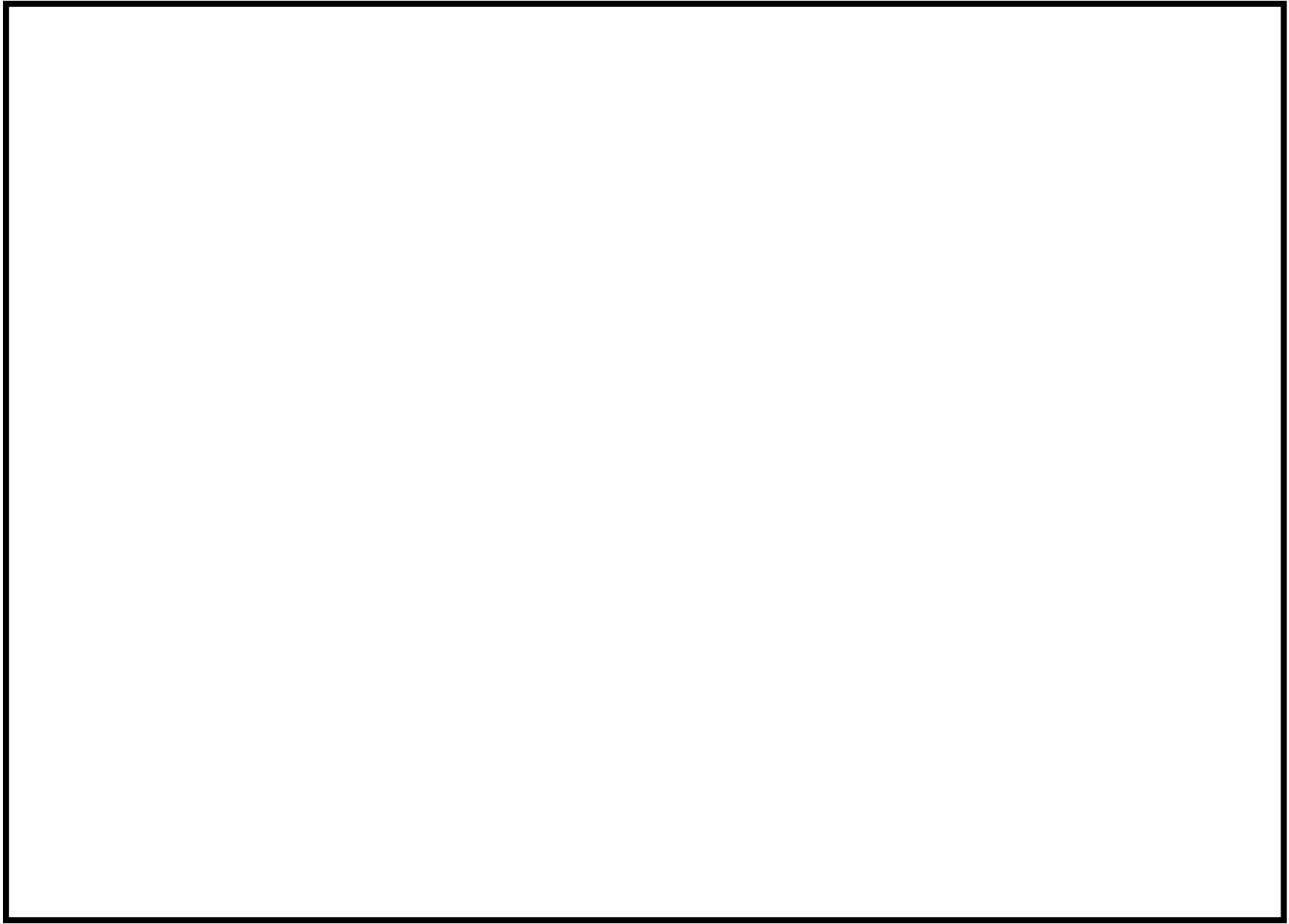
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A)×(B)
—	ルート①	代替淡水貯槽	東側接続口	536m	550m	3	1,650m
- - -	ルート②			753m	800m	3	2,400m
—	ルート③		西側接続口	100m	100m	3	300m



第2図 ホース敷設ルート（低圧代替注水時海水使用）

第3表 ホース敷設距離（低圧代替注水時海水使用）
使用ホースサイズ：200A（3本並列敷設）

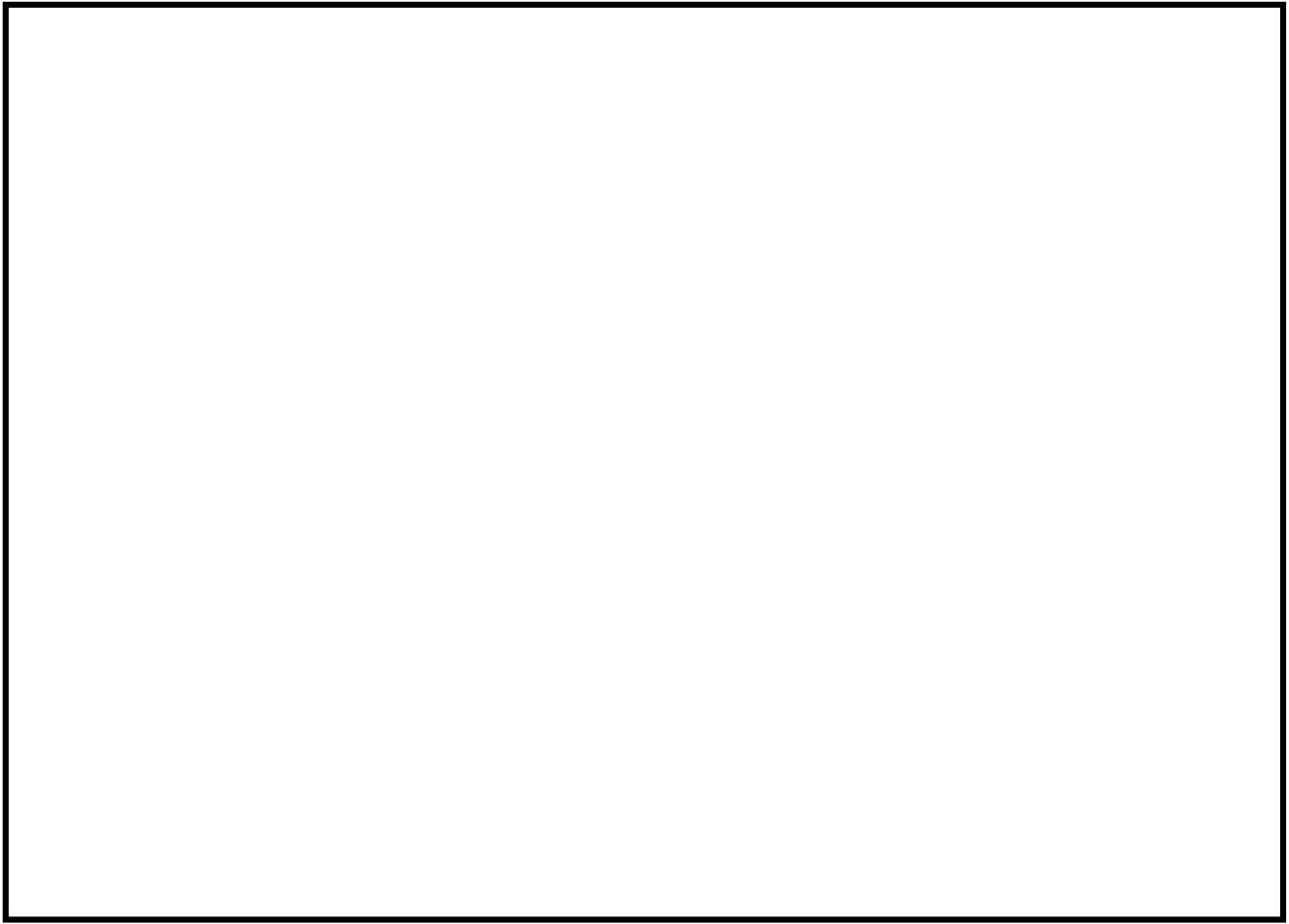
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A)×(B)
—	ルート①	SA用海水ピット	西側接続口	303m	350m	3	1,050m
- - -	ルート②			849m	850m	3	2,550m
—	ルート③		東側接続口	323m	350m	3	1,050m
- - -	ルート④			966m	1,000m	3	3,000m



第3図 ホース敷設ルート（水源（淡水）補給時）

第4表 ホース敷設距離（水源（淡水）補給時）
使用ホースサイズ：200A（1本敷設）

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A)×(B)
—	ルート①	北側淡水池	代替淡水貯槽	632m	650m	1	650m
- - -	ルート②			851m	900m	1	900m



第4図 ホース敷設ルート (DGSW系代替冷却)

第5表 ホース敷設距離 (DGSW系代替冷却)
 使用ホースサイズ：200A (1本敷設)

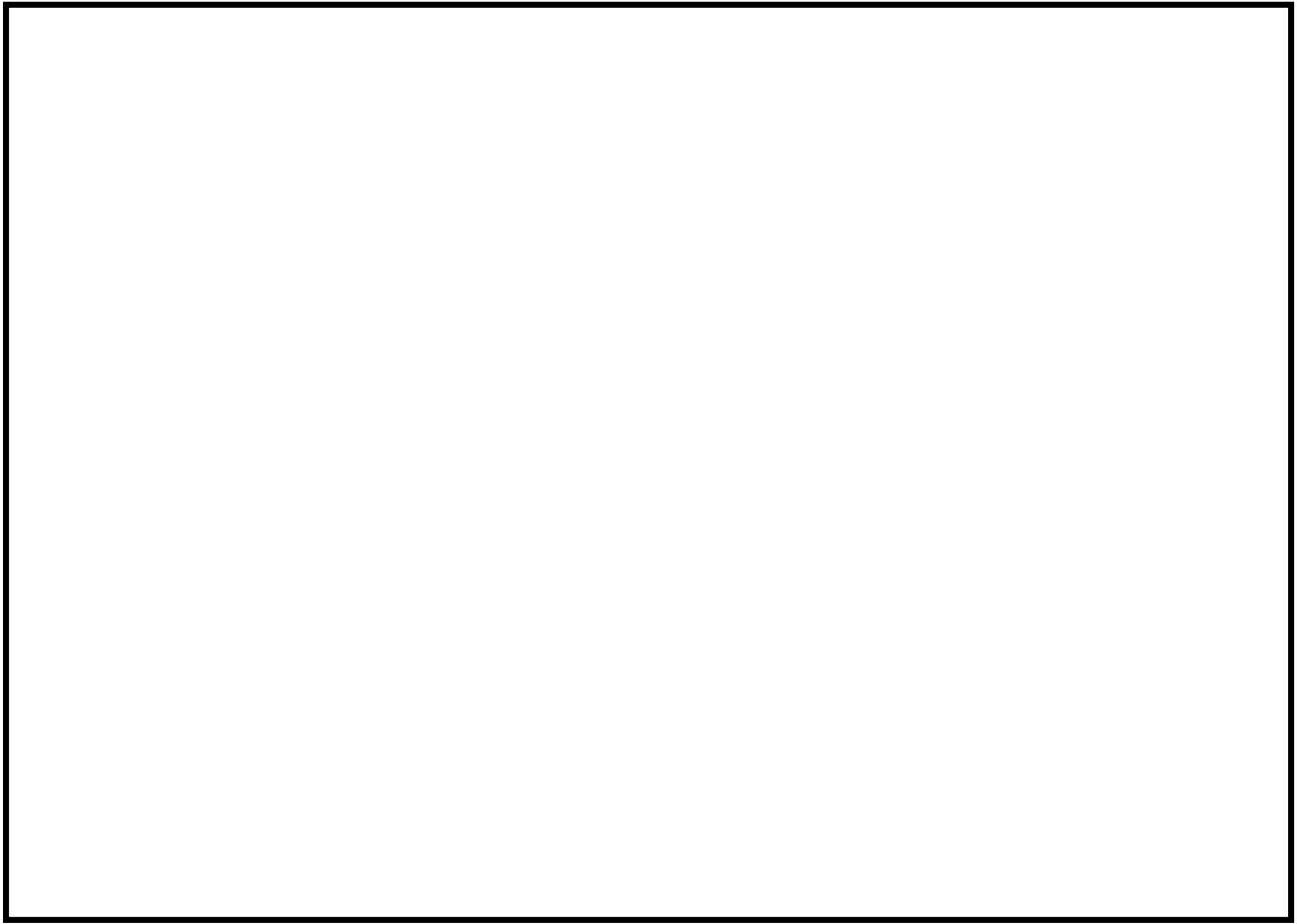
凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A) × (B)
—	ルート①	SA用海水ピット	R/B南側壁面 (D/G室南側)	250m	250m	1	250m
- - -	ルート②			912m	950m	1	950m



第5図 ホース敷設ルート（放射性物質拡散抑制）

第6表 ホース敷設距離（放射性物質拡散抑制）
 使用ホースサイズ：300A（2本並列敷設）

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A)×(B)
—	ルート①	SA用海水ピット	R/B南側エリア	200m	200m	2	400m
- - -	ルート②			932m	950m	2	1,900m



第 6 図 ホース敷設ルート（代替 RHRS 及び代替 SFP 冷却）

第 7 表 ホース敷設距離（代替 RHRS 及び代替 SFP 冷却）
 使用ホースサイズ：300A（2 本並列敷設）

凡例	ルート	水源	送水先	敷設距離	評価用距離 (A)	並列数 (B)	必要長さ (C)=(A) × (B)
—	ルート①	SA 用海水ピット	西側接続口	303m	350m	2	700m
- - -	ルート②			849m	850m	2	1,700m
—	ルート③		東側接続口	323m	350m	2	700m
- - -	ルート④			966m	1,000m	2	2,000m

第8表 ホースコンテナ及び運搬車の配備イメージ

用途	ホース長さ	ホースコンテナ数	運搬車数	配備イメージ
低圧代替注水 (200A)	3,000m	3基	1台	(西側及び南側保管場所に同数配備) (コンテナ1基の内数) (200A) 1,000m分 + (250A) 30m分 運搬車に互換性あり
淡水補給 (200A)	1,000m	1基	1台	(西側及び南側保管場所に同数配備) (コンテナ1基の内数) (300A) 600m分 + (250A) 30m分 300A用運搬車にて200A用コンテナの運搬が可能 運搬車に互換性あり
放射性物質拡散抑制 (300A)	2,400m	4基	1台	(西側及び南側保管場所に同数配備) (コンテナ1基の内数) (300A) 600m分 + (250A) 30m分 運搬車に互換性あり
代替RHRS及び代替SFP冷却 (300A)	2,400m	4基	1台	(西側保管場所に配備) (コンテナ1基の内数) (150A) 2,000m分

アクセスルート復旧時間評価の妥当性について

1. 考慮する被害事象

地震によるアクセスルートへの影響を評価した結果、復旧時間評価に考慮する事象は、「周辺構造物の倒壊」と「周辺斜面の崩壊」である。(本文 4.4 項参照)

2. 想定被害とアクセスルート確保方針

1 項に示した事象が発生した場合の想定被害と撤去方針を以下に示す。

被害事象	対象設備	想定被害	撤去方針
周辺構造物の損壊	鉄骨造建屋 ^{※1}	建屋損壊	重機による撤去（接続口付近は人力作業によるホース敷設）
	鉄筋コンクリート造建屋 ^{※2}	建屋損壊	重機による撤去は行わないが、人力作業によるホース敷設が可能な箇所はルートとして使用
周辺斜面の崩壊	T.P. +8m 西側擁壁 ^{※3}	土砂崩壊	重機による撤去

※1 アクセスルート確保時にがれき撤去が必要となる建屋は別紙 (15) 第 5 表参照

※2 鉄筋コンクリート造建屋については、過去の被害状況から重機による撤去が困難な場合もあると想定

※3 擁壁の外観は本文 第 4.4.2-1 図①，擁壁の場所は別紙 (15) 第 2 図②参照

3. 評価条件設定の考え方と妥当性

2 項に従い、復旧時間評価条件の設定及び人力作業によるホース敷設の作業時間に係る考え方と妥当性を以下に示す。

(1) 被害想定

a. 鉄骨造建屋の損壊

平成 23 年 (2011 年) 東北地方太平洋沖地震時の宮城県，福島県，茨城県

等の広範囲の地域の一般的な鉄骨造建築物の外観による被害調査結果によると、屋外への影響としては、ALC パネル等の外装材の脱落といった非構造部材の被害が各地で散見されているものの、柱、梁等の主要な構造部材に座屈や破断等の大きな被害は観察されていなかった。(過去の被害事例は 4 項に記載)

以上より、鉄骨造建屋の損壊によるアクセスルートへの影響は小さいものとするが、評価においては保守的に以下の条件を設定する。

- ・影響範囲としては、建屋設置位置から建屋高さ分の影響範囲を設定 (別紙 (15) 第 10 図～第 14 図参照)
- ・がれき重量としては、建屋全体重量を想定し、上記の影響範囲に堆積するものと仮定
- ・がれき撤去時間の評価には、損壊を想定する建屋の中で最もがれき総重量が大きい屋内開閉所の単位重量 ($215\text{kg}/\text{m}^2$) を使用

b. 鉄筋コンクリート造建屋の損壊

鉄筋コンクリート造建屋の損壊を想定した場合については、鉄骨造建屋と同様に建屋設置位置から建屋高さ分の影響範囲を設定し、アクセスルートへの影響評価にて車両通行に必要な幅員 (3m) を確保できない場合でも、人力作業によるホース敷設が可能な箇所はがれき撤去を行わずホース敷設ルートとして使用する。

c. T.P. +8m 西側擁壁の土砂崩壊

擁壁が損壊することを想定した場合の崩壊土砂の到達距離は、各種文献の記載を踏まえ、保守的に「 $2.0H$ (斜面高さの 2 倍)」と設定する。(別紙 (13) 参照)

(2) 復旧時間評価条件の設定

a. 建屋がれき撤去

アクセスルート上に堆積したがれきをホイールローダで道路脇に押し出し撤去する場合の撤去速度を評価した。

評価にあたっては以下の保守性を考慮し、復旧時間評価条件として妥当な設定であることを検証試験結果との比較により確認した。

<机上評価で考慮した保守性>

- ・ 走行速度は1速の1/2に設定
- ・ がれき撤去幅がアクセスルートに必要な幅員(5m)より小さい場合にも、5m幅でがれき撤去すると仮定
- ・ 上記を考慮して評価したがれき撤去速度(30秒/12m(1.44km/h))を復旧時間評価条件として設定

<復旧時間評価条件の妥当性>

- ・ 検証試験結果(別紙(20)5.1(2))の中で最も遅いがれき撤去速度(2.3km/h)と比較^{*}し、復旧時間評価条件として妥当であることを確認

^{*}以下の検証試験を実施し、撤去区間あたりの撤去速度が最も遅い検証試験1の結果を比較対象として選定

【検証試験1】

重機の押し出し動作が多く、撤去に要する時間が長くなることが想定されるケースとして、ルートの左右に模擬がれきを押し出す場合の撤去速度を確認(別紙(20)5.1参照)

【検証試験2】

重機に加わる荷重を徐々に増加させ、重機の撤去速度が徐々に低下することが想定されるケースとして、模擬がれきを徐々に増加させた場合の撤去速度を確認(別紙(20)5.2参照)

【検証試験3】

重機が評価上の最大けん引力(7t)で押し出しが可能であることを確認(別紙(20)5.3参照)

b. 人力作業によるホース敷設

アクセスルート上の人力作業によるホース敷設時間は、訓練実績をもとに設定している。

【訓練実績（第1図）】

実施日時：平成26年8月27日

人数：8人

訓練概要：緊急時接続用配管への海水送水模擬訓練にて、50mホース3本を150mにわたり人力にて敷設

作業内容：ホース運搬車からの50mホースの引出し（5分×ホース3本）

ホースの切り離し・接続（1分×ホース3本）



第1図 ホース人力敷設訓練の状況

上記に示す訓練結果をもとに、人力によるホース敷設が可能となる以下の箇所についてホース敷設時間を評価した。

・サービス建屋（東I）前

サービス建屋（東I）の損壊を想定した場合でも、当該箇所はがれきの影響を受けない幅が1m確保されているため、人力作業によるホース敷設が

可能（別紙（15）第 14 図参照）であり，作業時間は訓練実績をもとに以下のとおり設定

作業目的	敷設ホース	時間		
		人力敷設時間	車両移動時間	合計時間
原子炉注水	50m：3本	18分（21.6分）※ ¹	11分	35分※ ²
水源補給	50m：1本	6分（7.2分）※ ¹	11分	20分※ ²

※1（ ）内は作業時間を1.2倍し，保守性を考慮した時間

※2 作業の合計時間については5分単位で切り上げを実施

<机上評価で考慮した保守性>

- ・訓練実績をもとに評価した作業時間に保守性を考慮し1.2倍として設定
- ・作業の合計時間は，5分単位で切上げし余裕を考慮した時間で設定

<復旧時間評価条件の妥当性>

- ・訓練実績に余裕を考慮した作業時間で評価している。

c. 崩壊土砂撤去

アクセスルート上に流入した土砂をホイールローダで道路脇に押し出し撤去する場合の作業量を評価した。

評価にあたっては以下の保守性を考慮し，復旧時間評価条件として妥当な設定であることを検証試験結果との比較により確認した。

<机上評価で考慮した保守性>

- ・土砂撤去に関連する各種文献の作業量を比較し，最も小さい作業量（66m³/h）を復旧時間評価条件として設定（別紙（23）参照）

< 復旧時間評価条件の妥当性 >

- ・ 検証試験結果（別紙（20）5.4（2））の中で最も小さい作業量（78m³/h）と比較し，復旧時間評価条件として妥当であることを確認

以上より，ホイールローダによるアクセスルート復旧時間の評価条件が妥当であることを確認した。

4. 過去の被害事例

東北地方太平洋沖地震時の鉄骨造建築物の被害状況について文献^{※1, ※2}で確認した。宮城県，福島県，茨城県等の広範囲の地域の一般的な鉄骨造建築物の外観による被害調査を実施した結果，屋外への影響としては，ALC パネル等の外装材の脱落といった非構造部材の被害が各地で散見されているものの，柱，梁等の主要な構造部材に座屈や破断等の大きな被害は観察されていなかった。

（第2図）



外装材の脱落，ガラス破損



ALC パネルの脱落

第2図 東北地方太平洋沖地震時の被害状況

国内においては、東北地方太平洋沖地震以外の震災についても鉄骨造建築物の被害調査が実施されている。他の震災における鉄骨造建築物の被害状況を文献^{※3※4※5※6}にて確認した結果、新潟県中越地震(第3図)、新潟県中越沖地震(第4図)、熊本地震(第5-1図、第5-2図)において、一部の建築物等に筋かい材の座屈・破断及び柱脚部の被害が確認されていたが、倒壊に至るような大きな被害を受けた鉄骨造建築物は見られなかった。



内観



筋かい材ボルト破断



間柱脚部アンカーボルト破断



ブレース材の座屈



第3図 新潟県中越地震時の被害状況



外観



筋かい材プレート破断



アンカーボルト引き抜け



柱脚部コンクリート破壊



筋かい材の座屈（刈羽村）



柱脚部コンクリートの割れ・剥落（長岡市）

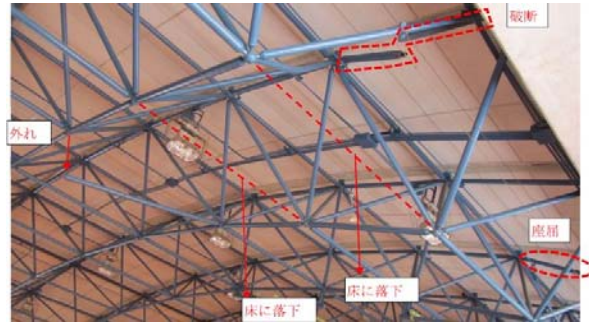
第4図 新潟県中越沖地震時の被害状況

 <p>建築物 01 (建設年 1987 年頃) 倒壊</p>	 <p>建築物 02 (建設年 1971 年) 大破</p>	 <p>建築物 03 (建設年 1980 年) 大破</p>
 <p>建築物 04 (建設年 1976 年) 大破</p>	 <p>建築物 05 (建設年 1993 年) 大破</p>	 <p>建築物 06 (建設年 1986 年) 大破</p>
 <p>建築物 07 (建設年 1982 年以前) 大破</p>	 <p>建築物 08 (建設年 1982 年以前) 大破</p>	 <p>建築物 09 (建設年 1995 年) 大破</p>
 <p>建築物 10,11 (建設年 2006 年) 大破</p>	 <p>建築物 12 (建設年 1982 年) 大破</p>	 <p>建築物 13 (建設年 1985 年) 大破</p>
 <p>建築物 14 (建設年 1992-1997 年) 大破</p>	 <p>建築物 15 (建設年 2000 年) 大破</p>	 <p>建築物 16 (建設年 2003-2008 年) 大破</p>

第 5-1 図 熊本地震時の被害状況



外観



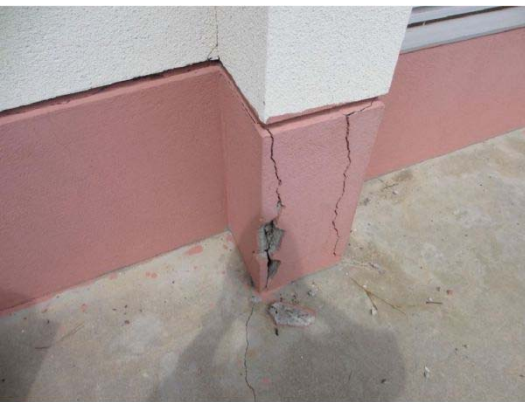
筋かい材の座屈・落下



筋かい材の変形



ブレース孔欠損部の破断



柱脚部コンクリートのひび割れ



支承部コンクリート側方破壊

第 5-2 図 熊本地震時の被害状況

参考文献

- ※1 平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震調査研究（速報）（東日本大震災），平成 23 年 5 月国土交通省国土技術政策総合研究所，独立行政法人建築研究所
- ※2 平成 23 年（2011 年）東北地方太平洋沖地震調査報告，平成 24 年 3 月国土交通省国土技術政策総合研究所，独立行政法人建築研究所
- ※3 平成 16 年（2004 年）新潟県中越地震被害に係わる現地調査概要，国土交通省国土技術政策総合研究所
- ※4 平成 19 年（2007 年）新潟県中越沖地震建築物被害調査報告，国土交通省国土技術政策総合研究所，独立行政法人建築研究所
- ※5 平成 28 年（2016 年）熊本地震による建築物等被害第八次調査報告（上益城郡益城町における鉄骨造建築物の調査速報），国土交通省国土技術政策総合研究所，国立研究開発法人建築研究所
- ※6 平成 28 年（2016 年）熊本地震による建築物等被害第 13 次調査報告（学校体育館等の被害調査速報），国土交通省国土技術政策総合研究所，国立研究開発法人建築研究所

淡水池の高所設置に伴う影響について

1. はじめに

基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地遡上津波」という。）が発生した場合においても、可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉注水等を行えるよう、T.P.+8m に 2 箇所設置する予定としていた淡水池について、1 箇所を敷地遡上津波の影響を受けない高所への設置に変更することを計画している。

ここでは、淡水池 1 箇所の高所への位置変更に伴う影響について評価する。

2. 設置位置変更に伴う影響評価

(1) 運用上の影響

淡水池の用途は、原子炉等への送水用水源、補給用水源である。これらの用途に着目した運用上への影響評価結果を第 1 表に示す。

第 1 表 淡水池の設置位置変更に伴う運用上の影響評価結果

当初計画 (2 箇所の淡水池が隣接)	変更計画 (1 箇所を高所に移設)	評価結果
連絡弁の開放操作のみで淡水池間の補給が可能であるため、容易に淡水供給可能時間の延長が可能	淡水供給を行っている池に対して、別途可搬型代替注水大型ポンプを準備の上、水源補給が必要	<ul style="list-style-type: none"> 水源補給用に可搬型代替注水大型ポンプを配備するため、可搬型設備の配備台数には影響がない 水源補給は、原子炉等への送水作業が完了後に発生する作業であり、作業要員の増員がない
敷地遡上津波が発生した場合には、2 箇所同時に海水が混入する可能性がある	1 箇所を高所に設置することにより、敷地遡上津波が発生した場合においても、淡水源を確保することが可能	<ul style="list-style-type: none"> 移設により、敷地遡上津波に対する淡水確保の可能性が高まる

(2) 設置許可基準規則等の審査への影響

淡水池のうち1箇所を高所に設置することにより、影響があると考えられる設置許可基準規則等は、可搬型代替注水設備を使用した送水手段、水源補給に係る条文等である。したがって、設置許可基準規則第56条及び技術的能力審査基準1.13に影響があるものと考えられる。なお、その他送水に係る条文等も影響があるが、これらは設置許可基準規則第56条及び技術的能力審査基準1.13にも記載されることから、評価は同じとなる。

また、同規則38条重大事故等対処施設の地盤、39条地震による損傷の防止に要求される緊急時対策所の基礎地盤及び斜面の安定性の確認結果に影響を及ぼさないような位置に配置することから、問題はない。また、同様に43条重大事故対処設備で要求される保管場所の地盤及び斜面の安定性の確認結果にも影響を及ぼさないように配置する。

第2表に影響評価結果を示す。

第 2 表 淡水池の設置位置変更に伴う審査への影響評価結果（56 条）

	当初計画 (2 箇所淡水池が隣接)	変更計画 (1 箇所を高所に移設)	評価結果
送水	<ul style="list-style-type: none"> 淡水池 2 箇所を差別化していない 	<ul style="list-style-type: none"> 各淡水池ごとに送水手段を記載 	<ul style="list-style-type: none"> 送水に可搬型代替注水大型ポンプを使用することに変更はなく、設備の変更はない 高所淡水池からの送水に係る手順及び成立性を追加で記載することとなる
補給	<ul style="list-style-type: none"> 淡水池間の補給については、連絡弁の操作によって行うこととしている 淡水池から他の淡水源への補給については、淡水池 2 箇所を差別化していない 	<ul style="list-style-type: none"> 各淡水池ごとに補給手段を記載 他の淡水源への補給については、各淡水池ごとに手段を記載 	<ul style="list-style-type: none"> 淡水池間の連絡弁が不要となる 他の淡水源への補給用に可搬型代替注水大型ポンプを使用することとしていたため、新規に補給用設備が必要となることはない 高所淡水池への補給及び高所淡水池から他の淡水源への補給に係る手順及び成立性を追加で記載することとなる

第 2 表 淡水池の設置位置変更に伴う審査への影響評価結果（38, 39, 43 条）

	当初計画	変更計画	評価結果
安定性	<ul style="list-style-type: none"> 淡水池を敷地北側の T.P. +8m 地盤に設置 	<ul style="list-style-type: none"> 淡水池 1 箇所を敷地西側の T.P. 約+23m 地盤に設置 (緊急時対策所, 可搬型設備の保管場所エリア) 	<ul style="list-style-type: none"> 敷地西側の各重要施設の安定性評価断面位置に対して、評価対象に動的影響が及ばない離隔（重要施設の幅を断面方向に帯として延長した範囲を避けるように設定）を設けることで、淡水池による動的影響が評価対象に及ばないような配置とする。

3. まとめ

淡水池 1 箇所を高所に設置することによって運用上の悪影響はない。なお、設置許可基準規則等への影響については、当初計画から新規に必要な設備や影響を及ぼす評価結果はなく、設置位置変更に伴う手順等が追加になる程度であることから、基準適合性の観点から問題が生じるものではない。

東海第二発電所

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 1.0.3-1 表 重要安全施設一覧	1.0.3-4
第 1.0.3-2 表 予備品及び予備品への取替えのために必要な機材	1.0.3-6
第 1.0.3-1 図 予備品等の保管場所	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、重要安全施設の取替え可能な機器及び部品等に対する予備品及び予備品への取替のために必要な機材等の選定及び保管場所について記載する。

1. 重要安全施設

上記の設置許可基準規則第十二条の解釈の表に規定された安全機能の重要度が特に高い安全機能に対応する具体的な系統・設備を第 1.0.3-1 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替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために

必要な予備品を確保する。

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

上記の方針に適合する系統として海水ポンプ室に設置している設備である残留熱除去系海水系，ディーゼル発電機海水系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残留熱除去系海水系ポンプ電動機，ディーゼル発電機海水系ポンプ電動機を予備品として確保する。

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

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

(第 1.0.3-2 表)

3. 予備品等の保管場所

予備品等については，地震による周辺斜面の崩落，敷地下斜面のすべり，

津波による浸水の外部事象の影響を受けにくい場所に重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

保管場所については、可搬型重大事故等対処設備と同じであり、保管場所及び屋外アクセスルートの対策概要については、添付 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについての「2. 概要 2.1 保管場所及びアクセスルート」に記載する。

なお、予備品復旧場所へのアクセスルートについては、第 1.0.3-1 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記載している「保管場所及びアクセスルート等の点検について」と同じ点検管理を実施する。

第 1.0.3-1 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） 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 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） 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却モード）
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 自動減圧系（逃がし安全弁）により原子炉を減圧し、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉へ注水を行う
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（逃がし安全弁）
格納容器内又は放射線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	原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス再循環系、非常用ガス処理系）
格納容器の冷却機能	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系（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	非常用所内電源系（直流電源系統）
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電機設備

安全機能 (設置許可基準規則第12条)	系統・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	残留熱除去系海水系 [※] 及び ディーゼル発電機海水系 [※]
冷却用海水供給機能	残留熱除去系海水系 [※] 及び ディーゼル発電機海水系 [※]
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	逃がし安全弁及び自動減圧機能の アキュムレータ並びに主蒸気隔離弁の アキュムレータ
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	安全保護系（スクラム機能）
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	安全保護系（非常用炉心冷却系作 動， 主蒸気隔離，原子炉格納容器隔離， 原子炉建屋ガス処理系作動）
事故時の原子炉の停止状態の把握機 能	起動領域計装 原子炉スクラム用電磁接触器の状態 監視設備及び制御棒位置監視設備
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位計装（広帯域，燃料域） 原子炉圧力計装
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計装 サプレッション・プール水温度計装 原子炉格納容器エリア放射線量率計 装
事故時のプラント操作のための情報 の把握機能	原子炉圧力計装 原子炉水位計装（広帯域，燃料域） 原子炉格納容器圧力計装 サプレッション・プール水温度計装 原子炉格納容器水素濃度計装 原子炉格納容器酸素濃度計装 主排気筒放射線モニタ計装

※ 予備品（第1.0.3-2表 1. 予備品）を保管する系統

第1.0.3-2 表 予備品及び予備品への取替のために必要な機材

1. 予備品

名称	仕様	数量※	保管場所※
残留熱除去系海水系ポンプ用電動機	三相誘導電動機	2台	南側保管場所 (T.P. + 25m)
非常用ディーゼル発電機海水系ポンプ用電動機	三相誘導電動機	1台	南側保管場所 (T.P. + 25m)

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	バケット容量 2.0m ³	2台	南側保管場所 (T.P. + 25m) 西側保管場所 (T.P. + 23m)
ブルドーザ	けん引力 23t	2台	南側保管場所 (T.P. + 25m) 西側保管場所 (T.P. + 23m)
油圧ショベル	バケット容量 0.16m ³	1台	南側保管場所 (T.P. + 25m)

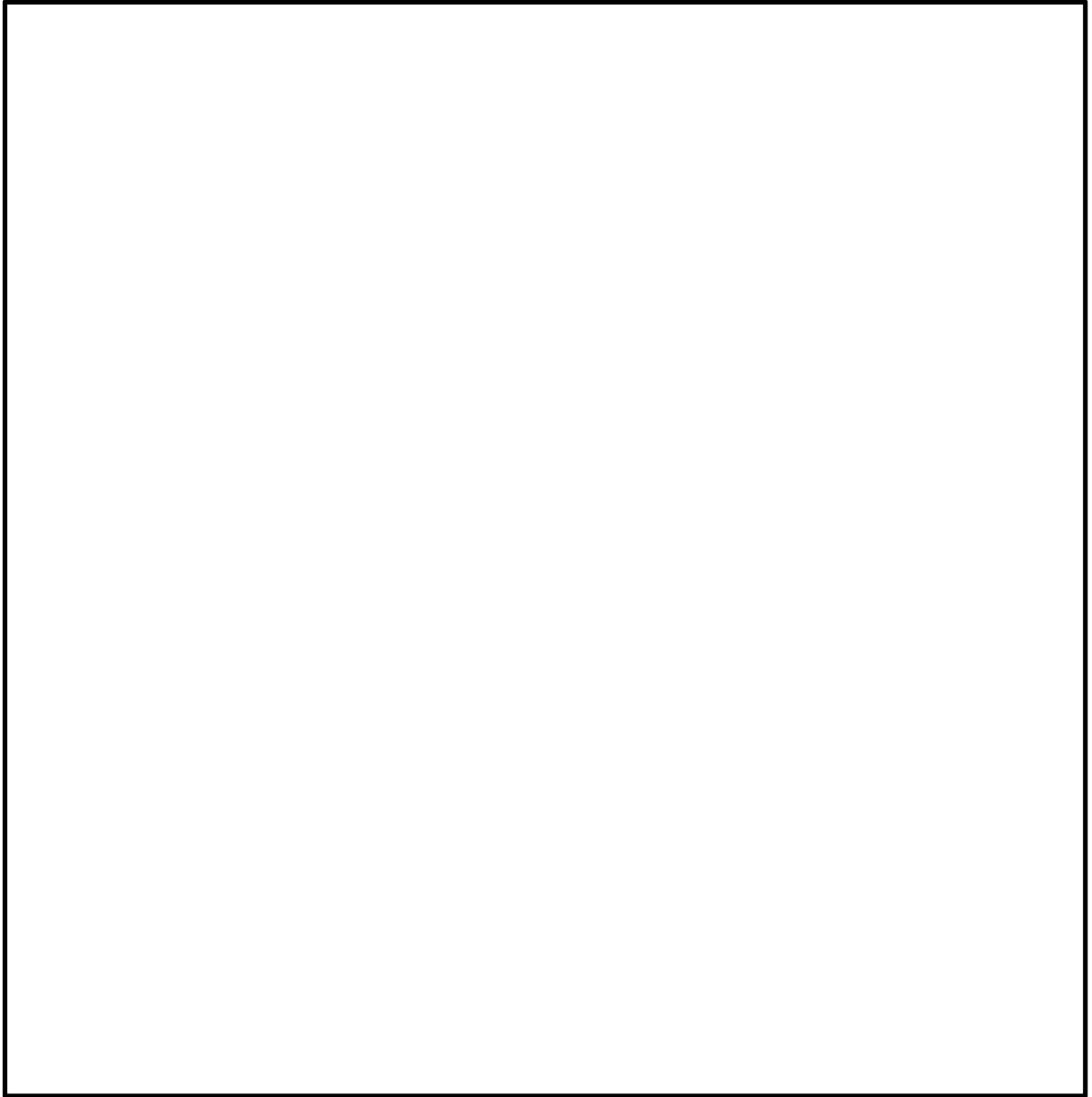
3. 予備品取替時に使用する重機

名称	仕様	数量※	保管場所※
予備電動機交換用クレーン	最大吊り上げ荷重 220t	1台	南側保管場所 (T.P. + 25m)
予備電動機運搬用トレーラー	積載荷重 20t	1台	南側保管場所 (T.P. + 25m)

4. 作業用照明

名称	仕様	数量※	保管場所※
ヘッドライト	乾電池式	10個	緊急時対策所 (T.P. + 23m)
充電式LEDスティックライト	充電式	4個	緊急時対策所 (T.P. + 23m)
バッテリーライト (床置きタイプ)	充電式	4個	緊急時対策所 (T.P. + 23m)

※ 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 1.0.3-1 図 予備品等の保管場所

予備品の確保等の考え方

1. 残留熱除去系及びディーゼル発電機の復旧に関する予備品の確保等について

東海第二発電所では、アクシデントマネジメント活動の一環として行われる復旧活動に際して、プラントの安全性確保に必要な機能を持つ系統・機器を復旧させる手順を「アクシデントマネジメント故障機器復旧手順ガイドライン」にて整備している。本ガイドラインには、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。）及びディーゼル発電機（以下「DG」という。）の復旧手順も盛り込まれており、RHR A系、B系の全ての除熱能力が喪失あるいは低下したとき、またはDG全台の発電能力が喪失あるいは低下したとき、「RHR系基本復旧手順フローチャート」及び「DG基本復旧手順フローチャート」により異常のある系統を判断し、「機器別故障原因特定マトリクス」にて故障個所の特定を行い、故障個所に応じた「復旧手順」にて復旧を行う構成としている（図1）。しかしながら、すべての系統・機器の故障モードを網羅して予備品を確保することは効率的ではないので、以下の方針に基づき重要安全施設の取替可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。

- ・単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

上記の方針に適合する系統としてRHR系海水系及びDG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、RHR系海水ポンプ電動機及びDG海水系ポンプ電動機を予備品として確保する。

なお、RHR系については、防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていること、更にRHR系は3系統あることから、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のみで実施できるようにしている。

一方、予備品を用いたRHR系海水ポンプ電動機及びDG海水系ポンプ電動機の復旧作業は上記に該当せず、協力企業の支援による実施を考えている。

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

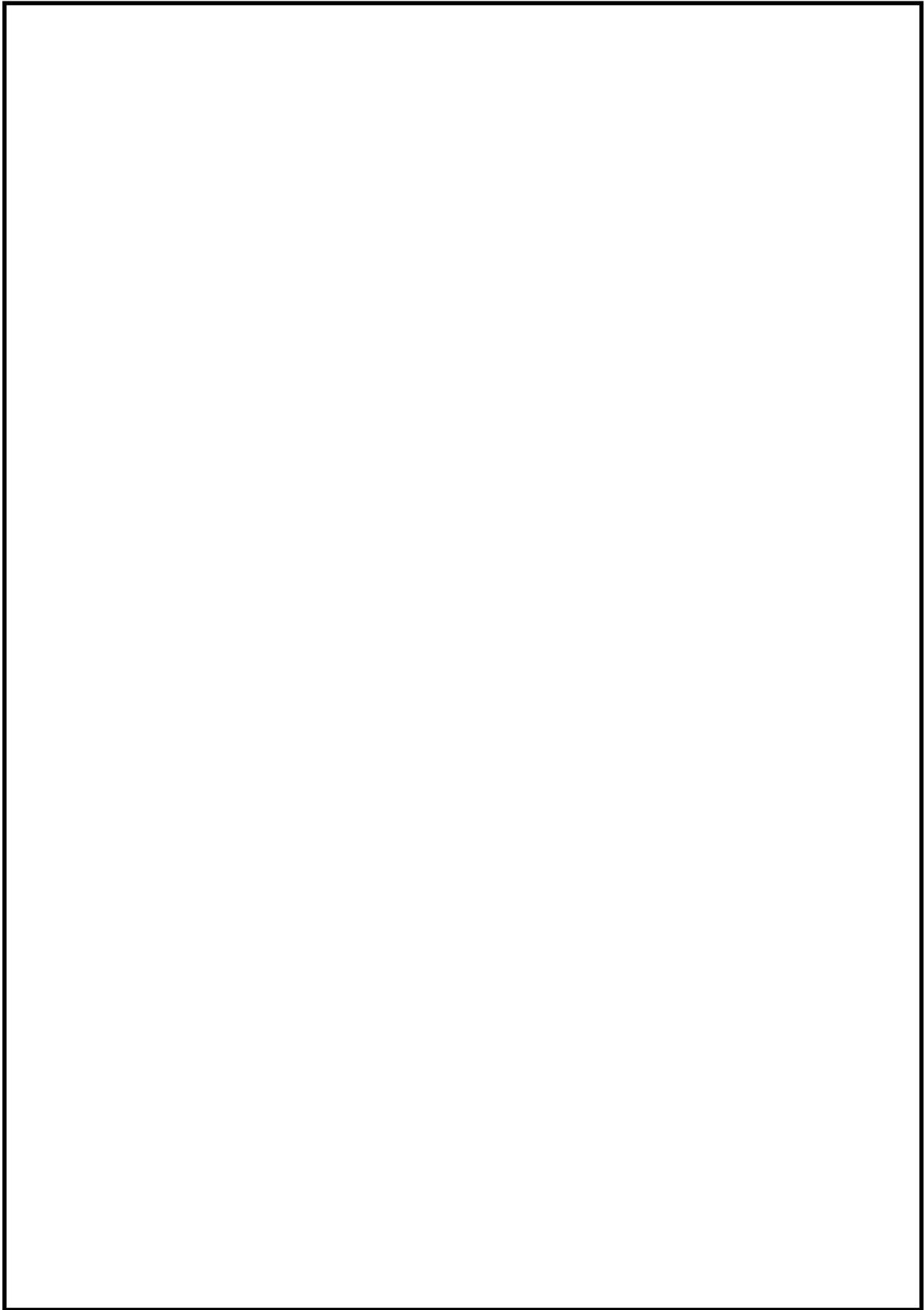


図 1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (1 / 5)

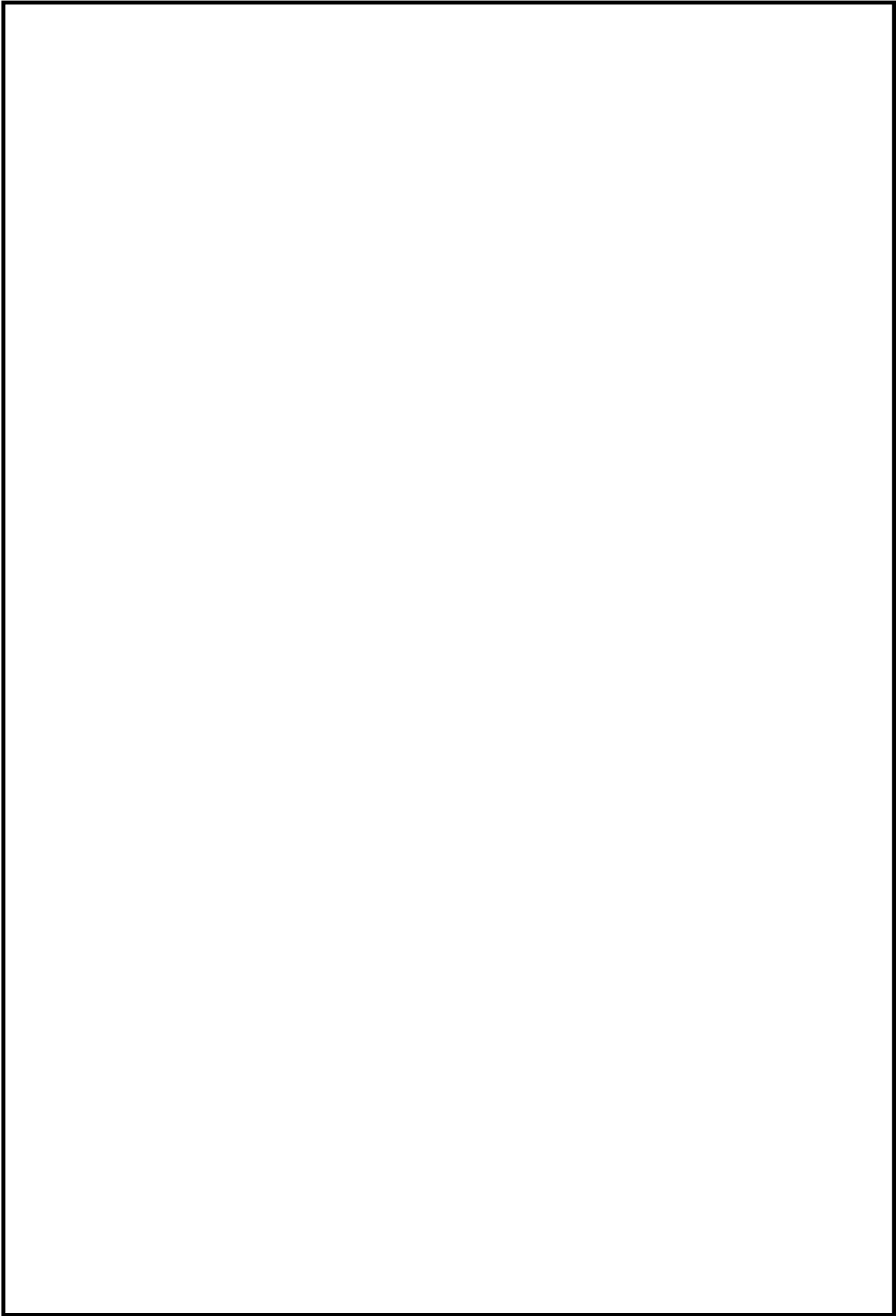


図 1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2 / 5)

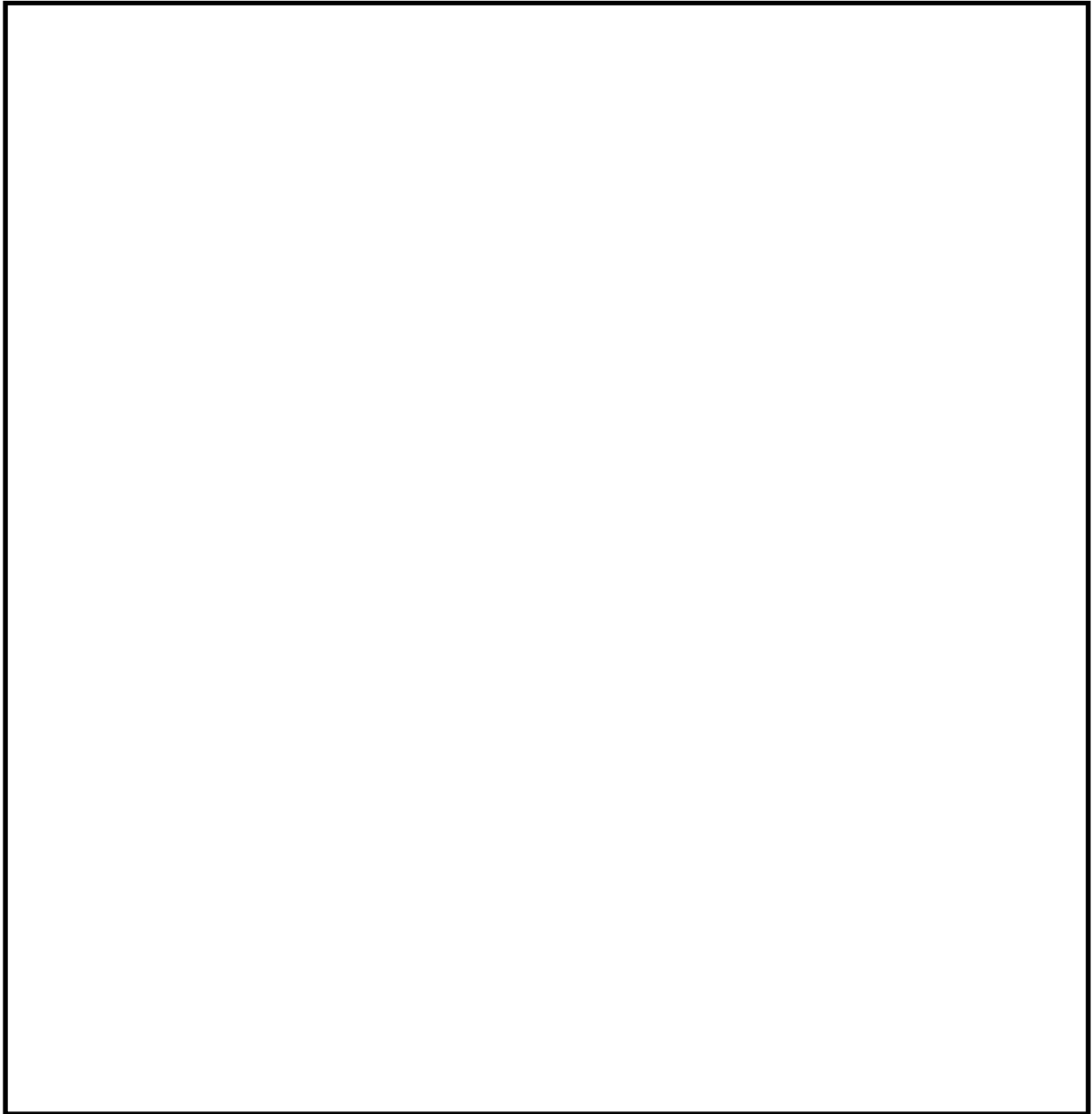


図1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（3 / 5）

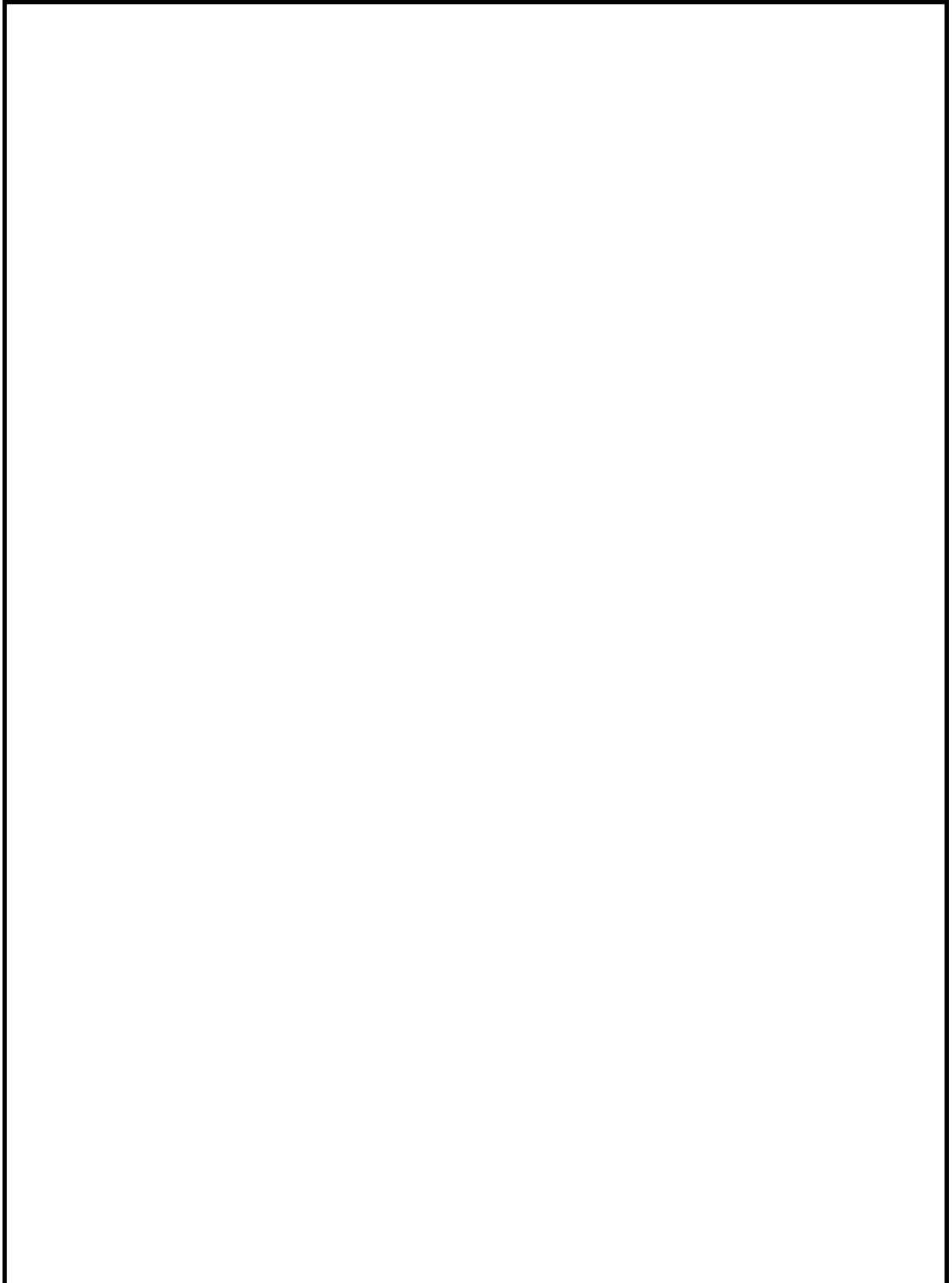


図1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（4／5）

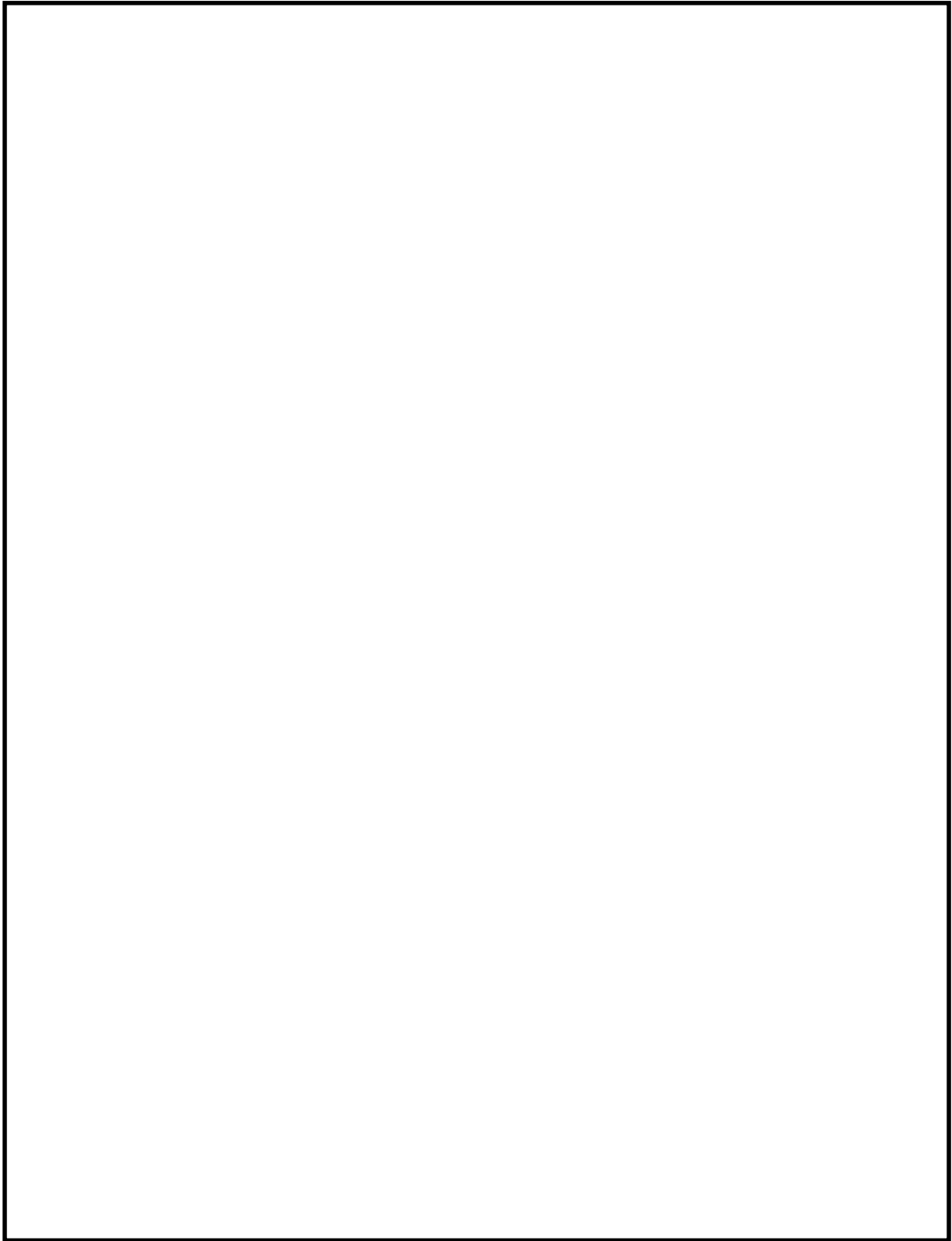


図1 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（5 / 5）

東海第二発電所

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) 重大事故発生後7日間の対応	1.0.4-1
(2) 重大事故等発生後7日間以降の対応	1.0.4-2
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	1.0.4-3
a. 支援体制	1.0.4-3
(2) 協力会社による支援	1.0.4-4
a. 放射線測定，管理業務等の支援体制	1.0.4-4
b. 緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制	1.0.4-4
c. 要員輸送に係る支援体制	1.0.4-4
d. 燃料調達に係る支援体制	1.0.4-5
e. 消火活動に係る支援体制	1.0.4-5
f. 注水活動に係る支援体制	1.0.4-6
3. 原子力事業者による支援	1.0.4-6
4. その他組織による支援	1.0.4-8
5. 原子力事業所災害対策支援拠点	1.0.4-10

第1.0.4-1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) …… 1.0.4-12

第1.0.4-2表 放射線防護資機材等(緊急時対策所) …… 1.0.4-13

第1.0.4-3表 チェンジングエリア用資機材(緊急時対策所) …… 1.0.4-15

第1.0.4-4表 その他資機材等(緊急時対策所) …… 1.0.4-16

第1.0.4-5表 原子力災害対策活動で使用する資料(緊急時対策所) 1.0.4-17

第 1.0.4-6 表	放射線防護資機材等（中央制御室）	1.0.4-18
第 1.0.4-7 表	チェンジングエリア用資機材（中央制御室）	1.0.4-21
第 1.0.4-8 表	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	1.0.4-22
第 1.0.4-9 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, 通信機器の整備状況等	1.0.4-23
第 1.0.4-1 図	原子力災害発生時における発電所外からの支援体制	1.0.4-24
第 1.0.4-2 図	防災組織全体図	1.0.4-25
第 1.0.4-3 図	原子力事業所災害対策支援拠点 体制図	1.0.4-26
別紙 1	原子力事業所災害対策支援拠点について	1.0.4-27

1. 事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材

(1) 重大事故発生後7日間の対応

東海第二発電所では，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，燃料等）により，事故発生後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段等」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1.0.4-1表に示すとおり，外部からの支援なしに事故発生後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事故発生後7日間連続して運用する条件で算出している。東海第二発電所では，第1.0.4-1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1.0.4-2表～第1.0.4-7表に示すとおり，外部からの支援なしに事故発生後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。重大事故等発生時において，現場作業では作業環境が悪化していることが予想され，災害対策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。災害対策要員は，添付資料1.0.13「災害対策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。東海第二発電所では，第1.0.4-2表～第1.0.4-7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，淡水貯水池等の淡水源に加

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7日間以降の対応

重大事故等発生後7日間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日間後までに、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（通信連絡設備、放射線測定装置等）、食糧その他の消耗品も含めた資機材、予備品及び燃料等について、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、他の電力事業者と、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

重大事故等発生時における外部からの支援については、プラントメーカ、協力会社等から重大事故等発生後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要員の派遣等について、協議・合意の上、支援計画を定め、東海第二発電所の技術支援に関するプラントメーカとの覚書を締結し、重大事故等発生後に必要な支援が受けられる体制を整

備している。

(1) プラントメーカーによる支援

重大事故等発生時における当社が実施する事態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、プラントメーカー（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、平常時より必要な連絡体制を整備している。

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ー社員（部長クラス）と平時より連絡体制を構築。

(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。）10条第1項又は15条第1項に定める事象が発生した場合に技術支援を要請。
- ・緊急時に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に支援。
- ・技術支援については、本社緊急時対策本部のみならず、必要に応じて発電所緊急時対策本部でも実施可能。
- ・中長期対応として、事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援体制の更なる拡充をメーカーと協議していく

(2) 協力会社による支援

重大事故等発生時における当社が実施する事態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、平常時より必要な連絡体制を整備している。

協力会社の支援については、重大事故等発生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、事故対応が長期に及んだ場合においても交代要員等の継続的な派遣を得られる体制とする。

a. 放射線測定、管理業務等の支援体制

原子力災害発生時における放射線測定、管理業務の実施について、協力会社と覚書を締結している。

b. 緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制

原子力災害発生時における、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覚書を締結している。

- (Ⅰ) 電気設備、機械設備及び計装設備の応急復旧に関する事項
- (Ⅱ) 事態收拾現場の照明等の環境確保に関する事項
- (Ⅲ) 放射線測定、放射線作業管理に関する事項
- (Ⅳ) 水質分析に関する事項
- (Ⅴ) 建物、構築物等の応急復旧に関する事項
- (Ⅵ) 通信設備等の応急復旧に関する事項
- (Ⅶ) その他受託業務全般に関する事態收拾に必要な事項

c. 要員輸送に係る支援体制

東海第二発電所で原子力災害が発生した場合又は、発生のおそれがある

る場合、要員の運搬及び資機材の輸送について支援を迅速に得られるよう、協力会社と協定等を結んでいる。

支援拠点に集まった発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料、食糧その他の消耗品を含めた資機材、予備品について、継続的な重大事故等対策の実施を妨げないよう発電所に適宜輸送する。

ヘリコプターによる空輸を実施する場合には、東京ヘリポート（東京都江東区）に常駐のヘリコプターを優先して使用し、発電所構内の飛行場外離着陸場間を往復する。発電所近隣の離着陸場所としては災害時の飛行場外離着陸場として東海村内の1か所について、発電所構内の飛行場外離着陸場とともに協力会社から東京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

d. 燃料調達に係る支援体制

東海第二発電所に重大な災害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の油槽所等から燃料供給の契約を締結しており、この一部は寄託契約である。

また、東海第二発電所の備蓄及び近隣からの調達を強化している。

e. 消火活動に係る支援体制

東海第二発電所の構内（建物内含む）で火災が発生した場合の消火活動に関する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より、東海第二発電所で訓練を実施するとともに、24時間交代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。

f. 注水活動に係る支援体制

東海第二発電所に重大な災害が発生した場合に、原子炉や使用済燃料プール注水活動の支援について協力会社と契約を結んでいる。

なお、可搬型代替注水ポンプ等の取扱いについては平時より、東海第二発電所で訓練を実施するとともに、24時間交代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」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。第 1.0.4-1 図に原子力災害発生時における発電所外からの支援体制を示す。

(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。

(協力要請)

- ・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。
- ・原災法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、以下の措置を講ずる。

- ・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1.0.4-8表に示す資機材の貸与 他

(支援本部の活動)

- ・幹事事業者

発災事業所の場所ごとに、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（当社東海第二発電所が発災した場合は、それぞれ東京電力株式会社、中部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など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、副幹事事業者を交代することができる。

- ・支援本部の運営について

当社は、あらかじめ支援本部候補地を6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

一) 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上、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

福島第一原子力発電所の事故対応の教訓を踏まえ、原子力災害が発生した場合に多様かつ高度な災害対応を行うため、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。）を原子力事業者共同で設置している。支援センターでは、平時から遠隔操作が可能なロボットの操作訓練等を実施しており、当社要員も参加しロボット操作技術等を習得させるなど、原子力災害対策活動能力の向上を図っている。

当社を含む原子力事業者と支援センターとの間で締結している、支援センターの共同運営に関する基本協定の内容は以下のとおり。

（支援要請）

発災事業者は、原災法10条に基づく通報後、緊急事態支援組織の支援を必要とするときは支援センターに支援を要請する。

（支援の内容）

支援センターは、発災事業者からの支援要請に基づき、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。

- ・発災事業者が指定する輸送先のうち、輸送可能な地点までの資機材の輸送。
- ・発災事業者が実施する資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故

収束活動に係る助言。

- ・発災事業者からの要請に基づく，追加資機材の確保，輸送の実施。
- ・その他，発災事業者からの要請に基づく事故収束活動に係る支援の実施。

(支援要員)

9名

(資機材の提供)

支援センターは，原災法10条に基づく通報をした旨の連絡を発災事業者から受信した場合，発生した事故・災害状況，放射線による影響を考慮し，安全かつ迅速に資機材の提供が可能となるルートを決し，原則として発災事業者が設置する支援拠点まで，必要な資機材の輸送を行うものとする。

ただし，支援拠点の設置状況を踏まえ，その他の輸送先に資機材を輸送する場合は，発災事業者と協議した上で，支援センター要員の安全が確保される範囲及び発災事業者が設定する放射線管理区域境界の外側の範囲内の輸送先に，資機材の輸送を行う。

支援センターは，支援組織の更なる多様かつ高度な災害対応の強化を図るため，平成28年3月に機能を拡充し，平成28年12月を目途に本格的な運用を開始することとしている。

支援センターの支援体制にかかる基本計画は以下のとおり。

(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・資機材を拠点施設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，瓦礫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の運搬等を行う。

(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)

- ・支援センター員は本格運用開始後，総勢21名を予定

(資機材)

- ・遠隔操作資機材（小型・中型ロボット，小型・大型無線重機，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，（重機搬送車両），中型トラック）

5. 原子力事業所災害対策支援拠点

福島第一原子力発電所事故において，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，東海第二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，原子力災害発生時における風向及び放射性物質の放出範囲等を考慮し，東海第二発電所からの方位，距離（約

20km 圏内外) が異なる地点を複数選定する。

別紙 1 に、支援拠点の候補地を記した地図を示す。東海第二発電所原子力事業者防災業務計画においては、日本原子力発電株式会社 地域共生部(茨城事務所) (茨城県水戸市)、東京電力 P G 株式会社 茨城総支社日立事務所別館(茨城県日立市)、東京電力 P G 株式会社 茨城総支社別館(茨城県水戸市)、東京電力 P G 株式会社 常陸大宮事務所(茨城県常陸大宮市)、株式会社日立製作所 電力システム社日立事業所(茨城県日立市)、株式会社日立パワーソリューションズ 勝田事業所(茨城県ひたちなか市) を支援拠点の候補地として定めている。

第 1.0.4-2 図に防災組織全体図を、第 1.0.4-3 図に支援拠点の体制図を示す。

原災法 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、本店対策本部長は、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上で決定し、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地域共生部 茨城事務所等にて確保しており、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 1.0.4-9 表に原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材、通信機器の整備状況等を示す。

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 1.0.4-1 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）

プラントの状況：プラントは定格出力にて運転中

事象：外部電源喪失が発生するが，全交流動力電源喪失に至っていない事象で，常設代替低圧注水ポンプを使用する事象を想定。保守的に全ての設備が事象発生直後から燃料を消費するものとして評価。なお，可搬型設備用軽油タンク及び緊急時対策所については，別途事象発生後 7 日間の対応に必要な燃料を貯蔵するため，ここでの整理対象としていない。

時系列	合計	判定
事象発生直後～事象発生直後 7 日間（=168h）		
非常用ディーゼル発電機（2 台）起動。※ ¹ （事象発生後，自動起動，燃費については定格出力にて，事象発生後～7 日間を想定） 軽油必要容量（L）＝定格負荷燃費（kL/MWh）×発電機定格出力（kW）×運転時間（h） ＝0.277 kL/MWh×5,200 kW×168h×2 台 ＝約 484.0 kL	7 日間の軽油消費量約 756kL	軽油貯蔵タンク（2 基）の容量（合計）は約 800kL であり，7 日間対応可能。
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（1 台）起動。※ ¹ （事象発生後，自動起動，燃費については定格出力にて，事象発生後～7 日間を想定） 軽油必要容量（L）＝定格負荷燃費（kL/MWh）×発電機定格出力（kW）×運転時間（h） ＝0.277 kL/MWh×2,800 kW×168h×1 台 ＝約 130.3 kL		
常設代替高圧電源装置（2 台）起動。※ ² （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約 420.0 L/h（定格負荷）×168h×2 台＝約 141.2 kL		

※¹ 事故収束に必要なディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機 1 台であるが，保守的にディーゼル発電機等 3 台の起動を仮定した。

※² 緊急用 P/C の電源を，常設代替高圧電源装置 2 台で確保することを仮定した。

第 1.0.4-2 表 放射線防護資機材等（緊急時対策所）

○放射線防護具類

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室
タイベック	1,155着 ^{※2}	17着 ^{※10}
靴下	1,155足 ^{※2}	17足 ^{※10}
帽子	1,155個 ^{※2}	17個 ^{※10}
綿手袋	1,155双 ^{※2}	17双 ^{※10}
ゴム手袋	2,310双 ^{※3}	34双 ^{※11}
全面マスク	330個 ^{※4}	17個 ^{※10}
チャコールフィルタ	2,310個 ^{※5}	34個 ^{※12}
アノラック	462着 ^{※6}	17着 ^{※10}
長靴	132足 ^{※7}	9足 ^{※13}
胴長靴	5足 ^{※8}	9足 ^{※13}
遮蔽ベスト	15着 ^{※9}	—
自給式呼吸用保護具	5式 ^{※8}	9式 ^{※13}

※1：予備を含む。今後，訓練等で見直しを行う。

※2：110名（要員数）×7日×1.5倍＝1,155

※3：綿手袋×2倍（二重にして着用）＝2,310

※4：110名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝330

※5：110名（要員数）×7日×2個×1.5倍＝2,310

※6：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日間×1.5倍＝462

※7：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝132

※8：3名（重大事故等対応要員（運転操作対応）3名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝4.5→5

※9：10名（重大事故等対応要員（庶務班）6名+（保修班）4名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝15

※10：11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17

※11：綿手袋×2倍（二重にして着用）＝34

※12：11名（中央制御室要員数）×2個×1.5倍＝33→34（2個を1セットで使用するため）

※13：3名（運転員（現場））×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍＝9

・ 配備数の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

初動体制時（1日目）、東海第二発電所の緊急時対策要員数は110名であり、緊急時対策所の災害対策本部本部員及び各作業班要員47名、現場要員55名（うち自衛消防隊11名を含む。）及び発電所外での活動を行うオフサイトセンターへの派遣要員8名で構成されている。このうち、緊急時対策所の災害対策本部員は、緊急時対策所を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要はないが、全要員は12時間に1回交代するため、2回の交代分を考慮する。また、現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は、1日に4回現場に行くことを想定する。

ブルーム通過以降（2日目以降）、東海第二の緊急時対策要員数は110名であり、緊急時対策所の災害対策本部本部員及び各作業班要員47名、現場要員55名（うち自衛消防隊11名を含む）及び発電所外での活動を行うオフサイトセンターへの派遣要員8名で構成されている。このうち、緊急時対策所の災害対策本部本部員及び各作業班員は、緊急時対策所を陽圧化することにより、防護具類を着用する必要はないが、全要員は7日目以降に1回交代するため、1回の交代分を考慮し、その後の交代に要する防護具類は外部からの支援が期待できるため考慮しない。また、現場要員から自衛消防隊員を除いた44名は1日に2回現場に行くことを想定する。

よって、以下のとおりタイベック等（靴下、帽子、綿手袋、及びアノラック）の第1.0.4-2表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

$$110名 \times 2交代 + 44名 \times 4回 + 110名 + 44名 \times 2回 \times 6日 = 1,034着 < 1,155着$$

チャコールフィルタは2個装着して使用し、ゴム手袋は綿手袋の上に二重にして使用するため、以下のとおり第1.0.4-2表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

$$(110名 \times 2交代 + 44名 \times 4回 + 110名 + 44名 \times 2回 \times 6日) \times 2 = 2,068個 < 2,310$$

全面マスクは、再使用するため、交替を考慮して必要数は220個（要員数分×2）であり、第1.0.4-6表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

○放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	330台 ^{※3}	33台 ^{※8}
GM汚染サーベイメータ	5台 ^{※4}	3台 ^{※9}
電離箱サーベイメータ	5台 ^{※5}	3台 ^{※10}
緊急時対策所エリアモニタ	2台 ^{※6}	—
可搬型モニタリング・ポスト ^{※2}	2台 ^{※6}	—
ダストサンプラ	2台 ^{※7}	2台 ^{※4}

※1：予備含む。今後、訓練等で見直しを行う

※2：緊急時対策所の可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリングポストと兼用する。

※3：110名（要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=330

※4：身体の汚染検査用に2台+3台（予備）

※5：現場作業等用に4台+1台（予備）

※6：加圧判断用に1台+1（予備）=2

※7：室内のモニタリング用に1台+1台（予備）

※8：11名（中央制御室要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=33

※9：身体の汚染検査用に2台+1台（予備）

※10：現場作業等用に2台+1台（予備）

第 1.0.4-3 表 チェンジングエリア用資機材（緊急時対策所）

○チェンジングエリア用資機材

名 称	数 量※	根 拠
養生シート	10巻	チェンジングエリア 設営に必要な数量
バリア	4個	
粘着マット	6枚	
脱衣収納袋	8個	
難燃袋	80枚	
難燃テープ	20巻	
クリーンウェス	10缶	
はさみ、カッター	各3本	
筆記用具	3 式	
簡易シャワー	2 式	
簡易水槽	2 個	
バケツ	2 個	
排水タンク	2 式	
可搬型空気浄化装置	4台	

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

第 1.0.4-4 表 その他資機材等（緊急時対策所）

○緊急時対策所

名 称	仕様等	保管数
酸素濃度計	仕様等 <ul style="list-style-type: none"> ・ 検知範囲：0.0～40.0vol% ・ 表示精度：±0.1vol% ・ 電源：乾電池（単四：2本） 測定可能時間：約3000時間^{※2} ・ 検知原理：ガルバニ電池式 ・ 管理目標：19vol%以上（鉱山保安法施行規則を準拠） 	2台 ^{※1}
二酸化炭素濃度計	仕様等 <ul style="list-style-type: none"> ・ 検知範囲：0.0～5.0vol% ・ 表示精度：±3.0%F.S ・ 電源：乾電池（単三：4本） 測定可能時間：約12時間^{※2} ・ 検知原理：NDIR（非分散型赤外線） ・ 管理目標：1.0vol%以下（鉱山保安法施行規則を準拠） 	2台 ^{※1}
一般テレビ（回線，機器）	報道や気象情報を入手するため	1式
社内パソコン	社内情報共有に必要な資料・書類を作成するため。	1式
飲食料	プルーム通過中に災害対策本部から退出する必要がないよう，災対要員の1日分以上の食料及び飲料水を災害対策本部内に保管する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 110名（災対要員数）×7日×3食 ・ 110名（災対要員数）×7日×2本 (1.5ℓ/本)^{※3} 	2,310食 1,540本
簡易トイレ	プルーム通過中に災害対策本部から退出する必要がないように，連続使用可能な簡易トイレを配備する。	一式
よう素剤	交代要員考慮し要員数の約2倍 <ul style="list-style-type: none"> ・ 110名（災対要員数）×（（初日：2錠+2日目以降：1錠×6日）×2交代 	1,760錠

※1 故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備1個も含め，2台を保有する。

※2 乾電池切れの場合，予備を稼働させ，乾電池交換を実施する。

※3 飲料水1.5ℓ容器での保管の場合（要員1名当たり1日3ℓを目安に配備）

第 1.0.4-5 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. 組織及び体制に関する資料	<p>(1) 原子力発電所施設を含む防災業務関係機関の緊急時対応組織資料</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 東海第二発電所原子力事業者防災業務計画 ② 東海第二発電所原子炉施設保安規定 ③ 災害対策規程 ④ 東海第二発電所災害対策要領 ⑤ 東海発電所・東海第二発電所防火管理要領 ⑥ 東海第二発電所非常時運転手順書 <p>(2) 緊急時通信連絡体制資料</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 東海第二発電所災害対策要領 ② 東海・東海第二発電所災害・事故・故障・トラブル時の通報連絡要領
2. 放射能影響推定に関する資料	<p>(1) 気象観測関係資料</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 気象観測データ <p>(2) 環境モニタリング資料</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 <p>(3) 発電所設備資料</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 主要系統模式図 ② 原子炉設置（変更）許可申請書 ③ 系統図 ④ 施設配置図 ⑤ プラント関連プロセス及び放射線計測配置図 ⑥ 主要設備概要 ⑦ 原子炉安全保護系ロジック一覧表 <p>(4) 周辺人口関連データ</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 方位別人口分布図 ② 集落別人口分布図 ③ 周辺市町村人口表 <p>(5) 周辺環境資料</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 周辺航空写真 ② 周辺地図（2万5千分の1） ③ 周辺地図（5万分の1） ④ 市町村市街図
3. 事業所外運搬に関する資料	<p>(1) 全国道路地図</p> <p>(2) 海図（日本領海部分）</p> <p>(3) N F T - 3 2 B 型核燃料輸送物設計承認書</p>

第 1.0.4-6 表 放射線防護資機材等（中央制御室）

○放射線防護具類

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室
タイベック	1,155着 ^{※2}	17着 ^{※10}
靴下	1,155足 ^{※2}	17足 ^{※10}
帽子	1,155個 ^{※2}	17個 ^{※10}
綿手袋	1,155双 ^{※2}	17双 ^{※10}
ゴム手袋	2,310双 ^{※3}	34双 ^{※11}
全面マスク	330個 ^{※4}	17個 ^{※10}
チャコールフィルタ	2,310個 ^{※5}	34個 ^{※12}
アノラック	462着 ^{※6}	17着 ^{※10}
長靴	132足 ^{※7}	9足 ^{※13}
胴長靴	5足 ^{※8}	9足 ^{※13}
遮蔽ベスト	15着 ^{※9}	—
自給式呼吸用保護具	5式 ^{※8}	9式 ^{※13}

※1：予備を含む。今後、訓練等で見直しを行う。

※2：110名（要員数）×7日×1.5倍＝1,155

※3：綿手袋×2倍（二重にして着用）＝2,310

※4：110名（要員数）×2日（3日目以降は除染にて対応）×1.5倍＝330

※5：110名（要員数）×7日×2個×1.5倍＝2,310

※6：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×7日間×1.5倍＝462

※7：44名（現場の災害対策要員から自衛消防隊員を除いた数）×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝132

※8：3名（重大事故等対応要員（運転操作対応）3名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝4.5→5

※9：10名（重大事故等対応要員（庶務班）6名+（保修班）4名）×1.5倍（基本再使用，必要により除染）＝15

※10：11名（中央制御室要員数）×1.5倍＝16.5→17

※11：綿手袋×2倍（二重にして着用）＝34

※12：11名（中央制御室要員数）×2個×1.5倍＝33→34（2個を1セットで使用するため）

※13：3名（運転員（現場））×2倍（現場での要員交代を考慮）×1.5倍＝9

・ 配備数の妥当性の確認について

【中央制御室】

要員数11名は、運転員等（中央制御室）4名と運転員（現場）3名、情報班員1名、重大事故等対応要員（運転操作対応）3名で構成されている。このうち、運転員等（中央制御室）は中央制御室換気系による閉回路循環運転により空気が浄化されるため、防護具類を着用する必要はない。ただし、初動対応を行った運転員等は交代時の退室に伴う着用を考慮し、その後の交代要員は中央制御室に向かう際に、緊急時対策所より防護具類を持参する。

運転員等（現場）は、現場作業時に防護具類を着用する（1回現場に行くことを想定）。

よって、以下のとおり、タイベック等（靴下、帽子、綿手袋及びアノラック）の第1.0.4-6表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

11名×1回（交替時）+4名×1回（現場）=15着 < 17着

全面マスク、安全靴、長靴及び胴長靴は、再使用するため、必要数は11（要員数分）であり、第1.0.4-6表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

チャコールフィルタは、全面マスクに2個装着して使用するため、必要数は22個（全面マスクの必要数11個×2）であり、第1.0.4-6表に示す配備数は必要数を上回っており妥当である。

ゴム手袋は、綿手袋の上に二重にして使用するため、必要数量は34双（綿手袋の必要数17双×2）であり、第1.0.4-6表に示す配備数は必要数量を上回っており妥当である。

○放射線計測器（被ばく管理・汚染管理）

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	330台 ^{※3}	33台 ^{※8}
GM汚染サーベイメータ	5台 ^{※4}	3台 ^{※9}
電離箱サーベイメータ	5台 ^{※5}	3台 ^{※10}
緊急時対策所エリアモニタ	2台 ^{※6}	—
可搬型モニタリングポスト ^{※2}	2台 ^{※6}	—
ダストサンプラ	2台 ^{※7}	2台 ^{※4}

※1：予備含む。今後、訓練等で見直しを行う

※2：緊急時対策所の可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）については「監視測定設備」の可搬型モニタリングポストと兼用する。

※3：110名（要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=330

※4：身体の汚染検査用に2台+3台（予備）

※5：現場作業等用に4台+1台（予備）

※6：加圧判断用に1台+1（予備）=2

※7：室内のモニタリング用に1台+1台（予備）

※8：11名（中央制御室要員数）×2台（交代時用）×1.5倍=33

※9：身体の汚染検査用に2台+1台（予備）

※10：現場作業等用に2台+1台（予備）

○飲食料等

品 名	配備数 ^{※1}
飲食料等 ・食料 ・飲料水 (1.5ℓ)	231 食 ^{※2} 154 本 ^{※3}
簡易トイレ	1 式
よう素剤	176 錠 ^{※4}

※1：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）。

※2：11名（中央制御室運転員7名＋情報連絡要員1名＋運転対応要員3名）×7日
×3食

※3：11名（中央制御室運転員7名＋情報連絡要員1名＋運転対応要員3名）×7日
×2本

※4：11名（中央制御室運転員7名＋情報連絡要員1名＋運転対応要員3名）×（（初日：2錠＋2日目以降：1錠×6日）×2交代

第 1.0.4-7 表 チェンジングエリア用資機材（中央制御室）

○チェンジングエリア用資機材

名 称	数 量 [※]	根 拠
テントハウス	1 式	チェンジングエリア 設営に必要な数量
養生シート	3 巻	
バリア	3 個	
粘着マット	3 枚	
脱衣収納袋	7 個	
難燃袋	70 枚	
難燃テープ	10 巻	
クリーンウェス	2 缶	
はさみ, カッター	各 3 本	
筆記用具	3 式	
簡易シャワー	2 式	
簡易水槽	2 個	
バケツ	2 個	
排水タンク	2 式	
可搬型空気浄化装置	3 台	

※予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）。

○その他

名 称	数 量 [※]	根 拠
可搬型照明（S A）	4台（予備1台）	チェンジングエリア 運用に必要な数量

※今後、訓練等で見直しを行う。

第 1.0.4-8 表 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
NaI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
ダストサンプラー
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
放射能測定用車両
Ge半導体式試料放射能測定装置
ホールボディカウンタ
全α測定装置
可搬型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 1.0.4-9 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、
通信機器の整備状況等

原子力事業所災害対策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、原子力事業所災害対策支援拠点を開設する際、搬入することとしている。

○非常用通信機器

資機材	数量	保管場所
携帯電話	5台	地域共生部 (茨城事務所)
携帯電話 (災害優先)	5台	地域共生部 (茨城事務所)
衛星携帯電話	1台	地域共生部 (茨城事務所)
衛星ファクシミリ	1台	地域共生部 (茨城事務所)

○計測器類

資機材	数量	保管場所
汚染密度測定用 (β線) サーベイメータ	5台	地域共生部 (茨城事務所)
バックグラウンド線量当量率サーベイメータ	1台	地域共生部 (茨城事務所)
線量当量率サーベイメータ	1台	地域共生部 (茨城事務所)
電子式個人線量計	126台	地域共生部 (茨城事務所)

○出入管理

資機材	数量	保管場所
入構管理証発行機	1式	地域共生部 (茨城事務所)
放射線防護教育資料	100部	地域共生部 (茨城事務所)

○放射線障害防護用器具

資機材	数量	保管場所
汚染防護服 (タイベック等)	756組	地域共生部 (茨城事務所) 近傍倉庫
ダスト・マスク	189個	地域共生部 (茨城事務所)
チャコールフィルタ	1,512個	地域共生部 (茨城事務所)

○非常用電源

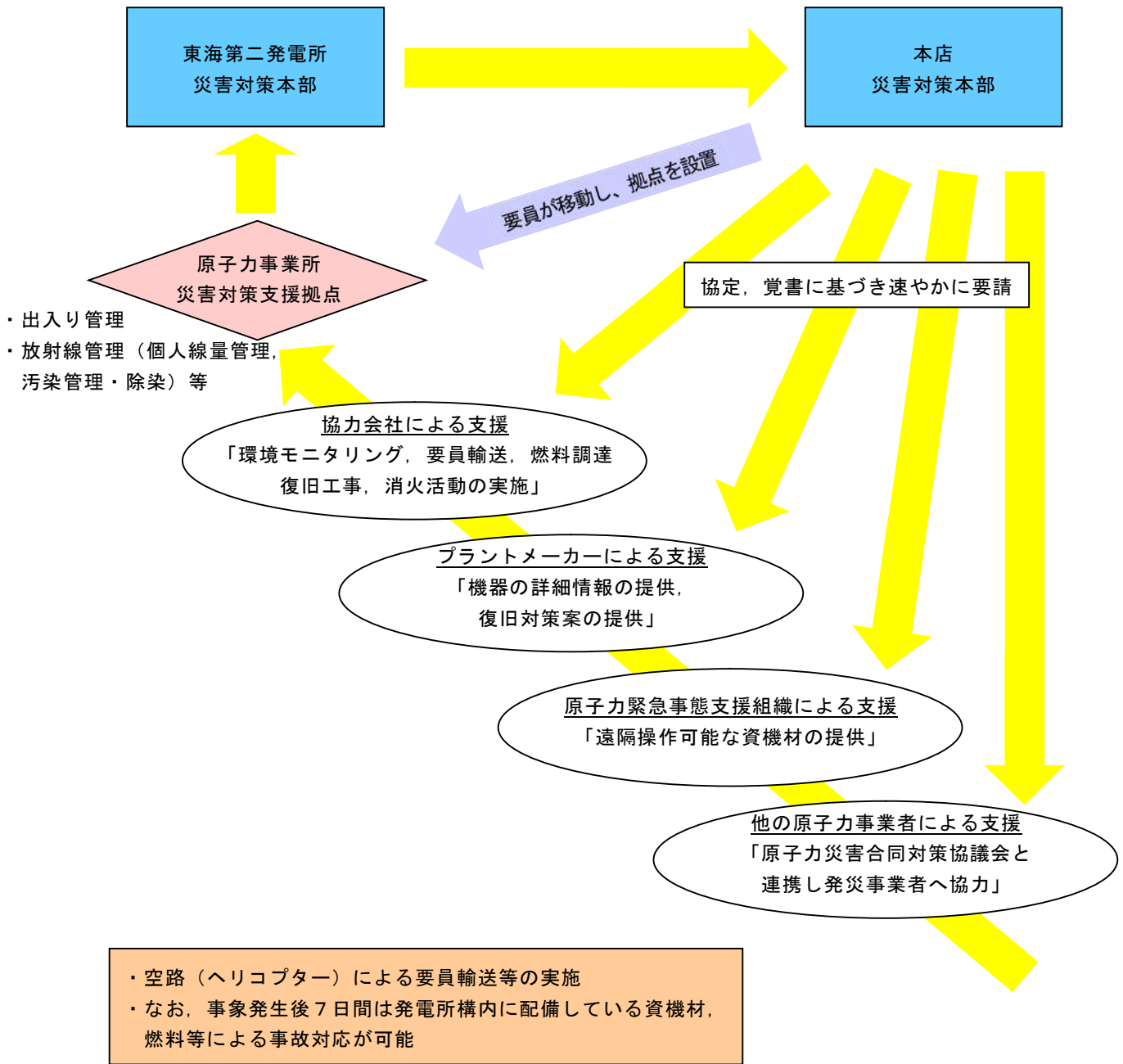
資機材	数量	保管場所
移動式発電機	1台	地域共生部 (茨城事務所)

○その他資機材

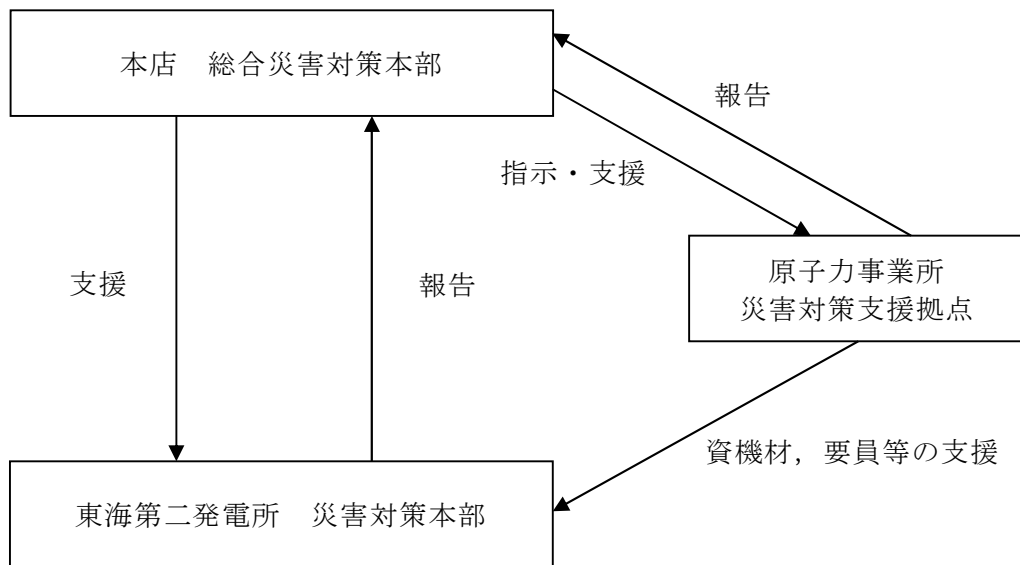
資機材	数量	保管場所
安定よう素剤	1,512錠	地域共生部 (茨城事務所)
除染用機材 (シャワー設備等) ※1	1式/数量2	地域共生部 (茨城事務所)
養生シート	1式	地域共生部 (茨城事務所) 近傍倉庫
非常用食料※2	—	—
資機材輸送用車両	1台	地域共生部 (茨城事務所)
燃料 (軽油) ※2	—	—
テント類	1式	地域共生部 (茨城事務所) 近傍倉庫
作業服	1式	地域共生部 (茨城事務所) 近傍倉庫
照明器具	1式	地域共生部 (茨城事務所) 近傍倉庫

※1：原子力緊急事態支援組織による集中管理資機材として必要時に提供を受ける。

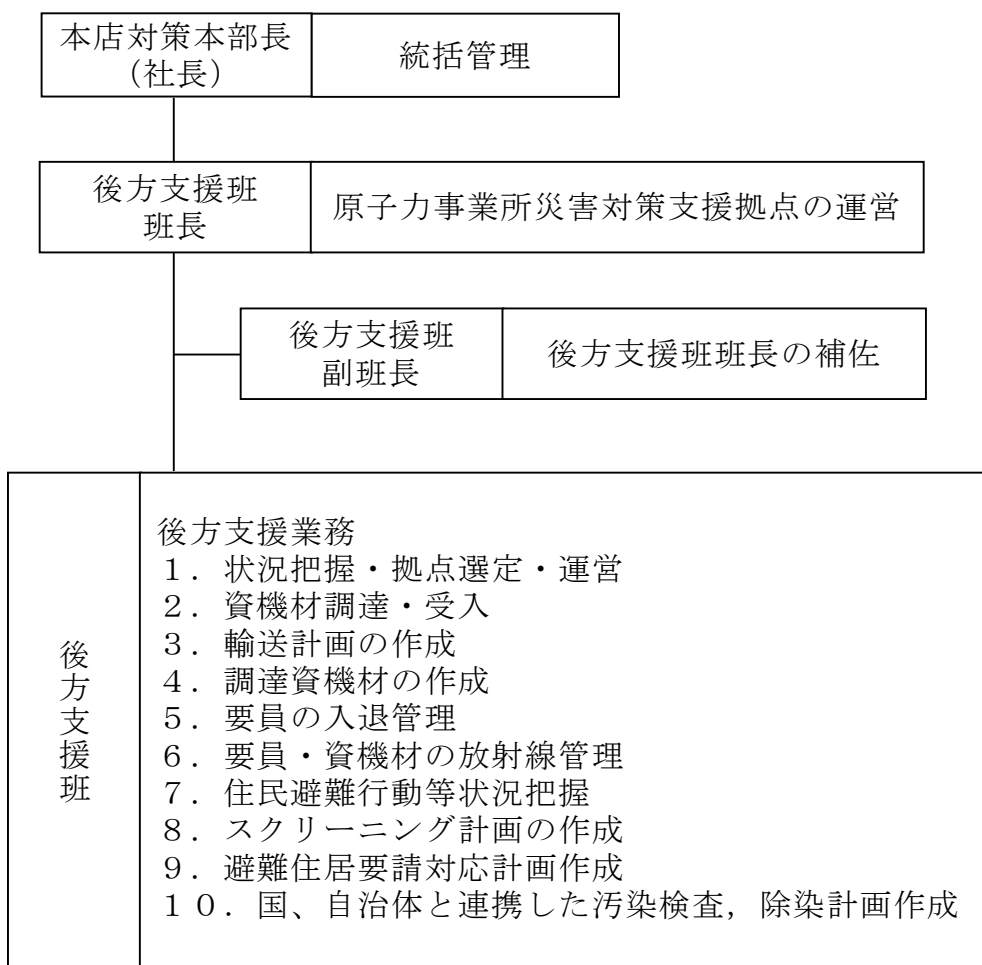
※2：最寄りの小売店より調達する。



第 1.0.4-1 図 原子力災害発生時における発電所外からの支援体制



第 1.0.4-2 図 防災組織全体図



第 1.0.4-3 図 原子力事業所災害対策支援拠点 体制図

別紙 1 原子力事業所災害対策支援拠点について

1. 日本原子力発電（株）地域共生部（茨城事務所）

所在地	茨城県水戸市笠原978-25
発電所からの方位，距離	南西 約20km
敷地面積	約350m ²
非常用電源	非常用ディーゼル発電機（3.1kVA） 1台
非常用通信機器	・ 電話（携帯電話，衛星系） ・ F A X（衛星系）
その他	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。

2. 東京電力P G（株）茨城総支社 日立事務所 別館

所在地	茨城県日立市神峰町2-8-4
発電所からの方位，距離	北北東 約15km
敷地面積	約2,700m ²
非常用電源	・ 資機材保管場所である地域共生部（茨城事務所）より運搬。
非常用通信機器	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。
その他	

3. 東京電力P G（株）茨城総支社 別館

所在地	茨城県水戸市南町2-6-2
発電所からの方位，距離	南西 約15km
敷地面積	約3,500m ²
非常用電源	・ 資機材保管場所である地域共生部（茨城事務所）より運搬。
非常用通信機器	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。
その他	

4. 東京電力P G（株）茨城総支社 常陸大宮事務所

所在地	茨城県常陸大宮市下町1456
発電所からの方位，距離	西北西 約20km
敷地面積	約3,400m ²
非常用電源	・ 資機材保管場所である地域共生部（茨城事務所）より運搬。
非常用通信機器	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。
その他	

5. （株）日立製作所 電力システム社日立事業所

所在地	茨城県日立市会瀬町4丁目2
発電所からの方位，距離	北北東 約15km
敷地面積	約30,000m ²
非常用電源	・ 資機材保管場所である地域共生部（茨城事務所）より運搬。
非常用通信機器	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。
その他	

6. (株) 日立パワーソリューションズ 勝田事業所

所在地	茨城県ひたちなか市堀口832-2
発電所からの方位, 距離	南西 約10km
敷地面積	約16,000m ²
非常用電源	・資機材保管場所である地域共生部 (茨城事務所) より運搬。
非常用通信機器	・食料等の消耗品については, 調達可能な小売店等から調達。
その他	



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

東海第二発電所

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 1.0.5-1 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 …… 1.0.5-4

第 1.0.5-1 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) …… 1.0.5-5

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，東海第二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5（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6（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，使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料

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，下部規定（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本部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(手順の作成)に基づき「警報処置手順書」，「非常時運転手順書（事象ベース）」及び「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，保安規定第 110 条（原子力防災資機材等）に基づき「非常時運転手順書（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 1.0.5-1 図に示すとおり二次文書である「運転管理業務要項」に繋がる三次文書として整理している。

また，災害対策本部が使用する手順書は，保安規定第 9 章非常時の措置（第 108 条～第 117 条）に基づく二次文書「原子力災害対策業務要項」に繋がる三次文書として，「災害対策要領」，「アクシデントマネジメントガイド」及び「重大事故等対策要領」を定めている。

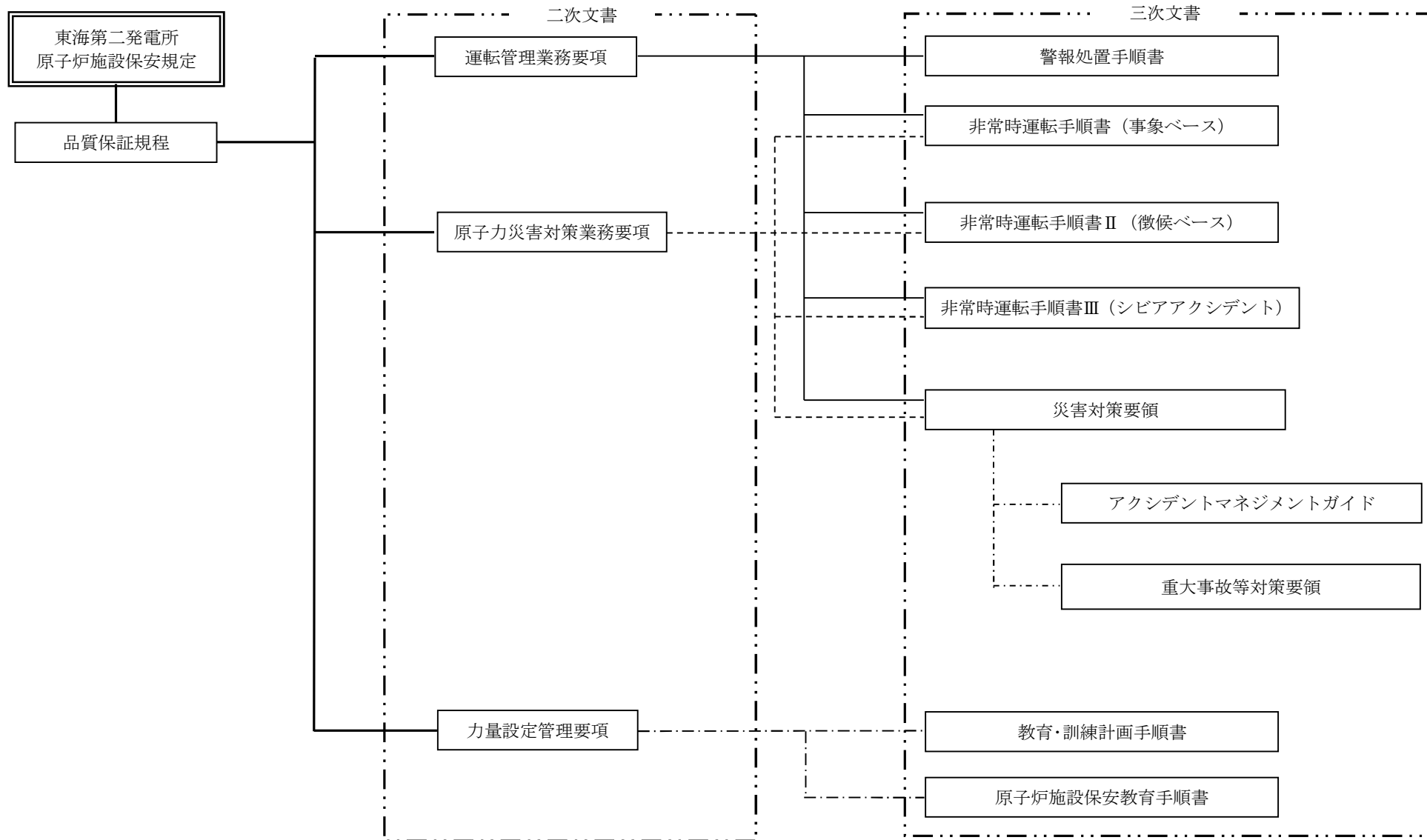
なお，運転員が使用する手順書と災害対策本部が使用する手順書は，使用目的によっては，相互の手順の完遂により機能を達成する場合があります，相互の手順書は関連付けされている。

上記，運転員及び災害対策本部の要員が必要な力量を確保するために，二次文書「力量設定管理要項」及び三次文書「教育・訓練計画手順書」，「原子炉施設保安教育手順書」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 1.0.5-1 表に示す。また、第 1.0.5-1 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文書及び三次文書の体系を第 1.0.5-1 図に示す。

第 1.0.5-1 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

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（二次文書）
第九十二条第1項 第九号	発電用原子炉施設の運転に関する事	第14条	手順の作成	「運転管理業務要項」に規定
第九十二条第1項 第十九号	非常の場合に講ずべき処置に関する事	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 通報経路 原子力防災訓練 通報 非常事態の宣言 応急措置 非常時における活動 非常事態の解除	「運転管理業務要項」に規定 「原子力災害対策業務要項」に規定 「力量設定管理要項」に規定
第九十二条第1項 第二十二号	重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関する事	第17条の5	重大事故等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備	「運転管理業務要項」に規定 「原子力災害対策業務要項」に規定 「力量設定管理要項」に規定
第九十二条第1項 第二十三号	大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備に関する事	第17条の6	大規模損壊時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備	



第 1.0.5-1 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)

東海第二発電所

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. 手順書の概要について.....	1.0.6-1
2.1 運転手順書.....	1.0.6-2
(1) 警報処置手順書.....	1.0.6-2
(2) 非常時運転手順書（事象ベース）.....	1.0.6-2
(3) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）.....	1.0.6-2
(4) 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）.....	1.0.6-4
2.2 災害対策本部で使用する手順書.....	1.0.6-6
(1) 災害対策要領.....	1.0.6-6
(2) アクシデントマネジメントガイド.....	1.0.6-6
(3) 重大事故等対策要領.....	1.0.6-7
2.3 運転手順書の判断者・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. 運転手順書間のつながり，移行基準について.....	1.0.6-8
(1) 警報処置手順書から他の運転手順書への移行.....	1.0.6-8
(2) 非常時運転手順書（事象ベース）から他の運転手順書への移行	1.0.6-8
(3) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）から他の運転手順書への移行	1.0.6-9
(4) 災害対策要領の導入.....	1.0.6-9
4. 運転員の対応操作の流れについて.....	1.0.6-9
(1) 「止める」の対応.....	1.0.6-9

- (2) 「冷やす」の対応..... 1.0.6-10
- (3) 「閉じ込める」の対応..... 1.0.6-10
- 5. 重大事故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「外部電源喪失」「全交流電源喪失」「全直流電源喪失」対応
フロー図

別紙 2 AOP「外部電源喪失」「全交流電源喪失」「全直流電源喪失」操作
等判断基準一覧

別紙 3 EOP フローチャート

別紙 4 EOP 目的及び基本的な考え方

別紙 5 EOP 操作等判断基準一覧

別紙 6 EOP AM設備別操作手順書一覧

別紙 7 SOP フローチャート

別紙 8 SOP 目的及び基本的な考え方

別紙 9 SOP 操作等判断基準一覧

別紙 10 重大事故等対策要領概要

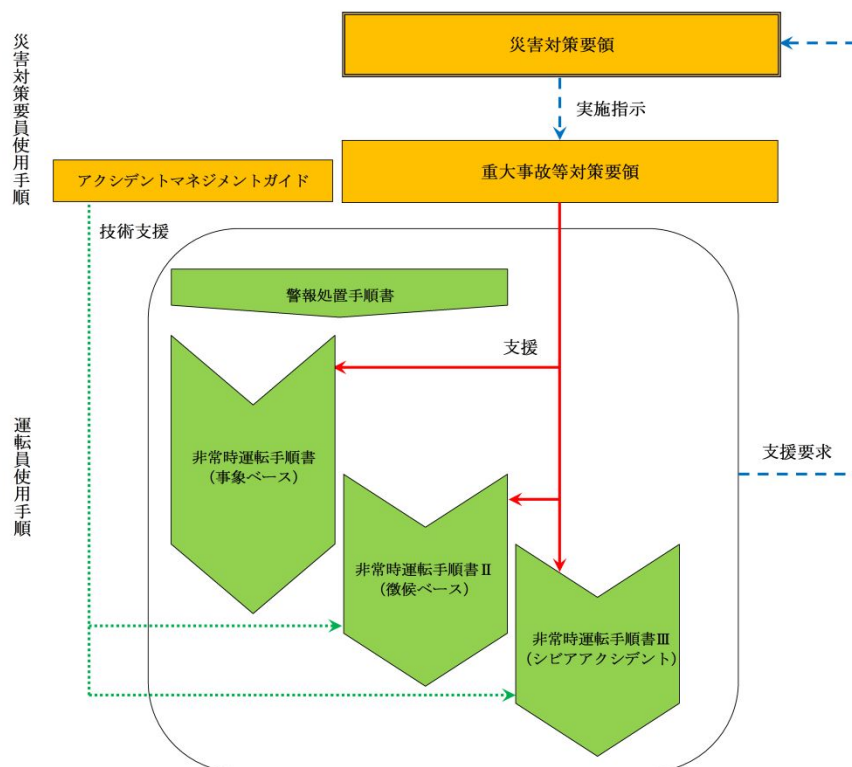
別紙 11 EOP/SOP フローチャート凡例

1. 手順書の体系について

東海第二発電所では、プラントに異常が発生した場合等において、重大事故への進展を防止するため、「警報処置手順書」、「非常時運転手順書（事象ベース）」及び「非常時運転手順書Ⅱ（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「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」、「災害対策要領」「アクシデントマネジメントガイド」及び「重大事故等対策要領」を整備する。

事故発生時における手順書の機能体系を第1.0.6-1図に示す。



第1.0.6-1図 手順書機能体系の概要図

2. 手順書の概要について

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「運転手順書」という。）、災害対策要員が使用する手順書に分類して整備する。

以下、運転手順書及び災害対策要員が使用する手順書の概要を示す。

2.1 運転手順書

(1) 警報処置手順書

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

中央制御室及び現場制御盤の警報発生時に適用する。

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) 非常時運転手順書（事象ベース）

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

主な運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故発生時等の対応をあらかじめ手順化しており、当該手順で対応できると判断した場合に使用し、発生事象が収束するまでの間適用する。

非常時運転手順書（事象ベース）（以下「AOP」という。）は、事象毎に事故の想定、操作のポイント、対応フロー図、対応手順等で構成される。

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

（別紙1，2）

(3) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）

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。

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。

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）（以下「EOP」という。）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」、「使用済燃料プール制御」、「不測事態」及び「AM初期対応」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」、フローチャート中の操作を実施する際に使用する「EOP AM設備別操作手順書」により構成される。

また、EOPには、「EOP AM設備別操作手順書」が使用可能なタイミングを明示する。

事故時には、原子炉の未臨界維持、炉心損傷防止、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、その手順に移行し対応処置を実施する。

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・使用済燃料プール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、格納容器が破損するおそれがある場合を除き、原子炉側から要求される操作を優先することを原則としている。

各手順のフローチャート、目的及び基本的な考え方及び操作等判断基準一覧を別紙3、4、5に示すとともに、「EOP AM設備別操作手順書」の一覧を別紙6に示す。

（別紙3、4、5、6）

a. EOPフローチャート

(a) 原子炉制御

- i) 目的：原子炉未臨界，炉心損傷防止
- ii) 手順書：スクラム，反応度制御，水位確保，減圧冷却

(b) 格納容器制御

- i) 目的：格納容器の健全性確保
- ii) 手順書：PCV圧力制御，D/W温度制御，S/P温度制御，
S/P水位制御，PCV水素濃度制御

(c) 二次格納施設制御

- i) 目的：二次格納施設への漏えい拡大防止，二次格納施設の健全性
確保
- ii) 手順書：二次格納施設制御

(d) 使用済燃料プール制御

- i) 目的：使用済燃料プール内の燃料損傷防止・緩和
- ii) 手順書：使用済燃料プール制御

(e) 不測事態

- i) 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
- ii) 手順書：水位回復，急速減圧，水位不明

(f) AM初期対応

- i) 目的：非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）への移行判断
及び非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）への円滑
な移行
- ii) 手順書：AM初期対応

(4) 非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）

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

炉心が損傷し、原子炉圧力容器及び格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデント事象に適用する。

非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）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」、フローチャート中の操作を実施する際に使用する「EOP AM設備別操作手順書」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並びに操作等判断基準一覧を別紙7，8，9に示す。

（別紙7，8，9）

a. SOPフローチャート

- (a) AM操作方針の全体流れ図
- (b) 注水－1 「損傷炉心への注水」
- (c) 注水－2 「長期の原子炉水位の確保」
- (d) 注水－3 a 「RPV破損前のペDESTAL（ドライウエル部）初期注水」
- (e) 注水－3 b 「RPV破損後のペDESTAL（ドライウエル部）注水」
- (f) 注水－4 「長期のRPV破損後の注水」
- (g) 除熱－1 「損傷炉心冷却後の除熱」
- (h) 除熱－2 「RPV破損後の初期格納容器スプレイ」
- (i) 除熱－3 「RPV破損後の除熱」
- (j) 放出 「PCV破損防止」
- (k) 水素 「R/B水素爆発防止」

2.2 災害対策本部で使用する手順書

(1) 災害対策要領

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、緊急事態に関する災害対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。

災害対策本部は、所長が本部長となり、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織を構成し、それぞれの機能毎に責任者を定め、役割分担を明確にし、効果的な重大事故対策を実施しえる体制としている。詳細は、添付資料1.0.10に示す。

(2) アクシデントマネジメントガイド

プラントで発生した事故・故障等が拡大した際の、炉心損傷の防止あるいは炉心が損傷した場合における影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するための情報を定めたガイドで、技術支援組織が使用する。

アクシデントマネジメントガイド（以下「AMG」という。）は、プラント状態（炉心損傷有無、炉心冷却成否、RPV破損有無等）に応じた操作の全体像を示した「AMストラテジ選択フローチャート」に基づき注水ストラテジ及び除熱ストラテジ等が選択され、個別のストラテジに従って、「確認ガイド」及び「操作ガイド」を参照して、事故収束へ移行させる構成とする。

技術支援組織は、確認ガイドを用いてプラント状態を可能な限り正確に把握し、操作ガイドに記載された各操作の有効性についてプラントへの影響を含めて判断し、運転員に対する支援活動を実施する。また、SOPで判断しえる事象進展を超えた場合についても、確認ガイド、操作ガイドを用いて事故収束に有効なプラント操作を検討し、運転員に操作内容を指示する。この場合、運転員は、その指示に従って操作を実施する。

プラントへの影響を配慮するため、操作実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を操作ガイドに整備する。

(3) 重大事故等対策要領

自然現象や大規模損壊等により、多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合に、運転員のプラント対応に必要な支援を行うため、可搬型設備等によるプラント対応支援を定めた要領で災害対策要員が使用する。

また、残留熱除去系、非常用ディーゼル発電機 2 C 及び 2 D の復旧作業が難行する場合に応急的に実施する「アクシデントマネジメント故障機器復旧手順ガイドライン」を整備する。重大事故等対策要領の概要を別紙 10 に示す。

(別紙 10)

2.3 運転手順書の判断者・操作者の明確化

(1) 判断者の明確化

運転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、発電長が行う。

一方、災害対策本部で実施される事故時のプラント対応の判断は、災害対策本部長が行う。

(2) 操作者の明確化

手順書は、運転員が使用するものと災害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操作にあたっては、中央制御室と災害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. 運転手順書間のつながり、移行基準について

運転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、運転手順書間の移行基準を示す。

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

(1) 警報処置手順書から他の運転手順書への移行

警報処置手順書で対応中にスクラム等のEOP導入条件が成立した場合は、EOPへ移行する。

警報処置手順書に基づく対応において、EOP導入条件に至らないAOP事象に進展した場合は、AOPへ移行する。

(2) 非常時運転手順書（事象ベース）から他の運転手順書への移行

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。

a. EOP導入条件（いずれかに該当した場合）

(a) 原子炉を手動スクラム若しくは自動スクラムが発生（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における使用済燃料プール制御導入条件が成立した場合

b. 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初動対応についてはAOPを参照する。

(3) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）から他の運転手順書への移行

EOP対応中に以下のSOP導入条件が成立した場合、炉心損傷と判断し、SOPに移行する。

a. SOP導入条件

(a) 原子炉停止後の経過時間とPCV内 γ 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（以下「CAMS」という。）が使用不可能の場合、原子炉圧力容器表面温度から炉心損傷と判断された場合。

(4) 災害対策要領の導入

発電所において災害対策本部が設置される際に導入される。詳細は、添付資料1.0.10に示す。

4. 運転員の対応操作の流れについて

運転中の異常な過渡変化及び事故が発生した場合、運転員は「止める」、
「冷やす」、
「閉じ込める」の原則に基づきプラント対応操作を実施する。

(1) 「止める」の対応

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

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

(2) 「冷やす」の対応

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

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

(3) 「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、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。

これらプラント対応の原則をベースに、運転員は、運転手順書を用いて炉心の損傷防止、格納容器破損防止を目的とした対応操作の判断を以下の流れで行う。

異常な過渡変化の発生時、警報処置手順書により初期対応を行う。

警報処置手順書に基づく対応において、EOP導入条件に至らないAOP事象に進展した場合は、AOPに移行し対応を行う。警報処置手順書又はAOPで対応中に、スクラム等のEOP導入条件が成立した場合には、EOPに移行し対応を行う。

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

その後は、原子炉水位、原子炉圧力、タービン・電源の各制御を並行して行うとともに、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行うため、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）を常に監視し、個別の導入条件が成立すれば、徴候毎に用意した手順に移行する。

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

運転手順書に基づく安全確保が不可能又はそのおそれがある場合、発電長は災害対策本部に支援を要請し、災害対策本部長は災害対策要員による可搬型設備等も含めた使用可能な設備を最大限活用した対応処置を実施する。

5. 重大事故時の対応及び手順書の内容について

① 海水を炉心へ注水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、発電長が迷うことなく判断できるよう、あらかじめ原子炉施設保安運営委員会で判断基準を審議・確認し、運転手順書に定める。

② 有効性評価で示した重要事故シーケンス等は、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備する。

詳細は添付資料1.0.7及び添付資料1.0.14に示す。

③ 重大事故等に対処するために把握することが必要なパラメータのうち、

原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ（以下「主要なパラメータ」という。）を整理するとともに、主要なパラメータが故障等により計測不能な場合に、当該パラメータを推定する手順及び可搬型計測器により計測する手順を運転手順書及び災害対策本部で使用する手順書に整備する。

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

- ④ これらの手順を有効かつ適切に使用し，プラントの状態に応じた対応を行うために，運転員及び災害対策要員は，常日頃から対応操作について教育・訓練等を実施し，手順の把握，機器や系統特性の理解及び原子炉の運転に必要な知識等の習得，習熟を図る。

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有効長頂部（以下「T A F」という。）以上に維持できない場合において、原子炉水位が低下し、炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

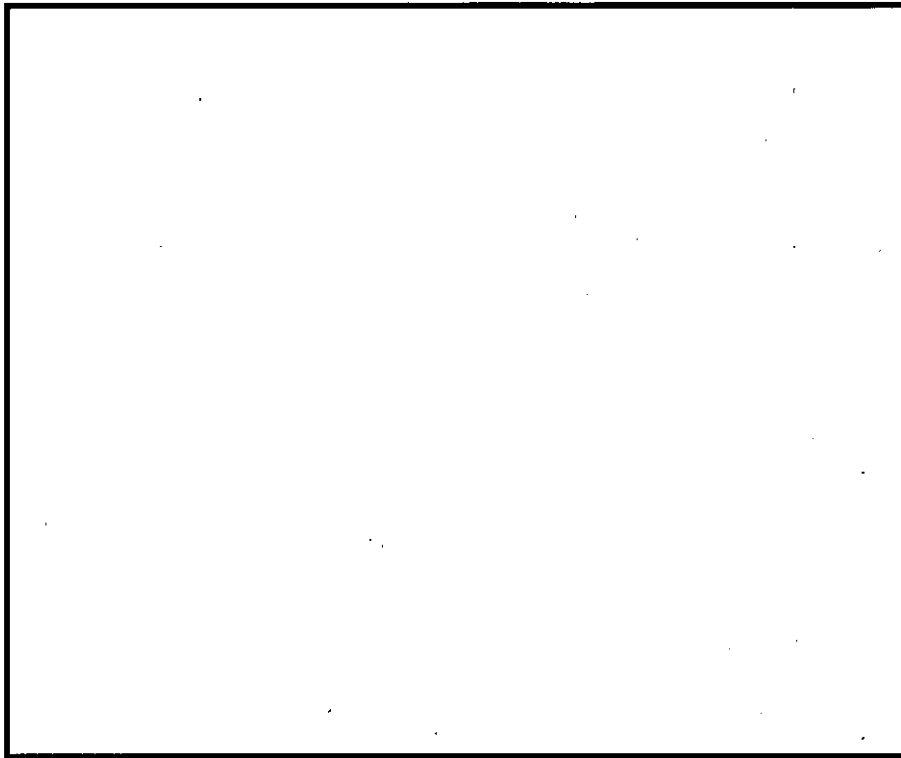
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）では、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がT A F未満となった際、C A M Sを用いて、ドライウェル又はウェットウェルの γ 線線量率の状況を確認し、図1に示す設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合を、炉心損傷の判断としている。

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格納容器内に流入する事象進展を踏まえて、格納容器内の γ 線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断及び炉心損傷の進展割合の推定に用いているものである。

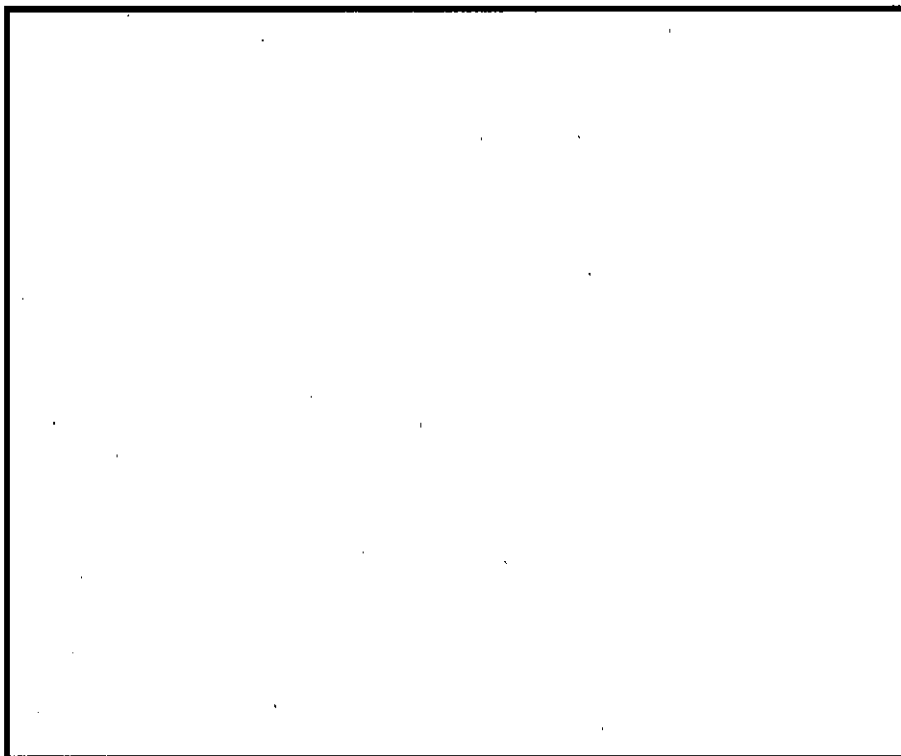
また、福島第一原子力発電所の事故時に原子炉水位計、C A M S等の計器が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み、C A M Sに頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、C A M Sの使用不能の場合は、「原子炉圧力容器温度：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する。

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、S R V動作圧力（安全弁機能の最大8.31MPa[gage]）における飽和温度約299℃を超えることなく、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CAMSが使用可能な場合は、当該計器にて判断を行う。



(1) ドライウエルの γ 線線量率



(2) ウェットウエルの γ 線線量率

図1 SOP導入条件判断

外部電源喪失

全交流電源喪失

全直流電源喪失

--	--	--

AOP「外部電源喪失」「全交流電源喪失」「全直流電源喪失」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
275kV 系 電源喪失	1-1	154kV 系使用可能	・ 154kV 系電圧	

AOP「外部電源喪失」「全交流電源喪失」「全直流電源喪失」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
154kV 系 電源喪失	2-1	非常用 D/G 等 1 台以上 起動, 電圧確立	・非常用 D/G 運転状態	
	2-2	起動非常用 D/G 自動 併入成功	・非常用 D/G 運転状態	

AOP「外部電源喪失」「全交流電源喪失」「全直流電源喪失」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
全交流電源喪失 (外部電源喪失かつD/G 全台起動失敗)	3-1	常設代替交流電源設備起動中	<ul style="list-style-type: none"> ・全交流電源喪失 ・常設代替交流電源設備の運転状態 	
	3-2	可搬型代替交流電源設備使用可能	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急用 P/C ・可搬型代替交流電源設備の状態 	

AOP「外部電源喪失」「全交流電源喪失」「全直流電源喪失」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
全交流電源 喪失 (外部電源 喪失かつ D/G 全台起 動失敗)	3-3	P/C 2C 又は 2D 受電	<ul style="list-style-type: none"> ・ P/C 2C ・ P/C 2D ・ 可搬型代替直流電源設備の状態 	
	3-4	緊急用 P/C 受電	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急用 P/C 	

AOP「外部電源喪失」「全交流電源喪失」「全直流電源喪失」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
全直流電源喪失	4-1	常設代替直流電源設備使用可能	・常設代替直流電源設備の状態	
	4-2	可搬型代替直流電源設備使用可能	・可搬型代替直流電源設備の状態	
	4-3	直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B 受電	・直流 125V 主母線盤 2A 又は 2B	

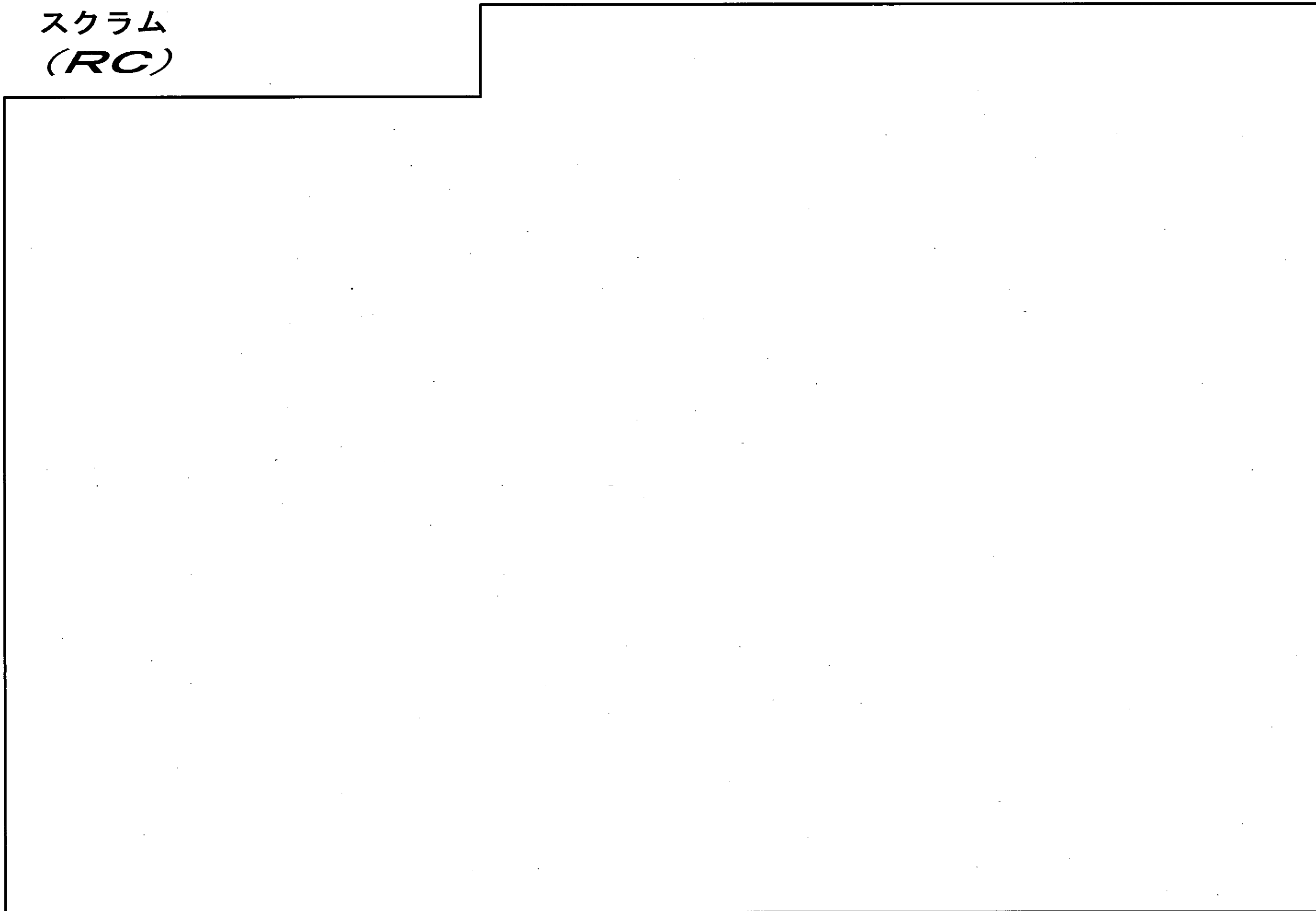
AOP「外部電源喪失」「全交流電源喪失」「全直流電源喪失」操作等判断基準一覧

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
全直流電源 喪失	4-4	緊急用直流 125V 主母 線盤受電	<ul style="list-style-type: none"> 緊急用直流 125V 主母線盤 	
	4-5	P/C 2C 又は 2D 受電	<ul style="list-style-type: none"> P/C 2C P/C 2D 	
	4-6	緊急用 P/C 受電	<ul style="list-style-type: none"> 緊急用 P/C 	

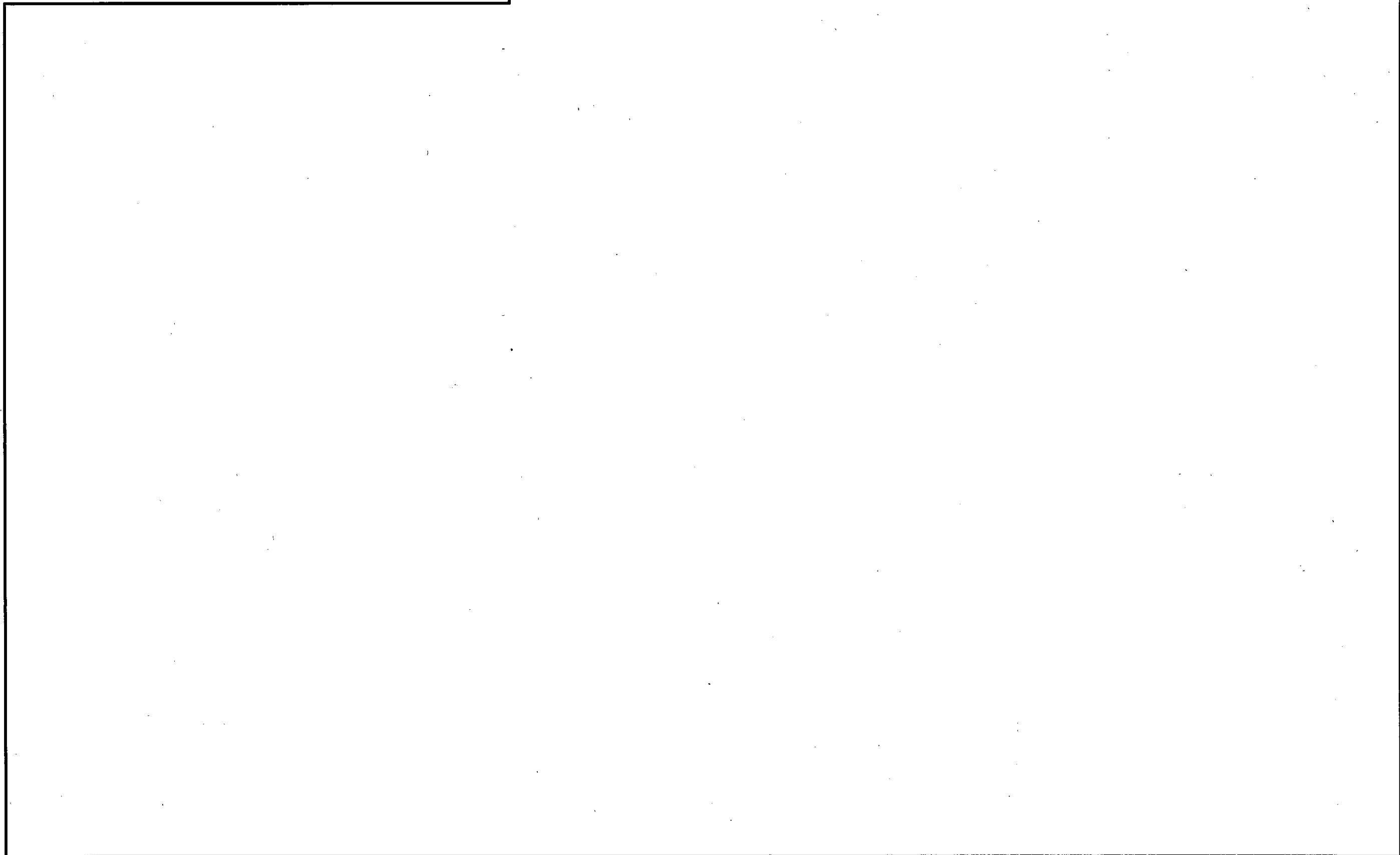
AOP「外部電源喪失」「全交流電源喪失」「全直流電源喪失」操作等判断基準一覧

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
非常用交流電源復旧	5-1	外部電源復旧	<ul style="list-style-type: none"> ・ 275kV 系電圧 ・ 154kV 系電圧 	
	5-2	非常用 D/G 又は常設常設代替交流電源設備復旧	<ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用 D/G の状態 ・ 常設代替交流電源設備の状態 	

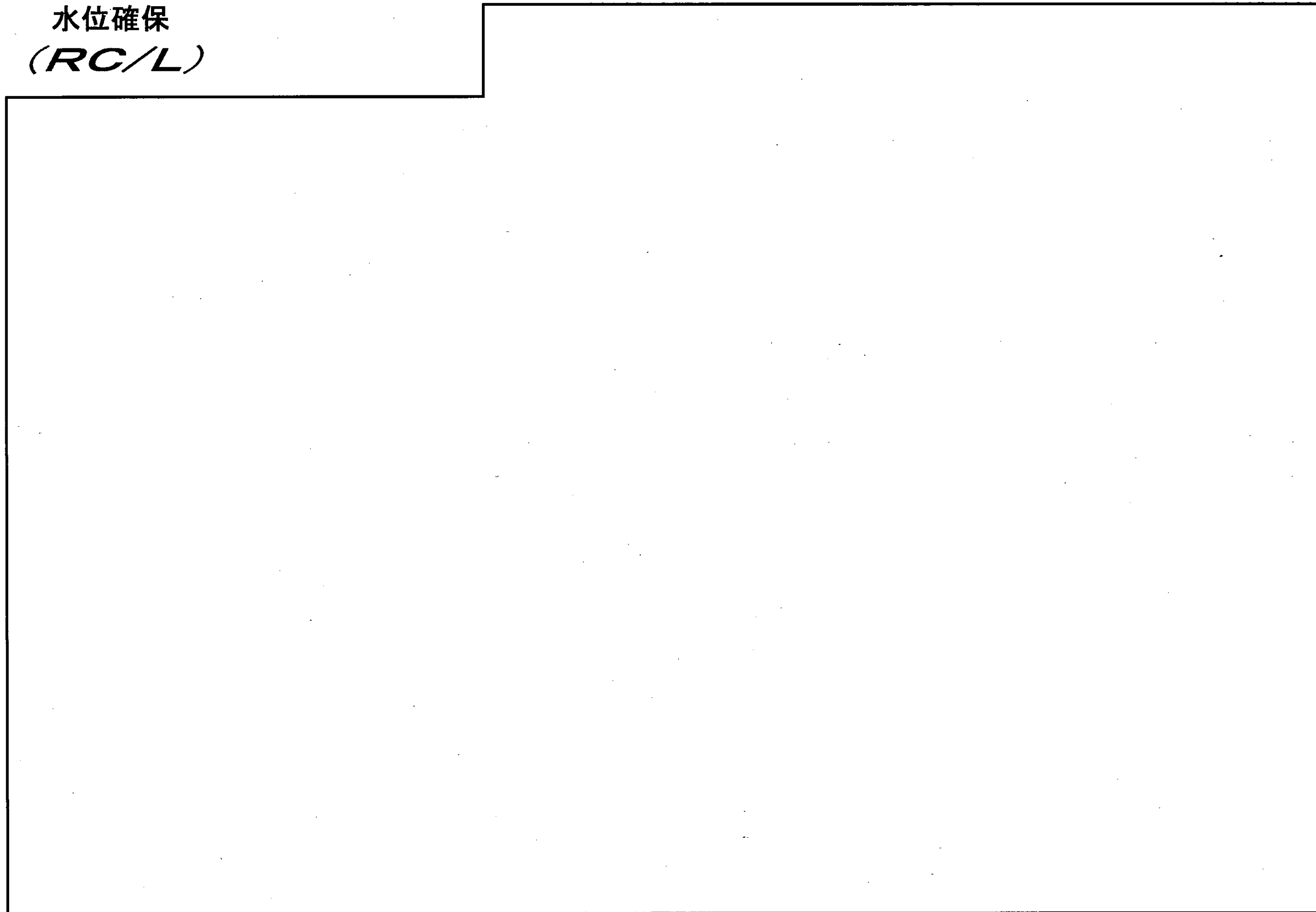
スクラム
(RC)



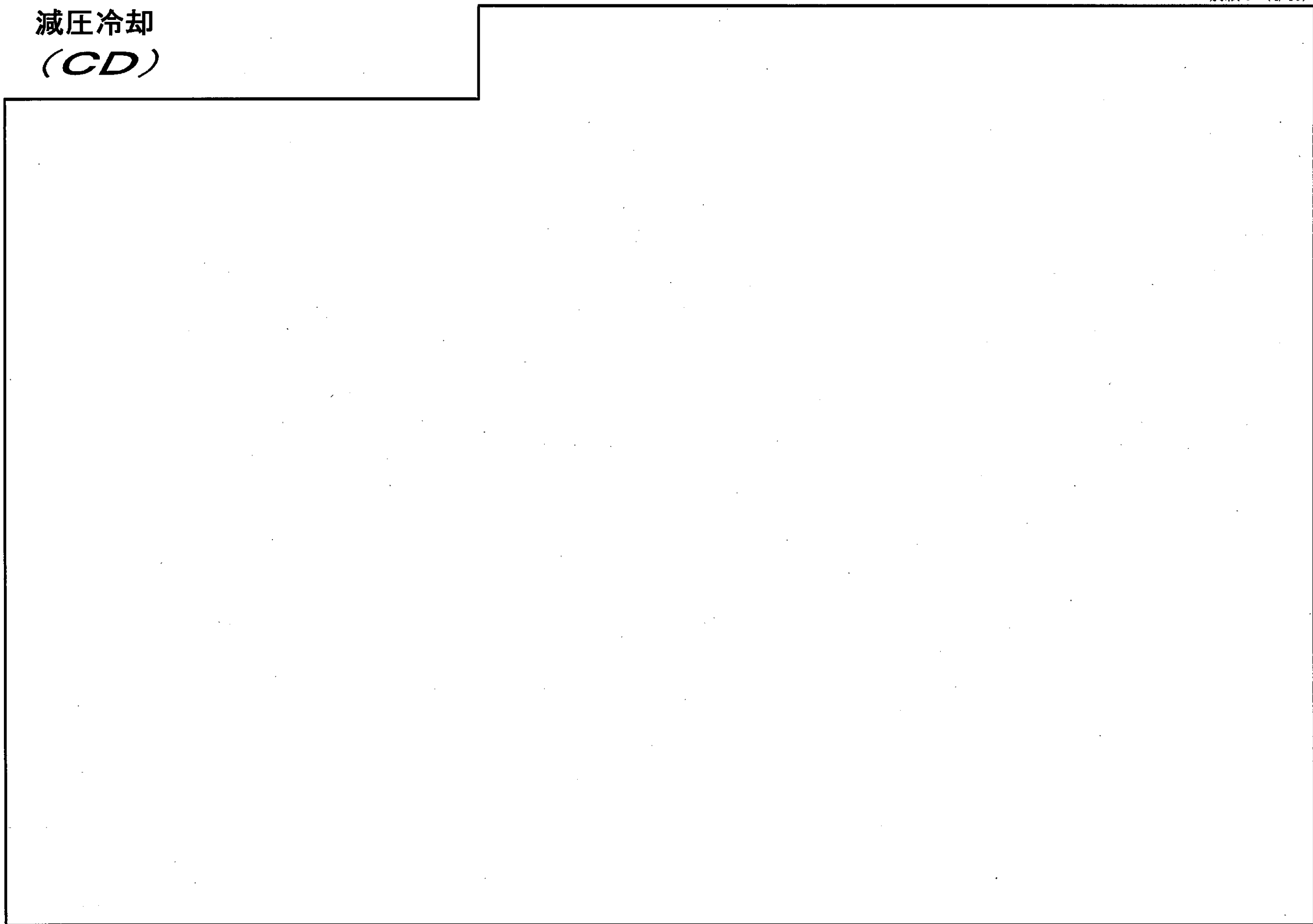
反応度制御
(*RC/Q*)



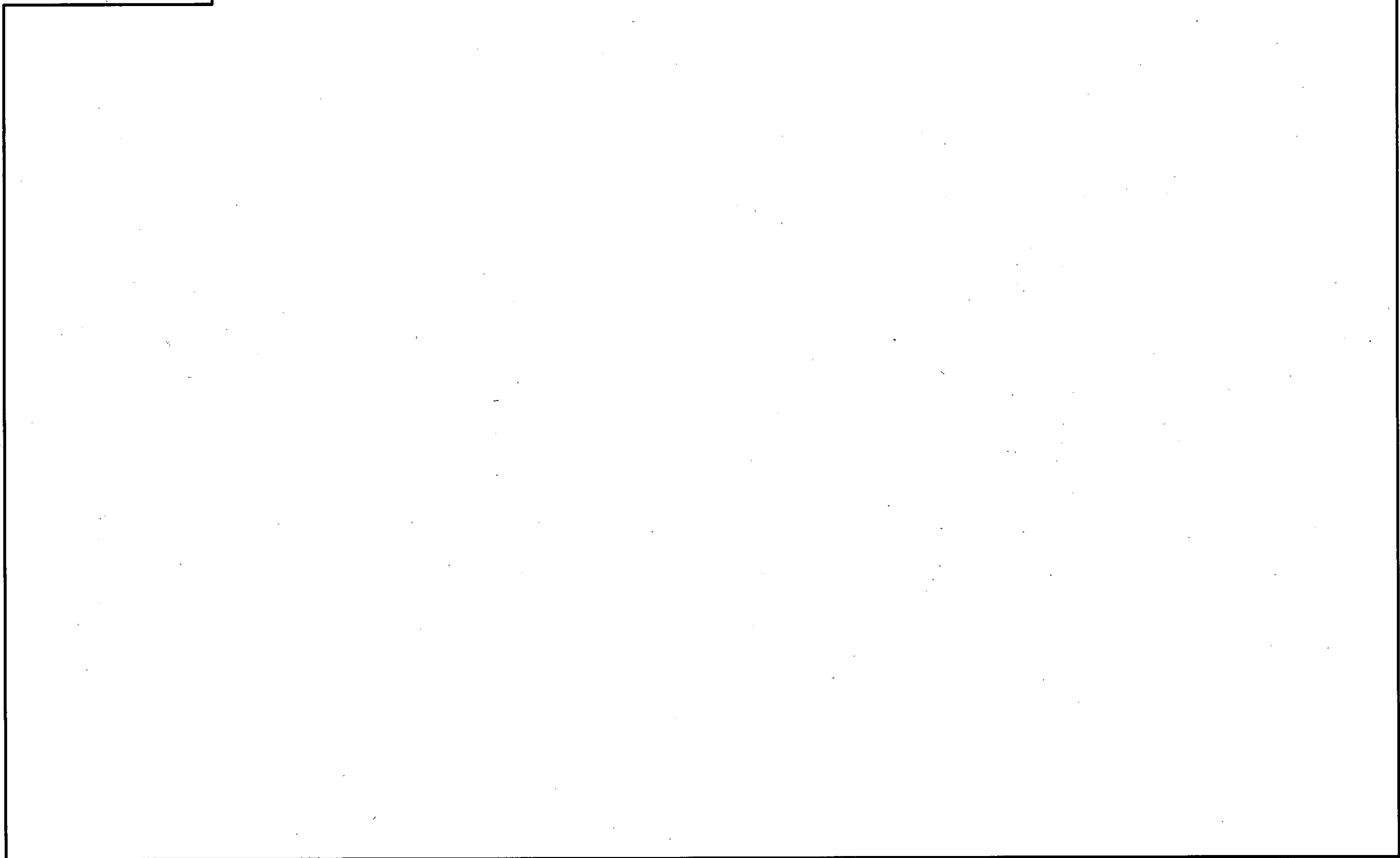
水位確保
(RC/L)



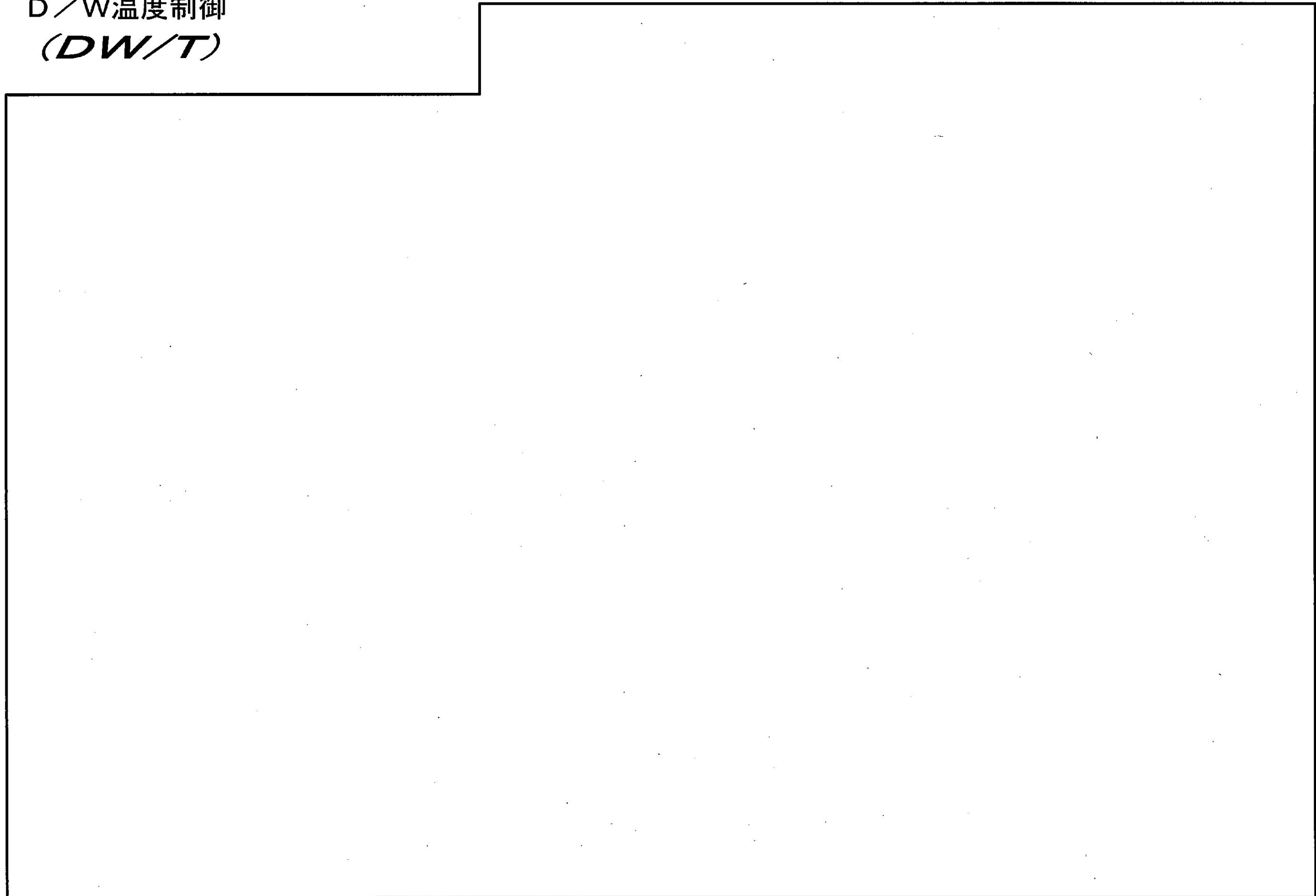
減圧冷却
(CD)



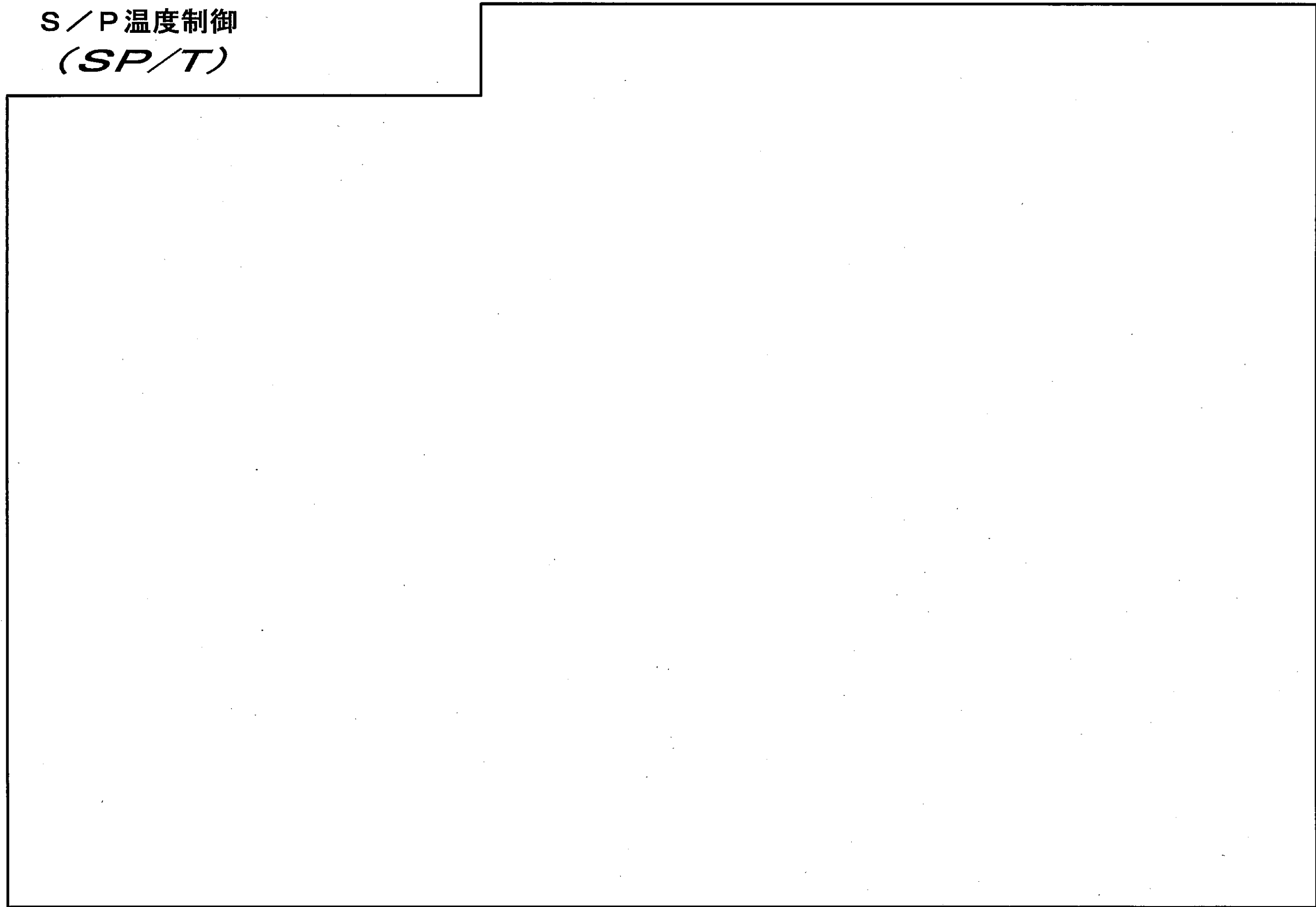
PCV圧力制御
(PC/P)



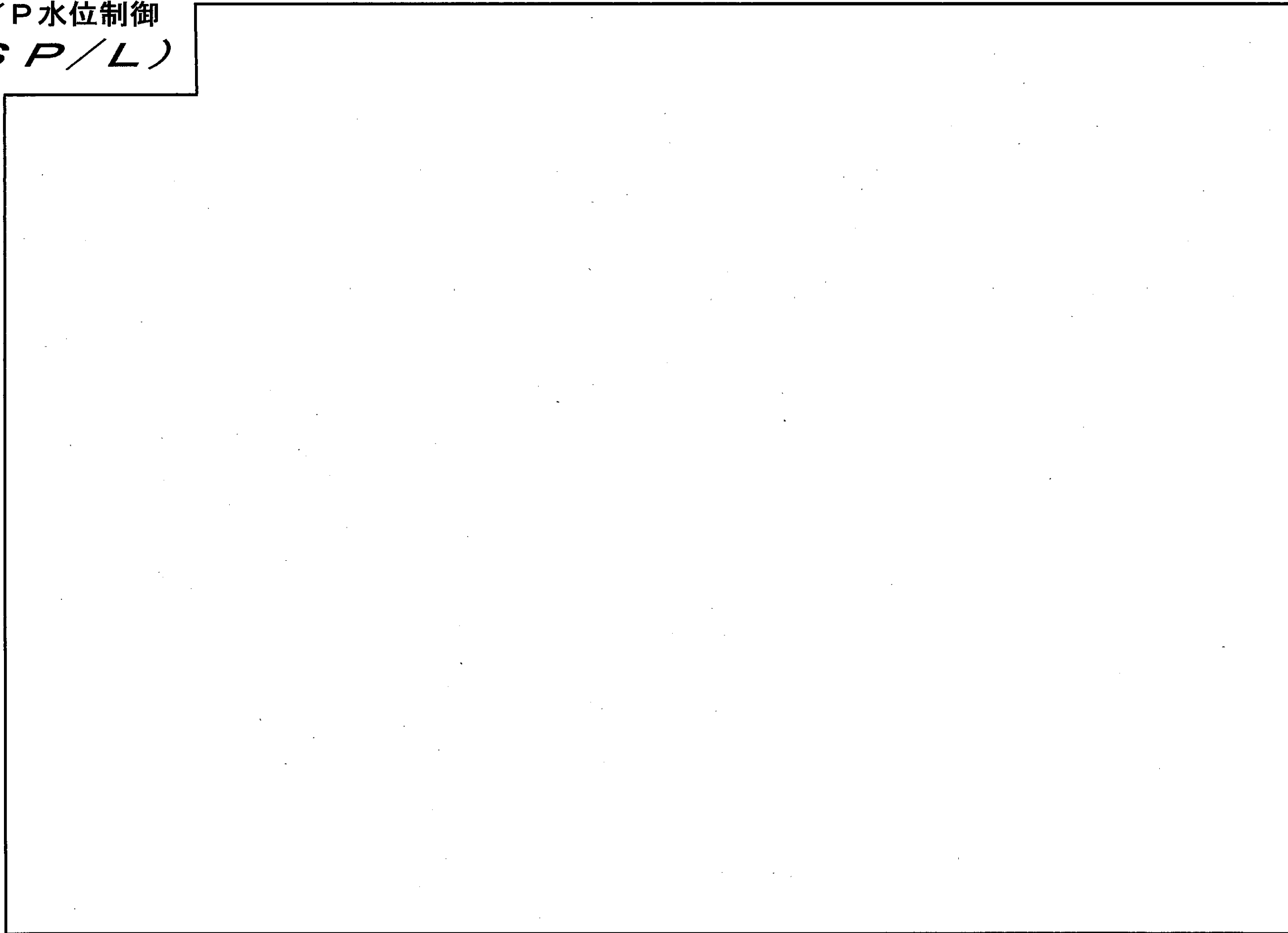
D/W温度制御
(*DW/T*)



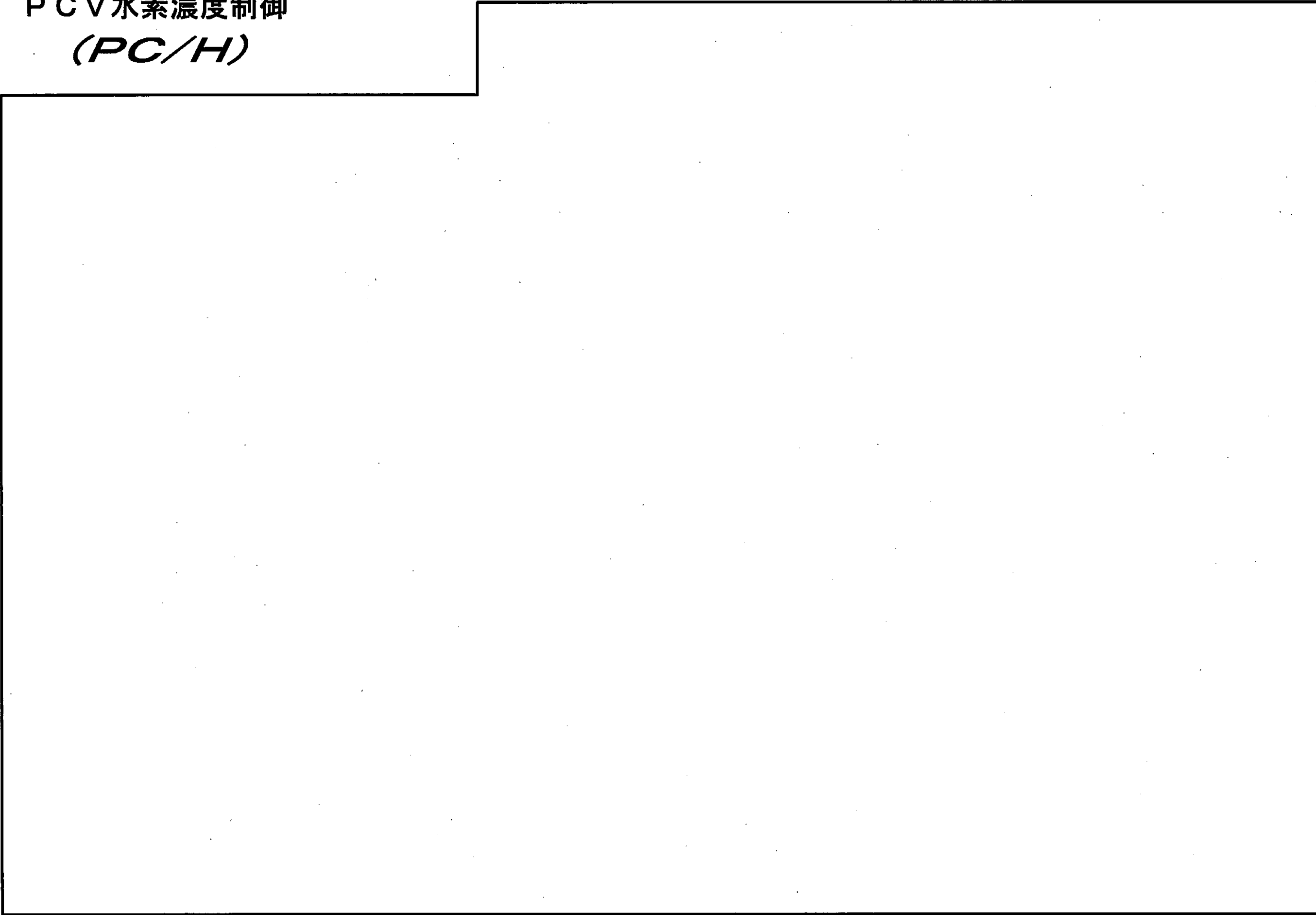
S / P 温度制御
(*SP/T*)



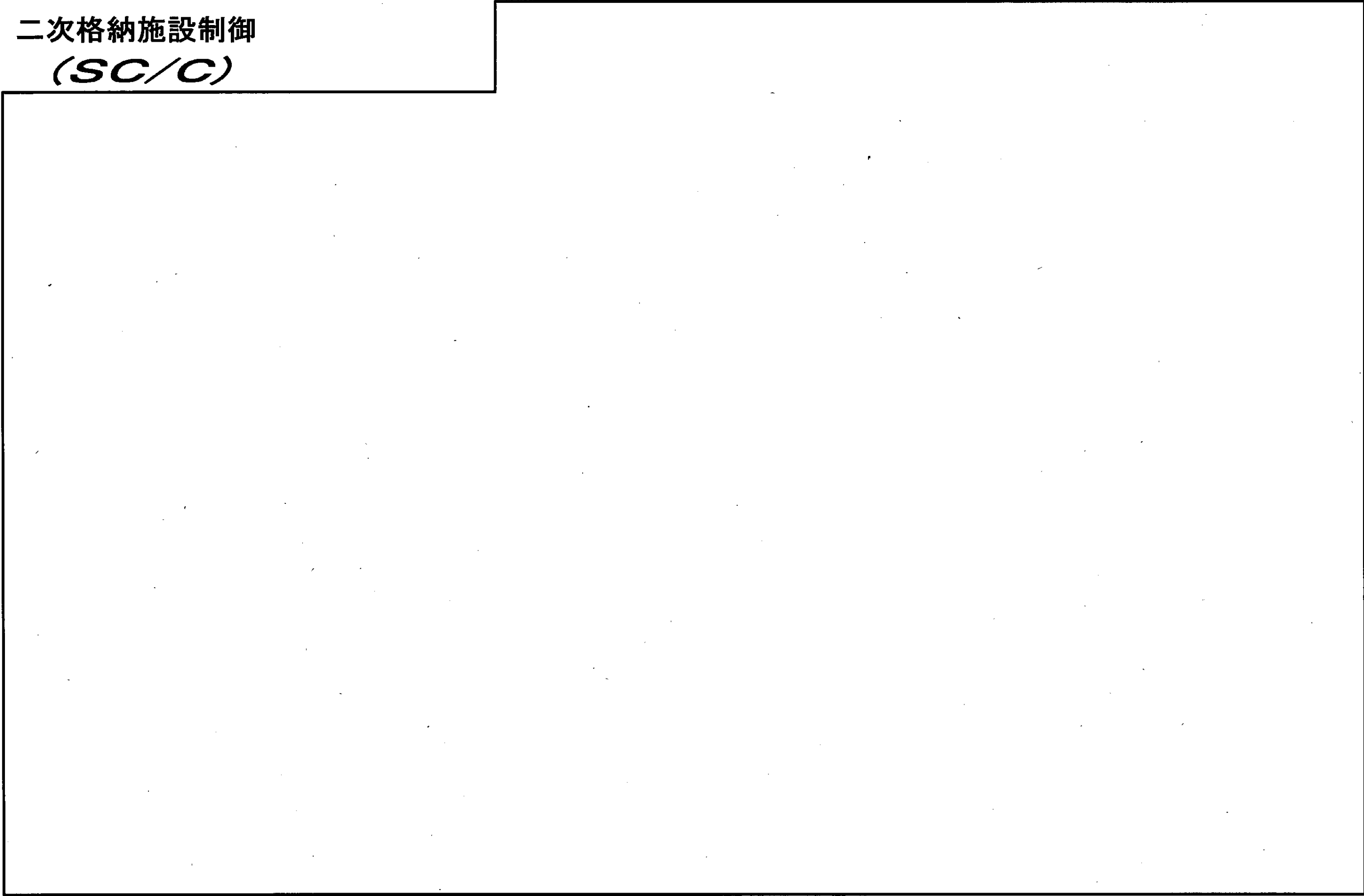
S/P水位制御
(SP/L)



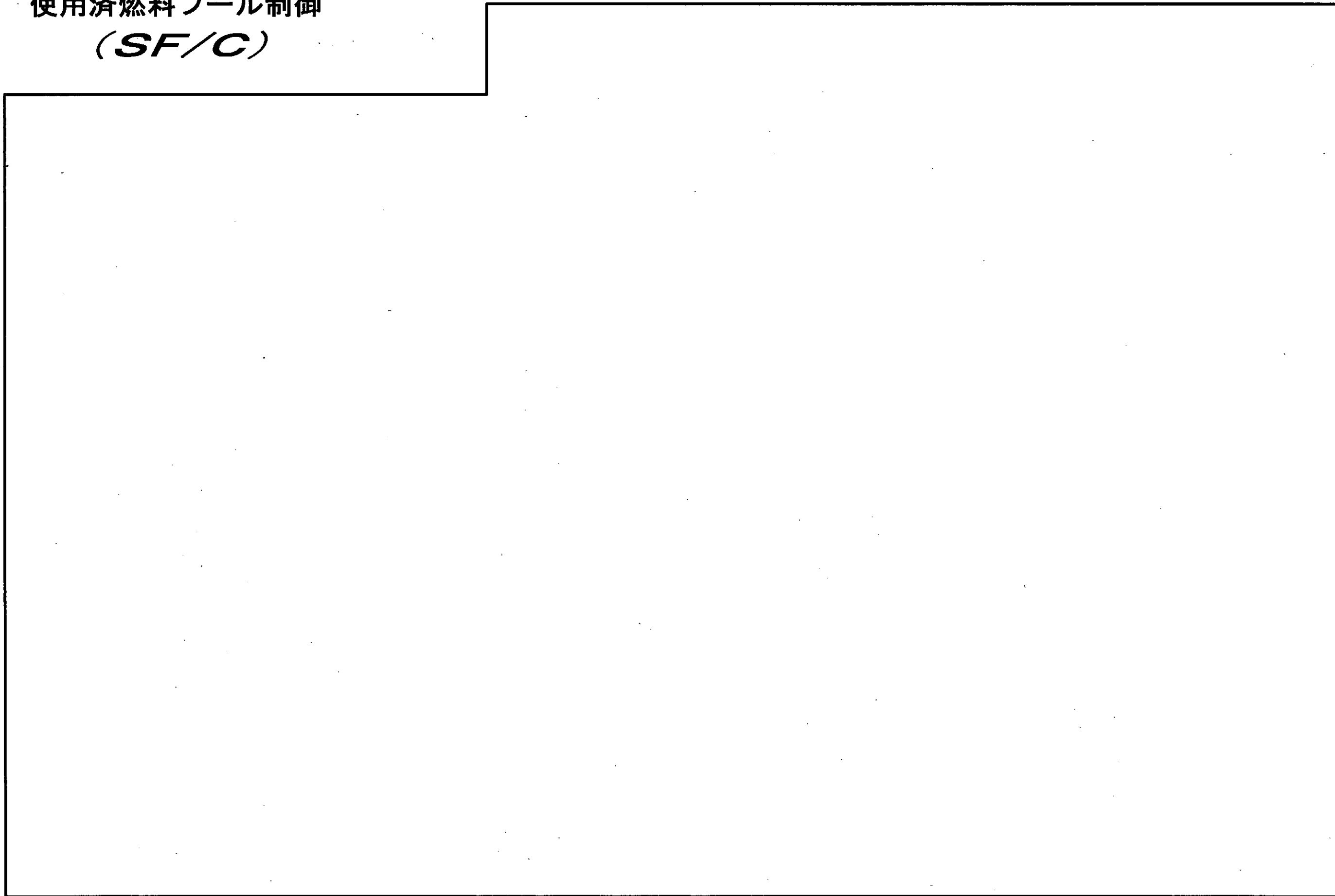
PCV水素濃度制御
(PC/H)



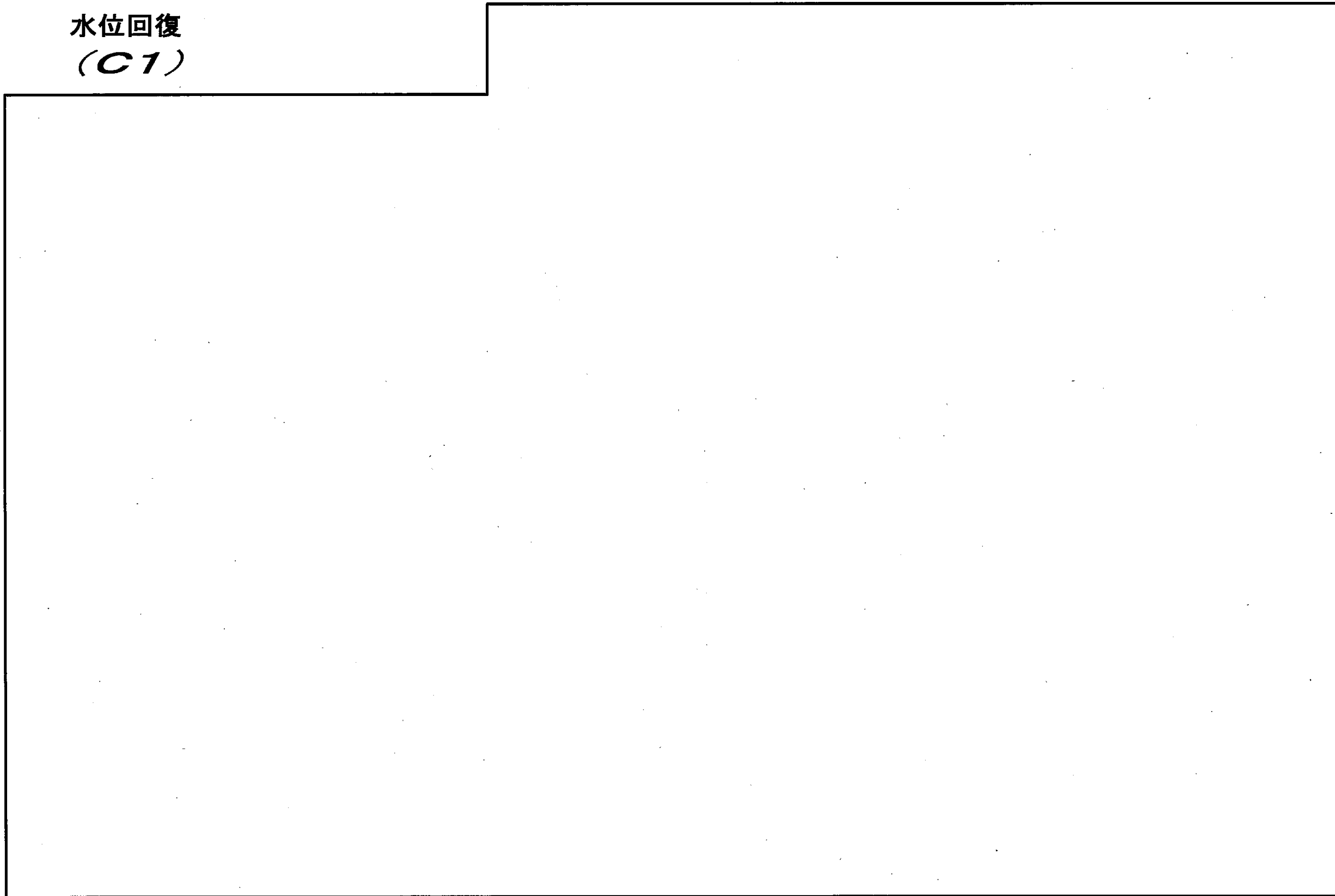
二次格納施設制御
(SC/C)



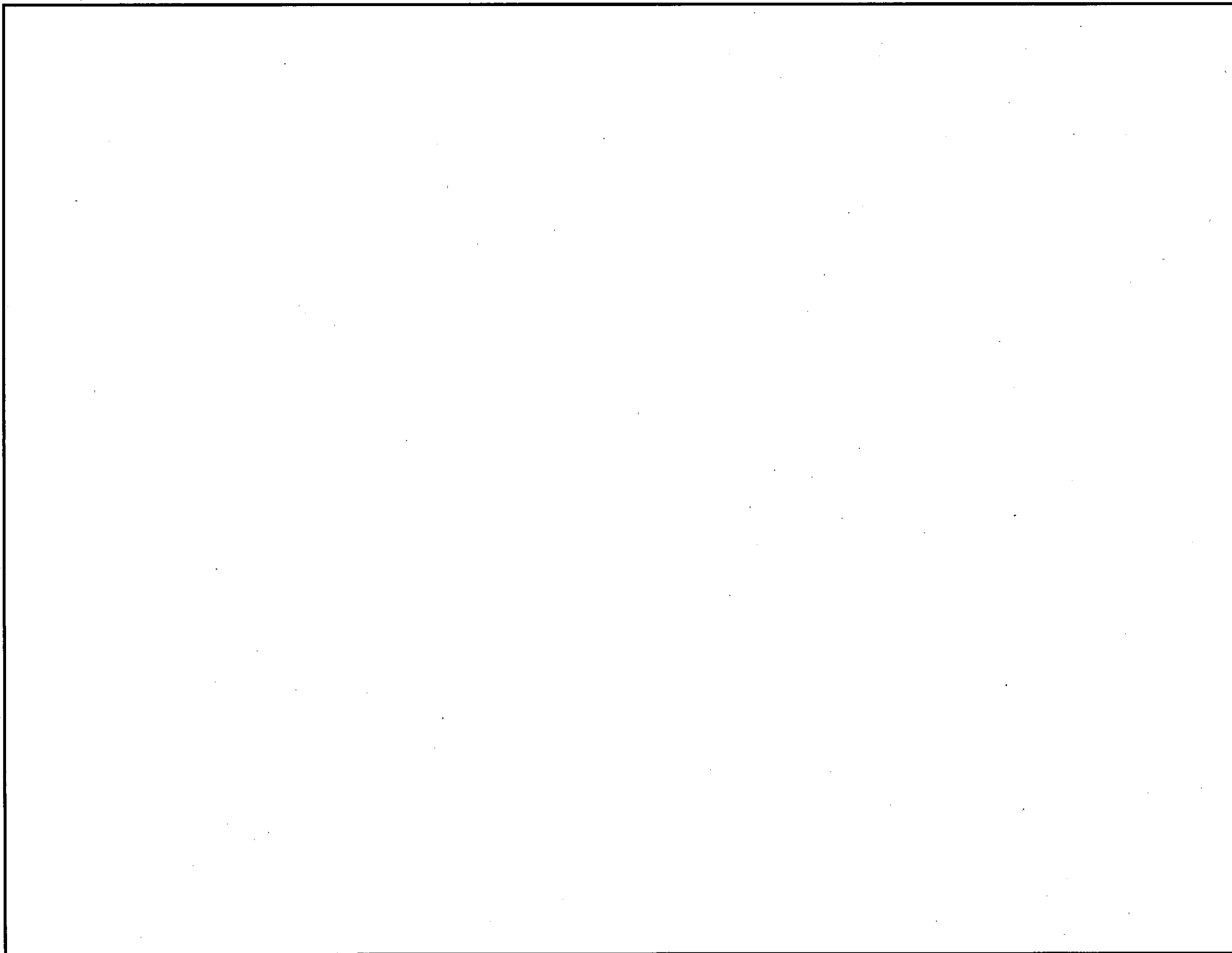
使用済燃料プール制御
(SF/C)



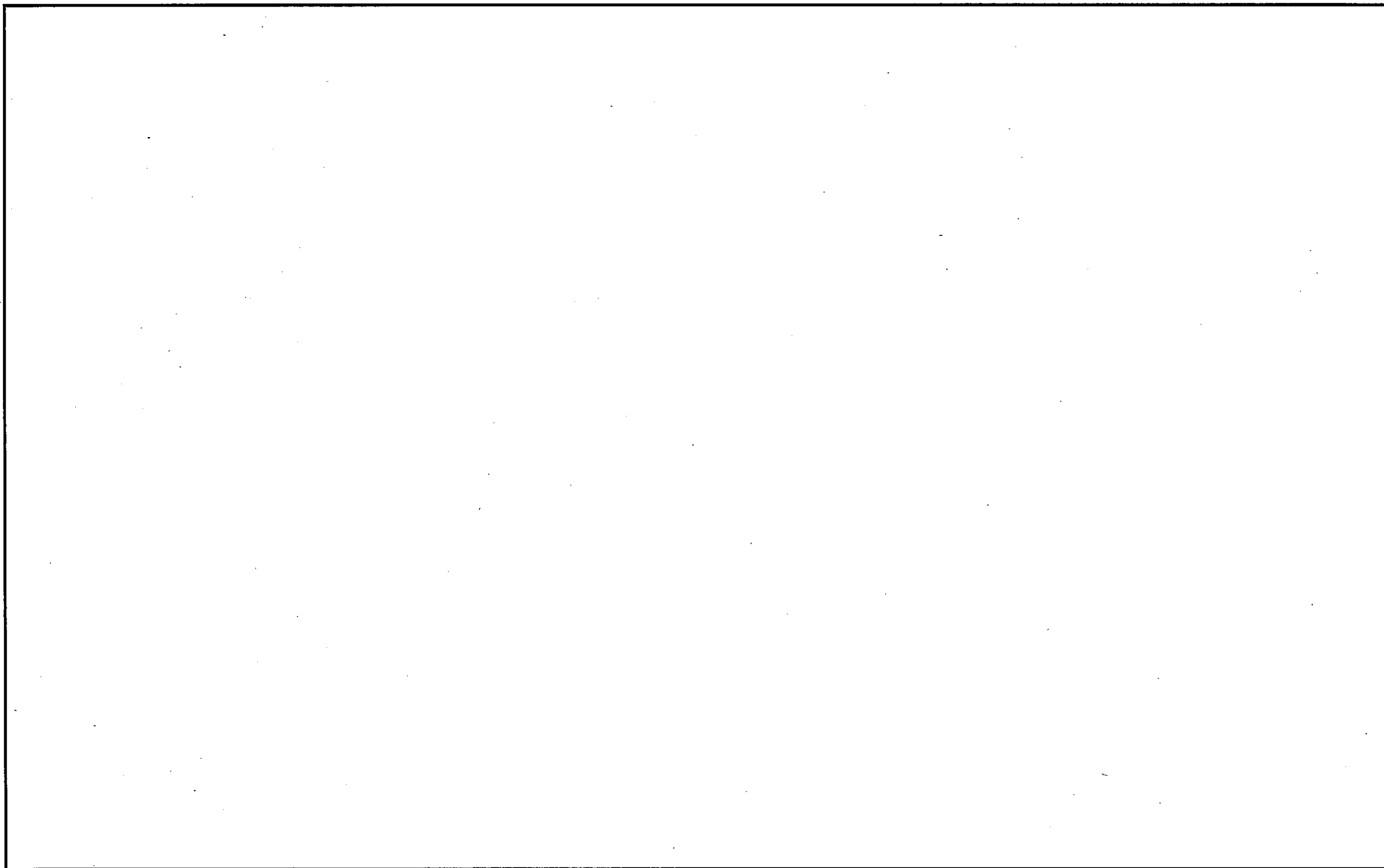
水位回復
(C1)



急速減圧
(C2)



水位不明
(C3)



AM初期対応
(C4)

EOP 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
原子炉制御	「スクラム」 (RC)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・格納容器制御・二次格納施設制御・使用済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。) 			

EOP 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
原子炉制御	「反応度制御」 (RC/Q)	・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。			
	「水位確保」 (RC/L)	・原子炉水位を TAF 以上に回復させ、安定に維持する。			

EOP 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
原子炉制御	「減圧冷却」 (CD)	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 			

EOP 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
格納容器制御	「PCV圧力制御」 (PC/P)	・PCV圧力を監視し、制御する。			
	「D/W温度制御」 (DW/T)	・D/Wの空間温度を監視し、制御する。			

E O P 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
格納容器制御	「S/P温度制御」 (S P / T)	・ S/P 水温度及び空間部温度を監視し，制御する。			
	「S/P水位制御」 (S P / L)	・ S/P 水位を監視し，制御する。			

EOP 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
格納容器制御	「S/P水位制御」 (SP/L)	・S/P水位を監視し、制御する。			
	「PCV水素濃度 制御」 (PC/H)	・PCV内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。			

EOP 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
二次格納施設制御	「二次格納施設制御」 (S C / C)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内での原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えいの拡大防止，原子炉建屋の健全性確保。 原子炉建屋内外部への放射能放出の制限 			
使用済燃料プール制御	「使用済燃料プール制御」 (S F / C)	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プール内燃料の損傷防止・緩和 			

EOP 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
不測事態	「水位回復」 (C1)	・原子炉水位を回復する。			

EOP 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	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)	・原子炉を速やかに減圧する。			

EOP 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	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)	・原子炉を速やかに減圧する。			

EOP 目的及び基本的な考え方

	運転操作手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
不測事態	「水位不明」 (C3)	・原子炉水位が不明な場合に 原子炉の冷却を確保する。			
—	「AM初期対応」 (C4)	・SOPへの移行を円滑にする ために初期対応操作を行 う。			

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	<ul style="list-style-type: none"> ・スクラム警報 ・全制御棒挿入状態 ・中性子束「減少」 	
	1-2	全制御棒全挿入又は「02」ポジション	<ul style="list-style-type: none"> ・全制御棒全挿入位置又は「02」ポジション ・全制御棒炉心状態表示ユニット ・4ROD表示 ・CRT表示 ・プロコン(0D-7) 	

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 水位	2-1	原子炉水位	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	2-2	給復水系 (H/W 含む) 正常	<ul style="list-style-type: none"> 給復水系の運転正常 H/W 水位正常 給水制御系正常 	
	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"> 原子炉水位 	

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	・ MSIV 開閉表示灯	
	3-2	EHC 圧力制御正常	・ タービンバイパス弁の追従状況	
	3-3	復水器使用可能	・ LPCP 正常 ・ CWP 正常 ・ O/G 系正常 ・ グランドシール (HS 含む) 正常	
	3-4	SRV 開固着なし	・ 原子炉圧力 ・ SRV 開閉表示灯 ・ SRV 排気管温度	

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	3-5	SRV による原子炉圧 力調整	・ 原子炉圧力 ・ SRV 開閉表示灯 ・ SRV 排気管温度	

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
タービン ・電源	4-1	所内電源有	・ 常用 6.9kV 母線電圧	
	4-2	MSIV 開	・ MSIV 開閉表示灯	
	4-3	EHC 圧力制御正常	・ タービンバイパス弁の追従状況	
	4-4	復水器使用可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ LPCP 正常 ・ CWP 正常 ・ O/G 系正常 ・ グランドシール (HS 含む) 正常 	

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
モニタ 確認	5-1	モニタ確認	<ul style="list-style-type: none">・MS モニタ・スタックモニタ・SGTS モニタ・O/G モニタ・LDS モニタ・モニタリングポスト・その他放射線モニタ	

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	6-1	D/W 圧力 13.7kPa [gag e] 以上	・ D/W 圧力	
	6-2	D/W HVH 戻り温度 65°C (局所 66°C) 以上	・ D/W HVH 戻り温度 ・ D/W 局所温度	
	6-3	S/P 水温度 (バルク) 32.0°C 以上	・ S/P 水温度 (バルク)	
	6-4	S/P 空間部温度 (局 所) 82.0°C 以上	・ S/P 空間部 (局所) 温度	
	6-5	S/P 水位 +16.7 cm 以上	・ S/P 水位	
	6-6	S/P 水位 -4.7 cm 以下	・ S/P 水位	
	6-7	MSIV 全閉後 12 時間 以内に冷温停止でき ない場合	・ MSIV 閉時刻 ・ 原子炉冷却材温度	

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
二次格納 施設制御 への導入	7-1	原子炉冷却材圧力バ ウンダリ漏えい警報 発生	<ul style="list-style-type: none"> ・ECCS 機器室周囲温度・換気差温 度 ・LDS 論理作動状況 ・放射線モニタ指示 	
使用済燃 料プール 制御への 導入	8-1	使用済燃料プール 温度高警報 50℃以上	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール温度 	
	8-2	使用済燃料プール水 位低警報 NWL -142 mm以下	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール水位 	

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
復旧	9-1	MSIV 開	<ul style="list-style-type: none"> ・ MSIV 開閉表示灯 	
	9-2	MSIV 開可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 復水器使用可能 ・ 隔離信号の有無 	
	9-3	PLR ポンプ運転中	<ul style="list-style-type: none"> ・ PLR ポンプ運転状態 ・ 炉心流量 	

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 RC/Q	1-1	原子炉出力 3%以上	・ 原子炉出力	
	1-2	タービン運転中	<ul style="list-style-type: none"> ・ タービン主要弁の開閉状態 ・ タービントリップ警報 ・ タービンの回転速度 	

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
S L C	2-1	中性子束振動発生	・原子炉出力	
	2-2	S/P 水温	・原子炉出力 ・S/P 水温	
水位	3-1	原子炉出力	・原子炉出力	

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
水位	3-2	原子炉隔離	<ul style="list-style-type: none"> ・ MSIV 開閉状態 ・ タービンバイパス弁開閉状態 	
	3-3	水位 L-3～L-8 に維持	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 	

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
圧力	4-1	復水器使用可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ LPCP 正常 ・ CWP 正常 ・ O/G 系正常 ・ グランドシール (HS 含む) 正常 	
	4-2	タービンバイパス弁にて原子炉圧力を一定に維持	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ MSIV 開閉状態 ・ タービンバイパス弁開閉状態 	
水位低下	5-1	給水を絞り, 原子炉出力 3%以下を維持する (下限 L-2 まで)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉出力 ・ 原子炉水位 ・ 給水制御系 	
	5-2	水位 L-1 + 500 mm ~ 1500 mmに維持	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 	

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
減圧	6-1	タービンバイパス弁にて減圧し, 水位 L-1 +500 mm~1500 mmに維持	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位 	
	6-2	SRV (ADS) 2 弁開にして減圧し, 水位 L-1 +500 mm~1500 mmに維持	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位 	
	6-3	SRV (ADS) 1 弁ずつ順次開放し, 水位 L-1 +500 mm~1500 mmに維持	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位 	

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
RC/Q 水位不明	7-1	SRV (ADS) 2 弁開にして炉心冠水最低圧力まで注水維持	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位 	

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
水位	1-1	水位L-3～L-8に維持	・原子炉水位	
	1-2	水位下降中	・原子炉水位	

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
水位	1-3	ECCS 及び給復水系作 動せず	<ul style="list-style-type: none"> ・ ECCS の作動状況 ・ 給復水系の作動状況 	
	1-4	水位 L-1 以上維持 可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 	

E O P 「減圧冷却 (C D)」 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	復水器使用可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ LPCP 正常 ・ CWP 正常 ・ O/G 系正常 ・ グランドシール (HS 含む) 正常 	
	1-2	減圧手段選択	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ S/P 水温度 	
	1-3	RHR SDC 起動	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 ・ 原子炉圧力 ・ RHR の状態 	

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
水位	2-1	水位L-1～L-8に維持	・原子炉水位	

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
PCV 圧力制御	1-1	N ₂ 又は空気漏えいによるか	<ul style="list-style-type: none"> ・ D/W 圧力 ・ D/W 温度 ・ D/W 酸素濃度 ・ N₂ 使用量 	
	1-2	水位 L-1 未満経験	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位記録計 ・ 警報記録（アラームタイプ） 	

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
PCV 圧力制御	1-3	水位 L-0 以上維持	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	1-4	炉心損傷開始	<ul style="list-style-type: none"> CAMS による γ 線線量率 原子炉停止後の経過時間 	

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	
PCV 圧力制御	1-5	S/P 圧力 13.7kPa[gage]～98.0kPa[gage]	・ S/P 圧力	
		S/P 圧力 98.0kPa[gage]～245kPa[gage]	・ S/P 圧力	
		S/P 圧力 245kPa[gage]～279kPa[gage]	・ S/P 圧力	
		S/P 圧力 279kPa[gage]～310kPa[gage]	・ S/P 圧力	

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
PCV 圧力制御	1-6	24 時間以内に S/P 圧力 13.7kPa[gage] 以下	<ul style="list-style-type: none"> ・ S/P 圧力 	
	1-7	炉心健全	<ul style="list-style-type: none"> ・ CAMS による γ 線線量率 ・ 原子炉停止後の経過時間 	

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
PCV 圧力制御	1-8 RHR が PCV スプレイ に使用できない場合 は代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 起動 ・ 開始 S/P 圧力 279kPa[gage] ・ 停止 S/P 圧力 217kPa[gage]	<ul style="list-style-type: none"> ・ S/P 圧力 ・ RHR の運転状態 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の状態 	
原子炉 満水	2-1 S/P 圧力 279kPa[gage]]以下維持可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ S/P 圧力 	

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
PCV 圧力制御	3-1	炉心健全	<ul style="list-style-type: none">・ CAMS による γ 線線量率・ 原子炉停止後の経過時間	

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
D/W 温度制御 DW/T	1-1	D/W 局所温度 66℃ 未満	<ul style="list-style-type: none"> • D/W HVH 戻り温度 • D/W 局所温度 	
		D/W 局所温度 90℃ 到達	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 局所温度 	
		D/W 局所温度 171℃ 接近	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 局所温度 	
		D/W 局所温度 171℃ 以上	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 局所温度 	
	1-2	D/W 空間部温度制限	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉圧力 • D/W 空間部温度 	
	1-3	D/W スプレー起動	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 局所温度 	

EOP「S/P温度制御(S/P/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
S/P 温度制御 (水温) S/P/T (W)	1-1	S/P 水温度	・ S/P 水温度	
	1-2	24時間以内に 32.0℃ 未満に冷却可能	・ S/P 水温度	
	1-3	S/P 熱容量制限	・ 原子炉圧力 ・ S/P 水温度	

EOP「S/P温度制御 (S P/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
S/P 温度制御 (空間部) S P/T (A)	2-1	S/P 空間部温度	・ S/P 空間部温度	
	2-2	S/P 水温度 49.0℃ 以上	・ S/P 水温度	
	2-3	S/P 熱容量制限	・ 原子炉圧力 ・ S/P 水温度	

E O P 「S / P 水位制御 (S P / 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	
S / P 水位制御 (高) S P / L (H)	1-1	S/P 水位 + 16.7 cm 以上	・ S/P 水位	
		S/P 水位 + 26.7 cm 到達	・ S/P 水位	
		S/P 水位 + 5.5m 到達	・ S/P 水位	
		S/P 水位 + 6.27m 接近	・ S/P 水位	
		S/P 水位 + 6.5m 到達	・ S/P 水位	
		S/P 水位 EL 32.4m 到達	・ S/P 水位 ・ D/W 水位高高表示灯	

EOP「S/P水位制御（S/P/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
S/P 水位制御 (高) S/P/L (H)	1-2	24時間以内に+16.7 cm以下	・S/P水位	

EOP「S/P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
S/P 水位制御 (低) SP/L (L)	2-1	S/P 水位 - 4.7 cm 以下	・ S/P 水位	
		S/P 水位 - 14.7 cm 到達	・ S/P 水位	
		S/P 水位 - 50 cm 以下	・ S/P 水位	
	2-2	24 時間以内に - 4.7 cm 以上	・ S/P 水位	

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
PCV 水素濃度 制御 PC/H	1-1	水素濃度 3.4%以上	・PCV 水素濃度	

EOP「二次格納施設制御（SC/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 施設制御 SC/C	1-1	漏えい箇所自動隔離 失敗	・漏えい箇所の隔離	
	1-2	漏えい箇所遠隔手動 隔離失敗	・漏えい箇所の隔離	

E O P 「二次格納施設制御 (S C / 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
二次格納施設制御 S C / C	1-3	低圧で原子炉へ注水可能な系統 1 系統以上起動	<ul style="list-style-type: none"> ・復水系の起動状態 ・ECCS の起動状態 	
—	2-1	漏えい箇所隔離成功	<ul style="list-style-type: none"> ・漏えい箇所の隔離 	

E O P 「使用済燃料プール制御 (S F / 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
使用済燃料プール制御 (水温) S F / C (T)	1-1	使用済燃料プール温度高警報 50℃以下	・使用済燃料プール温度	
使用済燃料プール制御 (水位) S F / C (L)	2-1	使用済燃料プール水位 NWL -230mm 以上維持可能	・使用済燃料プール水位	

E O P 「使用済燃料プール制御 (S F / 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
使用済燃料プール制御 (水位) S F / C (L)	2-2	漏えい箇所隔離可能	・漏えい箇所の隔離	
	2-3	使用済燃料プール水位低警報 NWL -142 mm 以上	・使用済燃料プール水位	

EOP「水位回復（C1）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位回復 C 1	1-1	低圧で原子炉へ注水可能な系統 2 系統以上起動	<ul style="list-style-type: none"> ・復水系の起動状態 ・ECCS の起動状態 	
	1-2	水位下降中 or 上昇中	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位 	

EOP「水位回復（C1）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位 下降中	2-1	炉圧 1.03MPa[gage] 以上	・原子炉圧力	
	2-2	水位上昇中	・原子炉水位	

EOP「水位回復（C1）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位 下降中	2-3	低圧で原子炉へ注水 可能な系統 1 系統以 上起動	<ul style="list-style-type: none"> ・復水系の起動状態 ・ECCS の起動状態 	
	2-4	低圧代替注水系起動	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設）の起動 状態 	

EOP「水位回復（C1）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位 上昇中	3-1	RCIC 又は高圧代替注 水系作動中	<ul style="list-style-type: none"> ・ RCIC の運転状態 ・ 高圧代替注水系の運転状態 	
	3-2	TAF 継続時間の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 ・ 最長許容炉心露出時間 ・ 原子炉停止後の時間 ・ TAF 継続時間 	
	3-3	TAF 未満	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 	

EOP「水位回復（C1）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
水位 上昇中	3-4	ECCS1 系統以上 起動	・ ECCS の起動状態	
—	4-1	原子炉水位 L-0 以下	・ 原子炉水位	

EOP「水位回復（C1）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
—	4-2	再冠水維持 低圧注水系 1 系統 以上運転	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧注水系の運転状態 	
	4-3	スプレイ冷却維持 HPCS 又は LPCS 運転	<ul style="list-style-type: none"> ・ HPCS の運転状態 ・ LPCS の運転状態 	

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 C 2	1-1	ADS 全弁順次開放 (ADS 7 弁開放)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ SRV 開閉表示灯 ・ SRV 排気管温度 	
	1-2	ADS+SRV の合計 7 弁 まで追加開放	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ SRV 開閉表示灯 ・ SRV 排気管温度 	

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 C 2	1-3	ADS 又は SRV 1 弁以上 開放	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ SRV 開閉表示灯 ・ SRV 排気管温度 	
	1-4	代替減圧手段	<ul style="list-style-type: none"> ・ RCIC の運転状態 ・ 高圧代替注水系の運転状態 ・ CUW の運転状態 	
	1-5	減圧可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 	

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 C 2	1-6	水位判明	・原子炉水位	
	1-7	D/W 空間部温度制限	・原子炉圧力 ・D/W 空間部温度	

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	低圧で原子炉へ注水可能な系統 1 系統以上起動	<ul style="list-style-type: none">・復水系の起動状態・ECCS の起動状態	

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	1-2	RCIC 又は高圧代替注水系起動	<ul style="list-style-type: none"> ・ RCIC の起動状態 ・ 高圧代替注水系の起動状態 	
	1-3	低圧代替注水系起動	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系（常設）の起動状態 	

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	1-4	低圧で原子炉へ注水可能な系統，低圧代替注水系（常設）復旧	<ul style="list-style-type: none"> ・復水系の復旧 ・ECCS の復旧 ・低圧代替注水系（常設）の復旧 	

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	SRV 1弁以上開	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・SRV 開閉表示灯 ・SRV 排気管温度 	
	2-2	MD RFP 又は HPCS 注入 不能	<ul style="list-style-type: none"> ・MD RFP の運転状態 ・HPCS の運転状態 	

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	2-3	減圧注水維持	<ul style="list-style-type: none">・ 原子炉圧力・ 原子炉水位	

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	2-4	低圧で原子炉へ注水可能な系統 1 系統のみで満水	<ul style="list-style-type: none"> ・復水系の運転状態 ・ECCS の運転状態 	
	2-5	SRV 開個数を減らし (最少 1 弁), 満水	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・S/P 圧力 ・SRV 開閉表示灯 ・SRV 排気管温度 	

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	2-6	他の代替確認方法にて RPV 満水を確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・SRV 排気管温度 	
	2-7	ADS 弁を 7 弁開として代替注水系を起動し原子炉水位をできるだけ上昇させる。	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力 ・原子炉水位 ・SRV 開閉表示灯 ・SRV 排気管温度 ・代替注水系の起動状況 	

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
水位計 復旧	3-1	最長許容炉心露出時 間内に水位判明	<ul style="list-style-type: none">・原子炉水位・最長許容炉心露出時間・原子炉停止後の時間	

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 C4	1-1	注水系統を起動	・原子炉への注水系統の起動状態	

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 C4	1-2	原子炉水位 L-1 未満	・ 原子炉水位	
	1-3	原子炉水位 BAF+20%到達	・ 原子炉水位	
	1-4	炉心損傷開始確認	・ CAMS による γ 線線量率 ・ 原子炉停止後の経過時間	
	1-5	RPV 表面温度 300°C 以上	・ RPV 表面温度	

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 C4	2-1	RHR が PCV スプレイ に使用できない場合 は代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 起動 ・ 開始 S/P 圧力 465kPa[gage] ・ 停止 S/P 圧力 400kPa[gage]	<ul style="list-style-type: none"> ・ S/P 圧力 ・ RHR の運転状態 ・ 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の状態 	
	3-1	低圧代替注水系（常設）原子炉注水可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧代替注水系（常設）の起動状態 	

EOP AM設備別操作手順書一覧

手順項目	項目概要	
電源確保	常設代替交流電源設備起動	MCRにて、常設代替交流電源設備を起動する。
	常設代替交流電源設備による緊急用M/C受電	常設代替交流電源設備の起動を確認し、緊急用M/Cを受電する。
	常設代替交流電源設備による緊急用M/CからM/C 2C又は2D受電	交流電源負荷抑制のため、非常用母線負荷の遮断器「切」、動的負荷の自動起動防止のためCSを「切」又は「切保持」とし、緊急用M/CからM/C 2C又は2Dを受電する。
	可搬型代替交流電源設備によるP/C 2C及び2D受電	交流電源負荷抑制のため非常用母線負荷の遮断器「切」、動的負荷の自動起動防止のためCSを「切」又は「切保持」とし、可搬型代替交流電源設備がP/C 2C及び2D連絡母線に受電されていることを確認後、P/C 2C及び2Dを受電する。
	125V A系及びB系蓄電池による直流125V主母線盤2A及び2B受電	自動受電開始から8時間以降に直流電源負荷抑制のため、電源負荷の遮断器「切」とし、交流電源復旧までの延命処置をする。
	可搬型代替交流電源設備による直流125V主母線盤2A及び2B受電	負荷のMCCBを「切」とし、可搬型代替直流電源設備の起動を確認後、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤及び直流125V主母線盤2A及び2BのMCCBを「入」とし、直流125V主母線盤2A及び2Bを受電する。
	常設代替交流電源設備による直流125V主母線盤2A及び2B受電	常設代替交流電源設備による非常用母線受電し、直流125V充電器A及びBを受電する。

EOP AM設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
電源確保	可搬型代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B 受電	可搬型代替交流電源設備により非常用母線を受電し、直流 125V 充電器 A 及び B を受電する。
	常設代替交流電源設備による緊急用 M/C, P/C, MCC 受電	常設代替交流電源設備による緊急用 M/C, P/C, MCC を受電する。
	常設代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B 受電	緊急用 125V 蓄電池の延命処置として直流電源負荷抑制のため、電源負荷の遮断器「切」及び 125V A 系, B 系蓄電池の遮断器を開放後、緊急用直流 125V 主母線盤、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤及び直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B の MCCB を「入」とし、直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B を受電する。
	可搬型代替直流電源設備による緊急用直流 125V 主母線盤受電	可搬型代替直流電源設備の起動を確認後、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤及び緊急用直流 125V 主母線盤の MCCB を「入」とし、緊急用直流 125V 主母線盤を受電する。
反応度制御	SLC による反応度制御	SLC ポンプを起動し、ほう酸水注入により反応度を制御する。

EOP AM設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
原子炉注水	RCICによる原子炉注水	RCICを起動し、原子炉へ注水する。
	高压代替注水系による原子炉注水	高压代替注水系を起動し、原子炉へ注水する。
	CRDによる原子炉注水	CRDポンプを起動し、原子炉へ注水する。
	高压代替注水系の現場起動による原子炉注水	高压代替注水系を現場で起動し、原子炉へ注水する。
	低压代替注水系（常設）による原子炉注水	低压代替注水系（常設）を起動し、原子炉へ注水する。
	低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水	系統構成を行い、低压代替注水系（可搬型）の起動を確認し、原子炉への注水を確認する。
	代替循環冷却系による原子炉注水	代替循環冷系を起動し、原子炉へ注水する。
	消火系による原子炉注水	消火系を起動し、原子炉へ注水する。
	CST系による原子炉注水	CST系を起動し、原子炉へ注水する。
	RHR（低压注水系）による原子炉注水	RHR（低压注水系）により原子炉へ注水する。

EOP AM設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
原子炉減圧	SRVによる原子炉減圧 (電源確保)	常設代替高圧電源装置，常設代替直流電源設備，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替直流設備のいずれかにより，弁の駆動電源を確保し，SRVを操作し原子炉を減圧する。
	SRVによる原子炉減圧 (駆動源確保)	代替逃がし安全弁駆動装置，窒素発生装置，予備の高圧窒素ガスポンベのいずれかにより，弁の駆動源を確保し，SRVを操作し原子炉を減圧する。
	代替減圧手段による原子炉の減圧	RCIC，高圧代替注水系又はCUWにより，原子炉を減圧する。

EOP AM設備別操作手順書一覧

手順項目	項目概要	
格納容器冷却	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器へスプレイし，格納容器の冷却をする。
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器へスプレイし，格納容器の冷却をする。
	RHR（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ	RHR（格納容器スプレイ冷却系）により格納容器へスプレイし，格納容器の冷却をする。
	代替循環冷却系による格納容器スプレイ	代替循環冷却系により格納容器へスプレイし，格納容器の冷却をする。
	CST系による格納容器スプレイ	CST系により格納容器へスプレイし，格納容器の冷却をする。
	消火系による格納容器スプレイ	消火系（常設）により格納容器へスプレイし，格納容器の冷却をする。
	ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器冷却	ドライウェル内ガス冷却装置の起動により格納容器内の冷却をする。

EOP AM設備別操作手順書一覧

手順項目	項目概要	
格納容器減圧	格納容器圧力逃がし装置（サブプレッション・チェンバ側）による格納容器減圧	格納容器圧力逃がし装置（サブプレッション・チェンバ側）により格納容器を減圧する。
	格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）による格納容器減圧	格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）により格納容器を減圧する。
	耐圧強化ベント系（サブプレッション・チェンバ側）による格納容器減圧	耐圧強化ベント系（サブプレッション・チェンバ側）により格納容器を減圧する。
	耐圧強化ベント系（ドライウエル側）による格納容器減圧	耐圧強化ベント系（ドライウエル側）により格納容器を減圧する。
	格納容器圧力逃がし装置（サブプレッション・チェンバ側）の現場操作による格納容器減圧	格納容器圧力逃がし装置（サブプレッション・チェンバ側）の遠隔手動弁操作設備を現場で手動操作し、格納容器を減圧する。
	格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）の現場操作による格納容器減圧(現場操作)	格納容器圧力逃がし装置（ドライウエル側）の遠隔手動弁操作設備を現場で手動操作し、格納容器を減圧する。

EOP AM設備別操作手順書一覧

手順項目	項目概要	
格納容器減圧	フィルタ装置スクラビング水補給	フィルタ装置水位が通常水位を下回り, 下限水位に到達する前に, フィルタ装置へ水張りを実施する。
	格納容器内の不活性ガス (窒素ガス) 置換	格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント停止後, 水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制するため, 可搬型窒素供給装置により不活性ガス (窒素ガス) に置換を実施する。
	フィルタ装置の不活性ガス (窒素ガス) 置換	格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント停止後, 排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防止するため, フィルタ装置を不活性ガス (窒素ガス) に置換する。
	フィルタ装置スクラビング水移送	フィルタ装置の水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するため, フィルタ装置のスクラビング水をサプレッション・プールへ移送を実施する。
	フィルタ装置スクラビング水移送ライン洗浄	フィルタ装置のスクラビング水移送後, フィルタ装置排水ラインの水の放射線分解により発生する水素の蓄積を防止するため, スクラビング水移送ラインを可搬型代替注水大型ポンプにより洗浄し, 残留水をサプレッション・プールに排水する。
	中央制御室退避室正圧化	炉心損傷後において格納容器圧力逃がし装置を使用する際に, 退避する中央制御室退避室を空気ボンベユニットにより加圧し, 中央制御室退避室の居住性を確保する。

EOP AM設備別操作手順書一覧

手順項目	項目概要	
格納容器下部注水	格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水	格納容器下部注水系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。
	格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水	格納容器下部注水系（可搬型）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。
	消火系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水	消火系（常設）によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。
	CST系によるペDESTAL（ドライウエル部）注水	CST系によりペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する。

EOP AM設備別操作手順書一覧

手順項目	項目概要	
水素対策	格納容器圧力逃がし装置による格納容器水素ガス・酸素ガスの排出	格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の水素ガス・酸素ガスを排出し、格納容器内の水素濃度を制御する。
	FCSによる水素濃度制御	FCSにより格納容器内の水素濃度を制御する。
	代替格納容器内雰囲気モニタ系による水素濃度及び酸素濃度計測	代替格納容器内雰囲気モニタ系により水素濃度及び酸素濃度を計測する。
	格納容器頂部注水系（常設）による格納容器頂部注水	格納容器頂部注水系（常設）により格納容器頂部へ注水する。
	格納容器頂部注水系（可搬型）による格納容器頂部注水	格納容器頂部注水系（可搬型）により格納容器頂部へ注水する。

EOP AM設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
使用済燃料プール注水	代替燃料プール注水系（注水ライン）による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水	代替燃料プール注水系（注水ライン）により常設スプレイヘッドを使用して使用済燃料プールへ注水する。
	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）により常設スプレイヘッドを使用して使用済燃料プールへ注水する。
	代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プール注水	代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）により可搬型スプレイノズルを使用して使用済燃料プールへ注水する。
	代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による常可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プールスプレイ	代替燃料プール注水系（可搬型）により可搬型スプレイノズルを使用して使用済燃料プールへスプレイする。
	消火系による使用済燃料プール注水	消火系により使用済燃料プールへ注水する。
	CST系による使用済燃料プール注水	CST系により使用済燃料プールへ注水する。

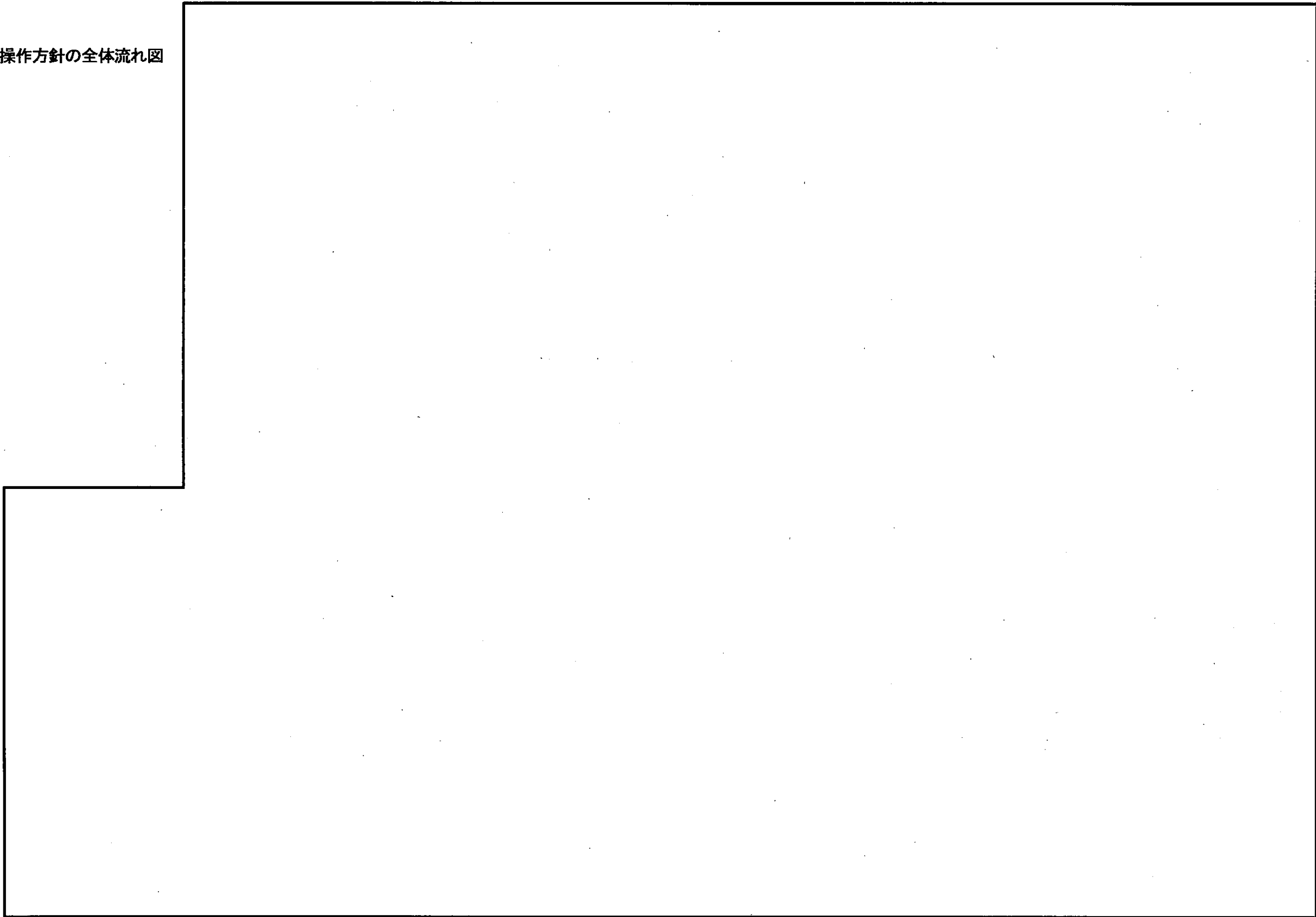
EOP AM設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
使用済燃料プール冷却	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールスプレイ	代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）により常設スプレイヘッドを使用して使用済燃料プールへスプレイし，使用済燃料プールを冷却する。
	代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	代替燃料プール冷却系により使用済燃料プールを冷却する。
除熱	RHR（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	RHR（原子炉停止時冷却系）により原子炉を除熱する。
	代替循環冷却系による格納容器除熱	代替循環冷却系により格納容器を除熱する。

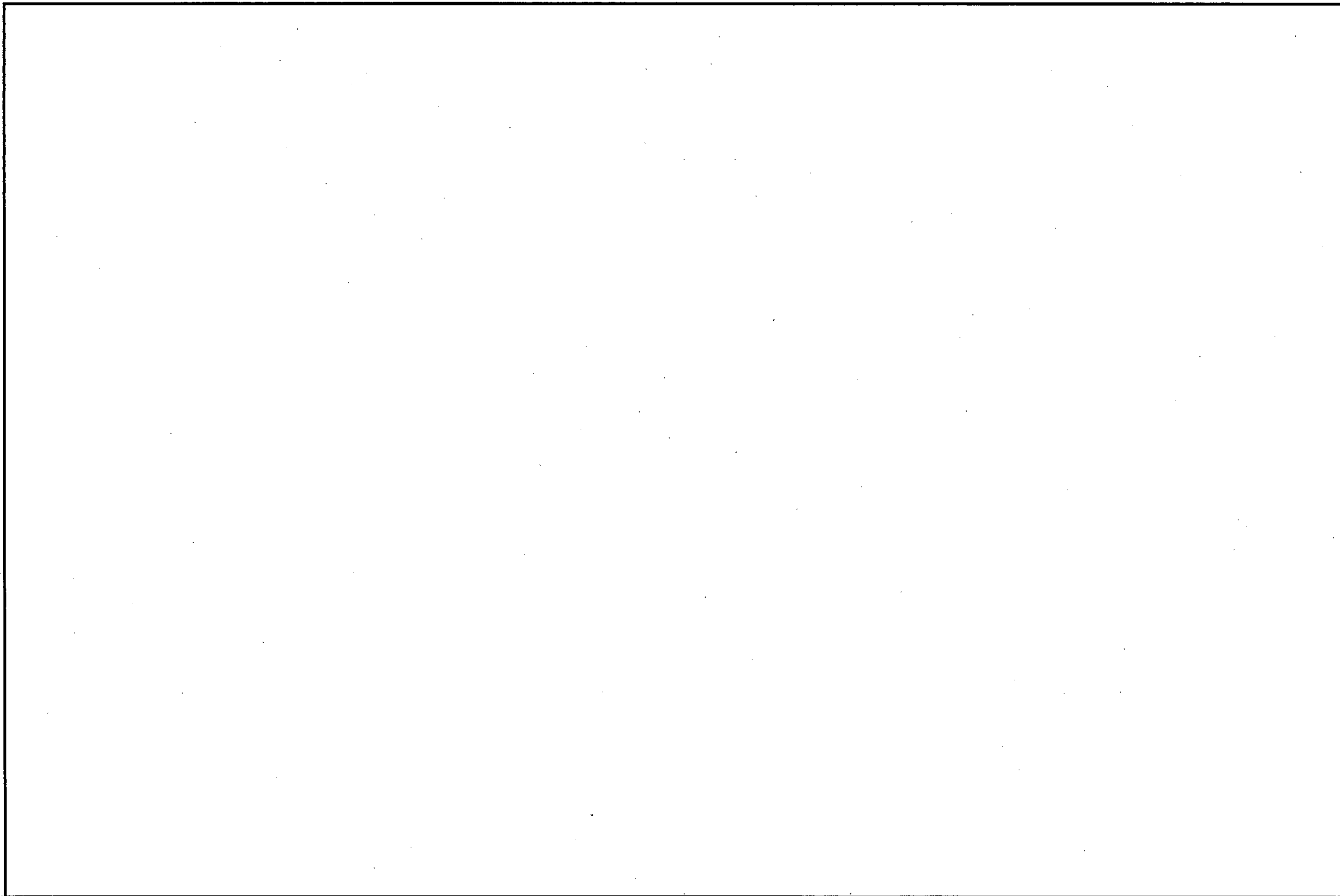
EOP AM設備別操作手順書一覧

手順項目		項目概要
冷却水確保	緊急用海水系による冷却水確保	緊急用海水系により，RHR の冷却水を確保する。
	代替残留熱除去系海水系による冷却水確保	代替残留熱除去系海水系により，RHR の冷却水を確保する。

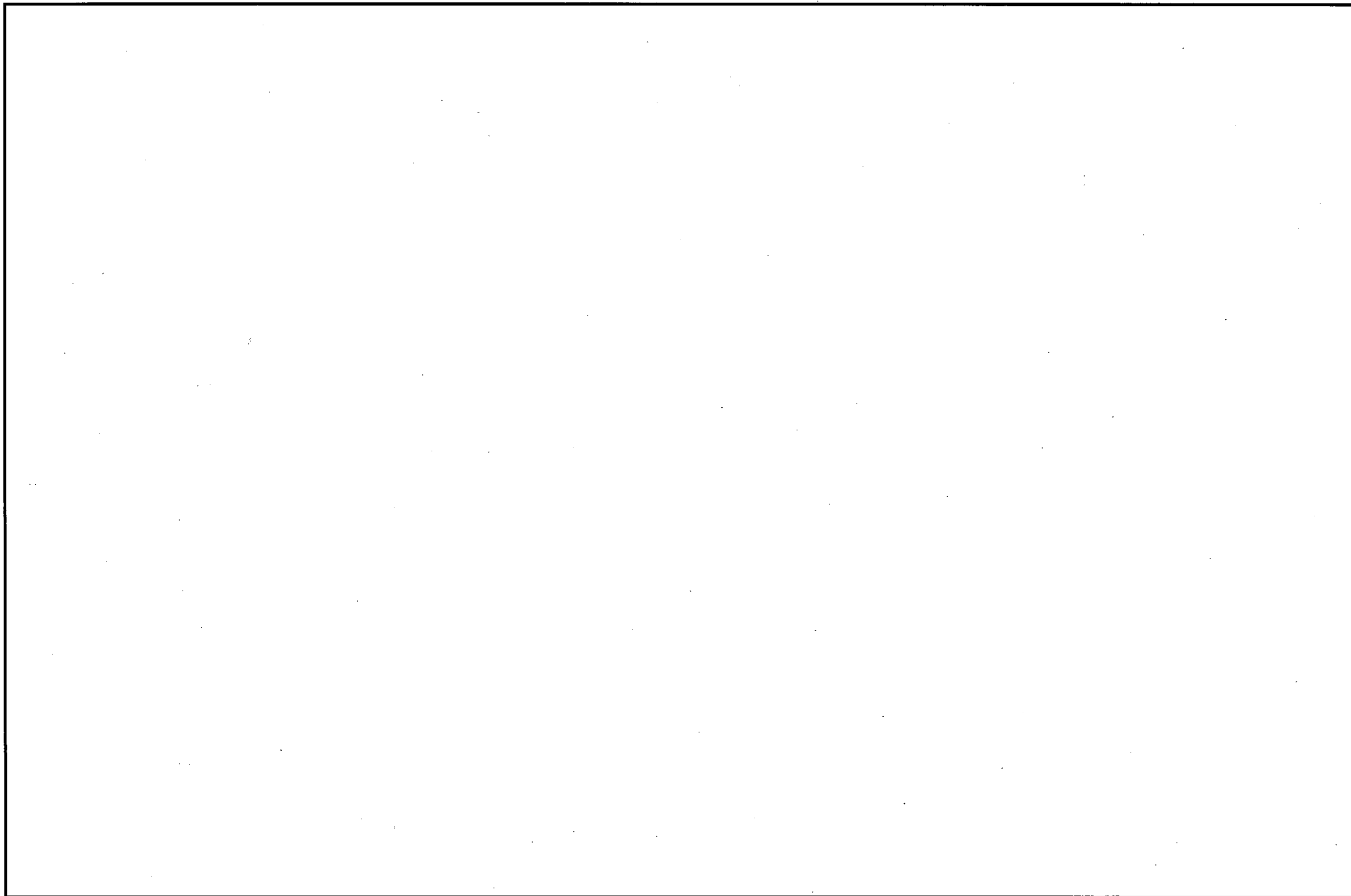
AM 操作方針の全体流れ図



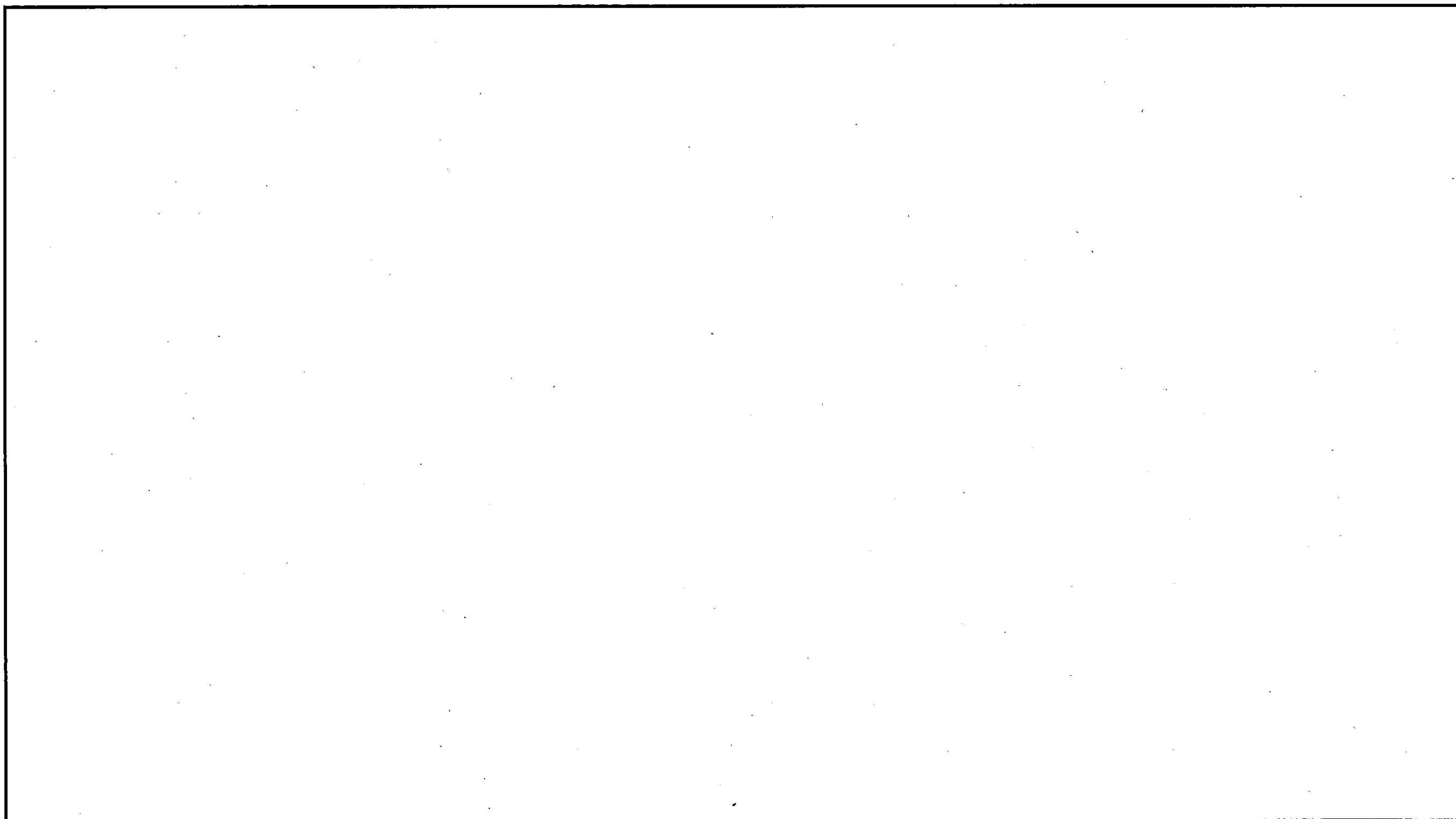
注水-1: 「損傷炉心への注水」



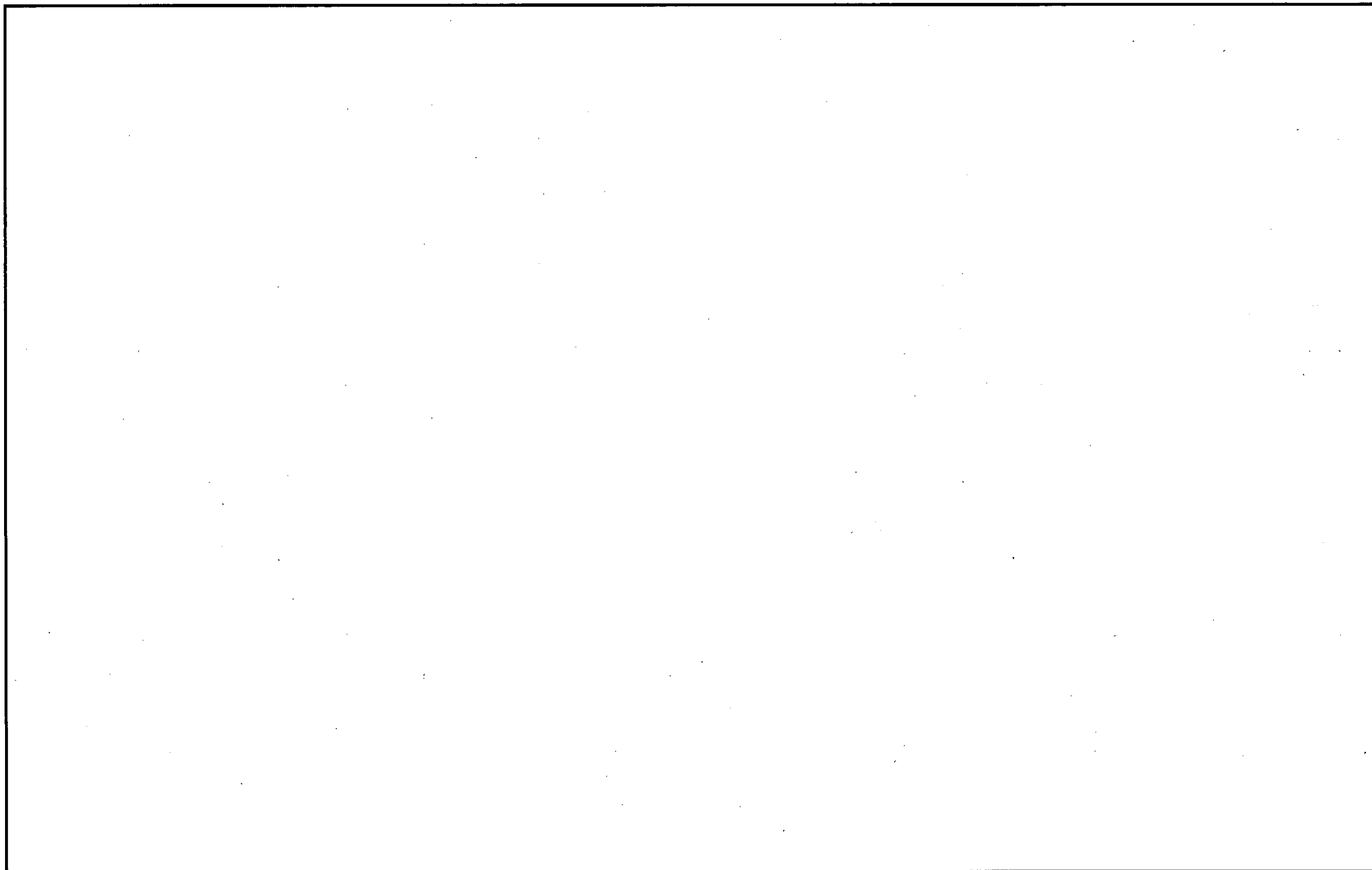
注水-2: 「長期の原子炉水位の確保」



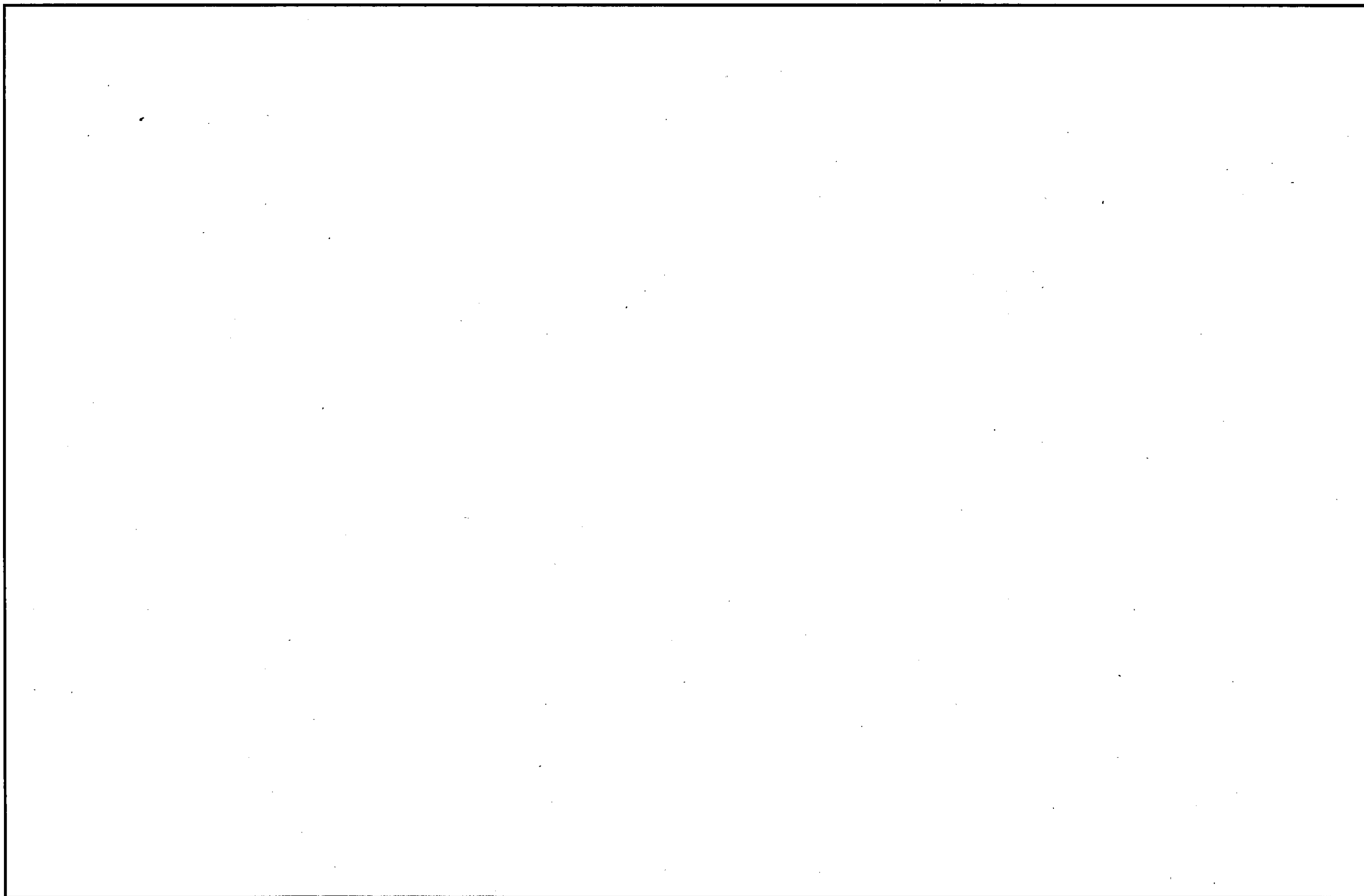
注水-3a: 「RPV破損前のペDESTAL (ドライウエル部) 初期注水」



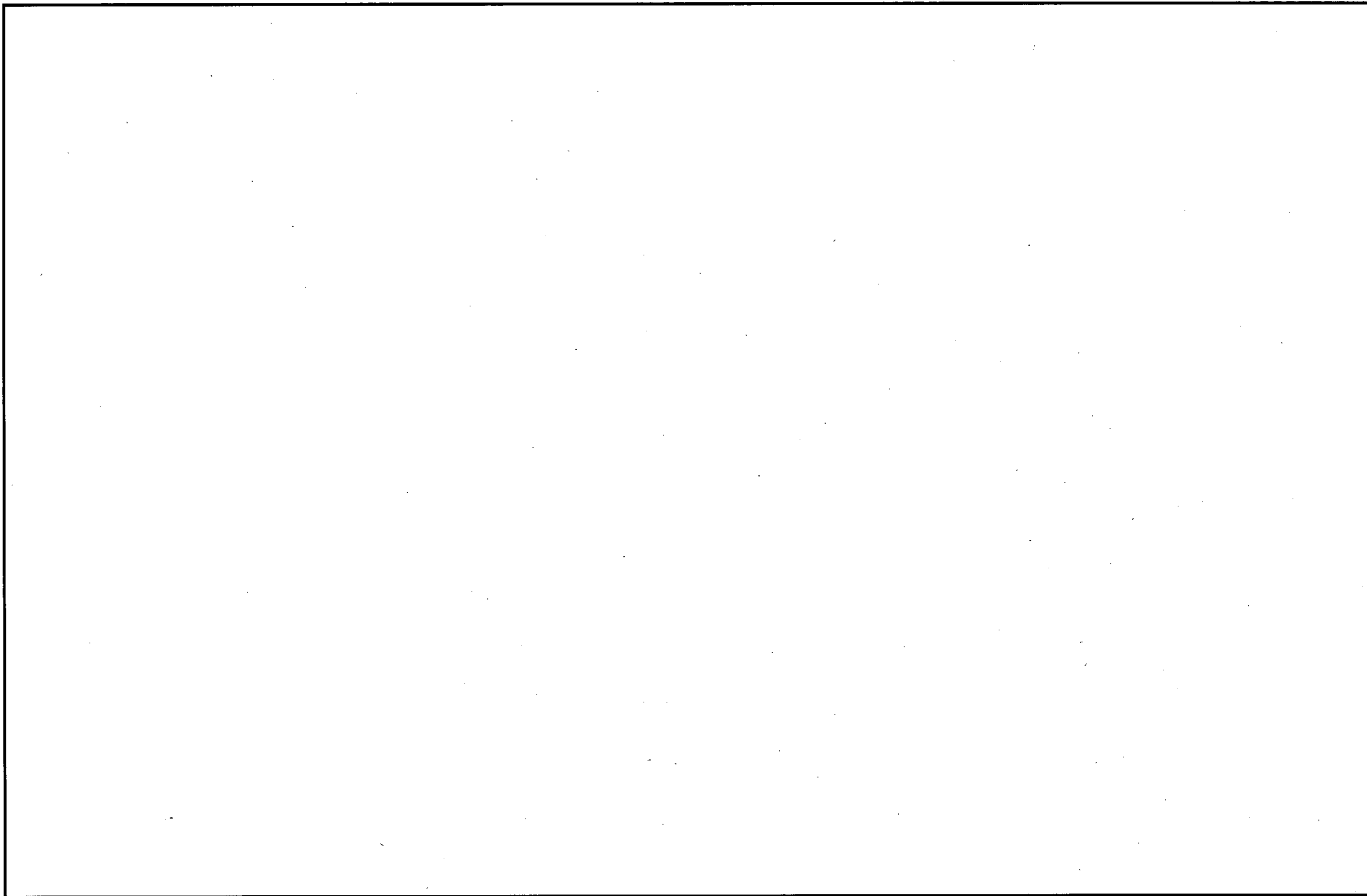
注水-3b: 「RPV破損後のペDESTAL (ドライウエル部) 注水」



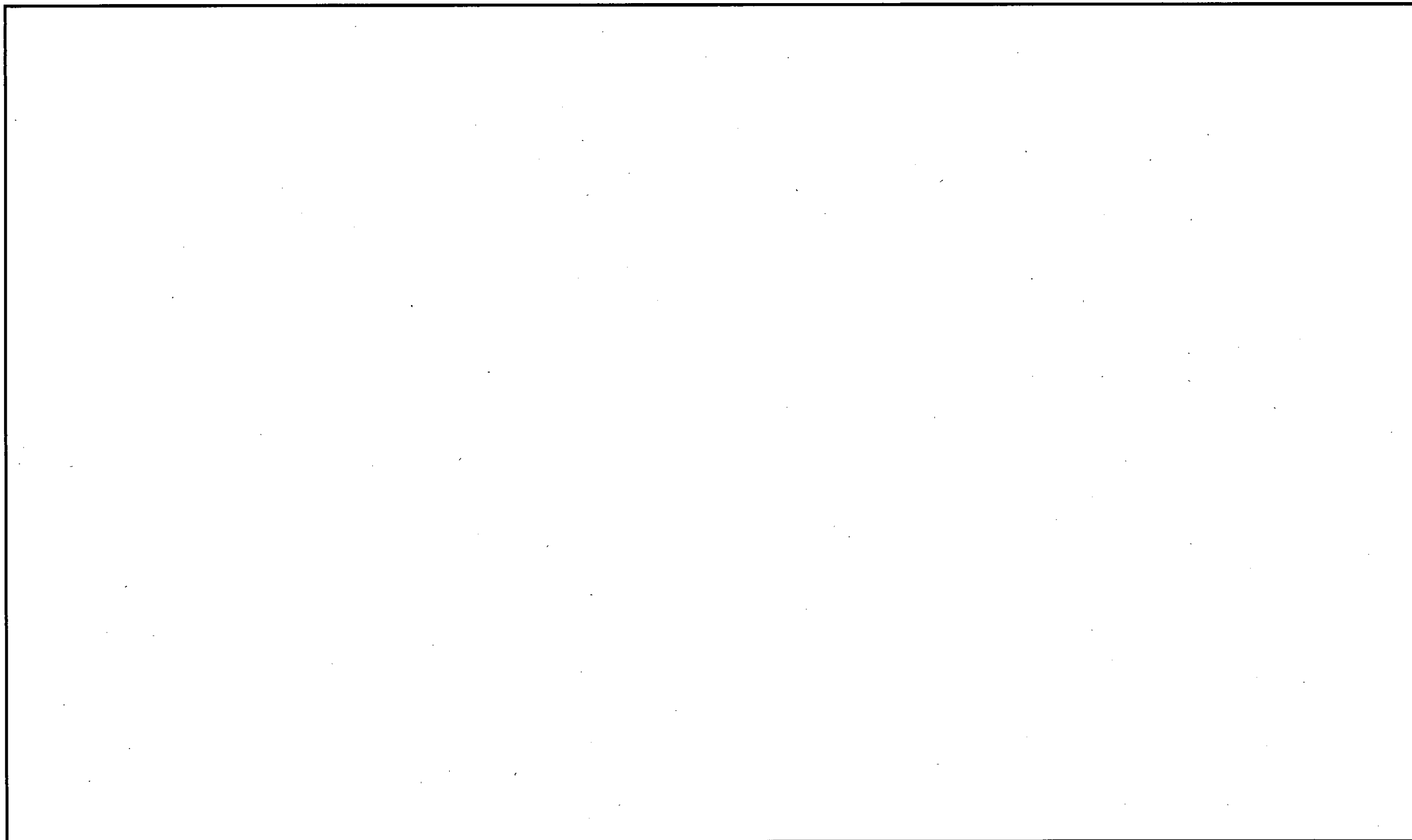
注水-4: 「長期のRPV破損後の注水」



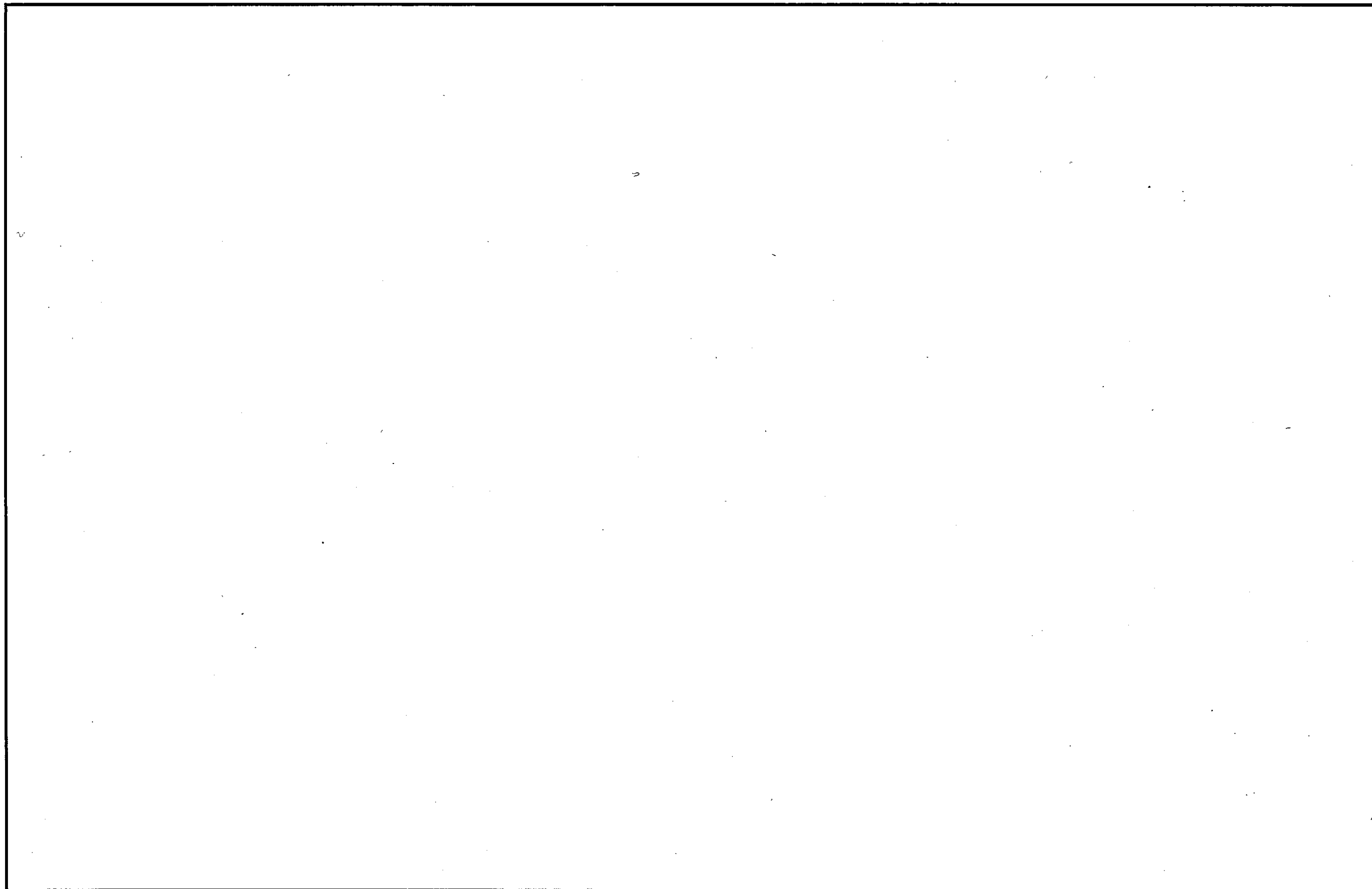
除熱-1
「損傷炉心冷却後の除熱」



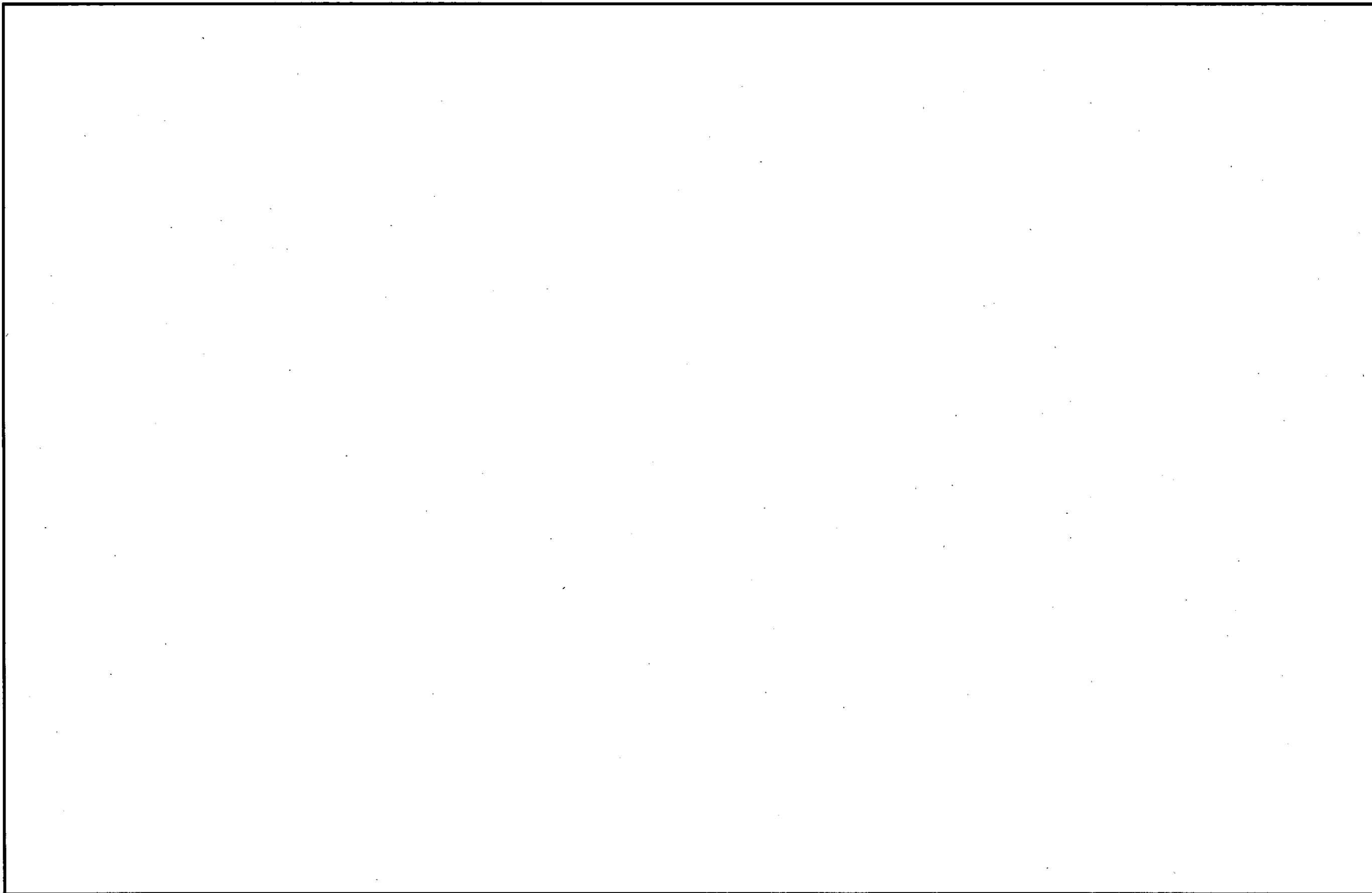
除熱-2: 「RPV破損後の初期格納容器スプレイ」



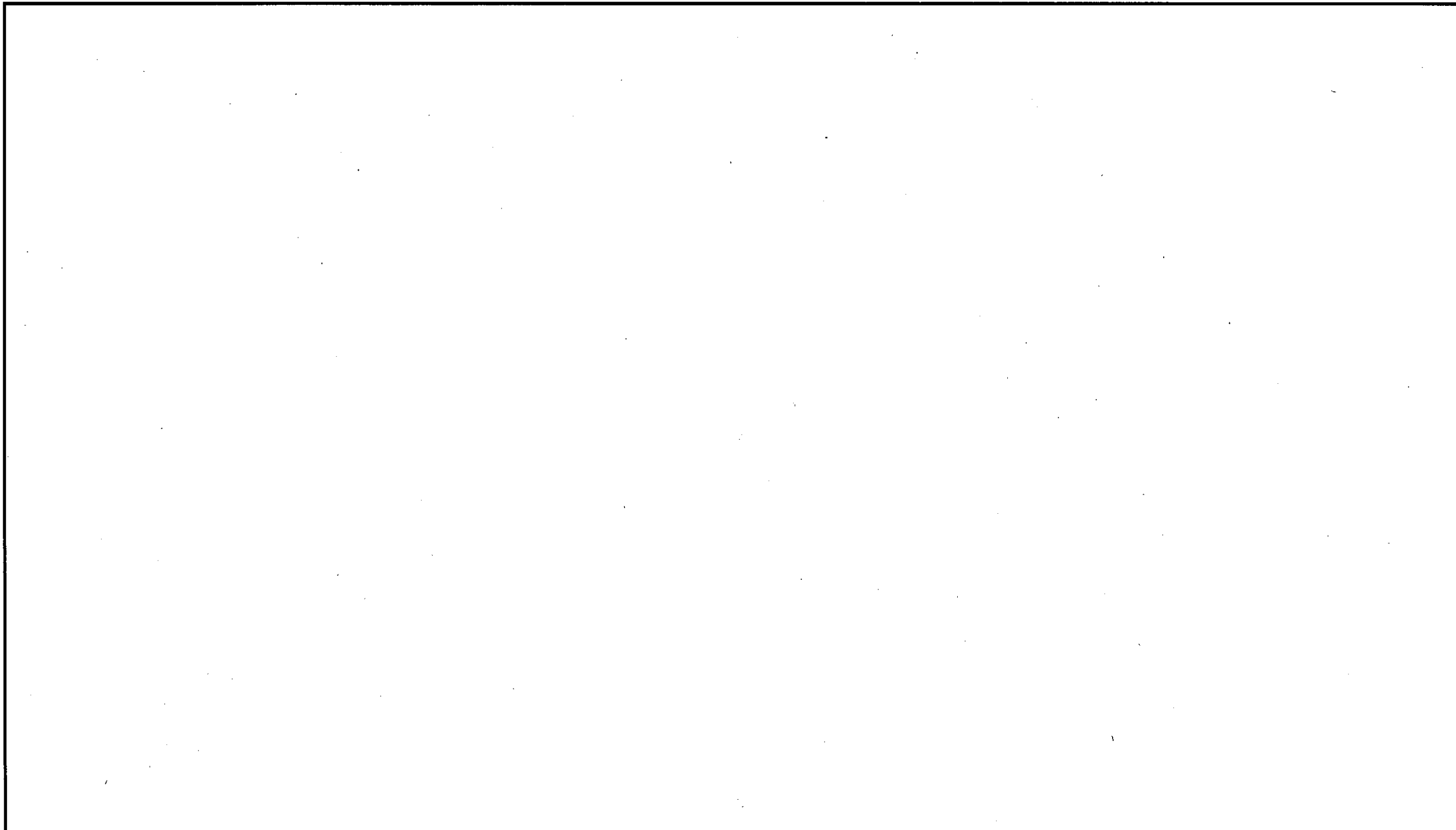
除熱-3
「RPV破損後の除熱」



放出：「PCV破損防止」



水素：「R/B水素爆発防止」



赤数字：操作内容の判断は別紙9参照

SOP 目的及び基本的な考え方

ストラテジ名称	目的	移行条件	基本的な考え方
注水-1 「損傷炉心への注水」	<ul style="list-style-type: none">炉心損傷後、最初に実施されるストラテジであり、損傷炉心へ注水することによって損傷炉心の冷却を行い、RPVの破損を回避する。		
注水-2 「長期の原子炉水位の確保」	<ul style="list-style-type: none">原子炉の水位を長期的に確保する。		

S O P 目的及び基本的な考え方

ストラテジ名称	目的	移行条件	基本的な考え方
注水-3a 「R P V破損前のペデスタル（ドライウエル部）初期注水」	<ul style="list-style-type: none"> 注水-1「損傷炉心への注水」導入と同時に導入されるストラテジであり、炉心損傷後、あらかじめペデスタル（ドライウエル部）に水を注水することで、放出されるデブリの冷却性向上及びペデスタル（ドライウエル部）の床面コンクリートの浸食抑制を図る。 		
注水-3b 「R P V破損後のペデスタル（ドライウエル部）注水」	<ul style="list-style-type: none"> 注水-1「損傷炉心への注水」又は注水-2「長期の原子炉水位の確保」において RPV が破損し、ペデスタル（ドライウエル部）にデブリが流出した可能性のある場合、デブリの冷却を行うためペデスタル（ドライウエル部）へ注水する。 		
注水-4 「長期のR P V破損後の注水」	<ul style="list-style-type: none"> 注水-3b「R P V破損後のペデスタル（ドライウエル部）注水」から、RPV 破損後の原子炉への注水を継続することで格納容器への放熱を抑制するとともに、デブリの冷却を行うためペデスタル（ドライウエル部）注水を継続する。 		

S O P 目的及び基本的な考え方

ストラテジ名称	目的	移行条件	基本的な考え方
除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」	<ul style="list-style-type: none"> 注水-1「損傷炉心への注水」で原子炉水位が確保できた場合に、注水-2「長期の原子炉水位の確保」と並行して格納容器の除熱を行い、格納容器の健全性を維持する。 		
除熱-2 「R P V破損後の初期格納容器スプレイ」	<ul style="list-style-type: none"> 注水-1「損傷炉心への注水」又は注水-2「長期の原子炉水位の確保」において R P V が破損し、格納容器が過温破損するおそれがあるため、格納容器スプレイを実施する。 		
除熱-3 「R P V 破損後の除熱」	<ul style="list-style-type: none"> 注水-3b「R P V破損後のペDESTAL（ドライウエル部）注水」及び除熱-2「R P V破損後の初期格納容器スプレイ」において、R P V 破損後のペDESTAL（ドライウエル部）注水及び格納容器スプレイを行い、P C V 圧力の低下を確認後、注水-4「長期のR P V破損後の注水」と並行して格納容器の除熱を行い、格納容器の健全性を維持する。 		

SOP 目的及び基本的な考え方

ストラテジ名称	目的	移行条件	基本的な考え方
放出 「PCV 破損防止」	<ul style="list-style-type: none"> • 注水-1「損傷炉心への注水」導入と同時に導入されるストラテジであり、格納容器の健全性を適宜確認する。 • 注水-2「長期の原子炉水位の確保」、注水-4「長期のRPV破損後の注水」、除熱-1「損傷炉心冷却後の除熱」、除熱-2「RPV破損後の除熱」において、S/P水位が6.5mに到達、かつPCV圧力が上昇しPCV破損に至る可能性がある場合、PCVベントを行う。また、PCVからの異常な漏えいを認知した場合、PCVからの漏えい影響を抑制するため、PCVベントを行う。 • PCV水素濃度及び酸素濃度を監視し、PCV酸素濃度が4.3%以上に上昇してきた場合はPCVベントを行い、水素及び酸素を放出することによりPCV破損を防止する。 		
水素 「R/B 水素爆発防止」	<ul style="list-style-type: none"> • 注水-1「損傷炉心への注水」導入と同時に導入されるストラテジであり、R/Bの水素濃度を監視するとともに、R/Bベントを行い、R/Bの水素爆発を防止する。 		

S O P 「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
初期注水	1-1	原子炉圧力 0.69MPa [gage]未満	・ 原子炉圧力	

S O P 「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
初期注水	1-2	高压注水システム使用可能	・ 高压注水システムの状態	
	1-3	低压注水システム使用可能	・ 低压注水システムの状態	

S O P 「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
初期注水	1-4	原子炉水位 BAF + 20%到達	・原子炉水位	
注水-1 (損傷炉心への注水)	2-1	D/W 雰囲気温度上昇継続及び除熱設備なし	・D/W 雰囲気温度 ・除熱設備の状態	
	2-2	D/W雰囲気温度 171℃以上	・D/W 雰囲気温度	

S O P 「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
—	3-1	RPV 健全	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ D/W 圧力 ・ ペDESTAL (D/W 部) 雰囲気温度 ・ S/P 水温 ・ D/W 水素濃度 ・ 原子炉水位 ・ 制御棒位置指示 ・ 制御棒駆動機構温度指示値 ・ RPV 下鏡部温度指示値 ・ D/W 雰囲気温度 	

S O P 「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
注水-2 (長期の 原子炉水 位の確保)	1-1	原子炉水位確認可能	・ 原子炉水位	

S O P 「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
注水-2 (長期の 原子炉水 位の確保)	1-1	原子炉水位確認可能	・ 原子炉水位	

S O P 「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
—	2-1	RHR 使用不可	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR の状態 	
	2-2	RPV 健全	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力 ・ D/W 圧力 ・ ペDESTAL (D/W 部) 雰囲気温度 ・ S/P 水温 ・ D/W 水素濃度 ・ 原子炉水位 ・ 制御棒位置指示 ・ 制御棒駆動機構温度指示値 ・ RPV 下鏡部温度指示値 ・ D/W 雰囲気温度 	

S O P 「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
—	2-3	代替循環冷却移行 不可	・ 代替循環冷却系の状態	

SOP「注水-3b:RPV破損後のペDESTAL(ドライウエル部)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
ペDESTAL(ドライウエル部)注水	1-1	PCV 圧力低下中	・ PCV 圧力	
	1-2	PCV 圧力 465kPa[gage]以下	・ PCV 圧力	

S O P 「注水 - 4 : 長期の R P V 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 注水	1-1	RPV ヘッドスプレイ 使用可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR (A) 系の状態 	
注水-4 (長期の R P V 破 損後の注 水)	2-1	D/W 雰囲気温度上昇 継続及び除熱設備な し	<ul style="list-style-type: none"> ・ D/W 雰囲気温度 ・ 除熱設備の状態 	

S O P 「注水 - 4 : 長期の R P V 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
注水-4 (長期の R P V 破 損後の注 水)	2-2	D/W 雰囲気温度 171℃以上	・ D/W 雰囲気温度	
—	3-1	RHR 使用不可	・ RHR の状態	
	3-2	代替循環冷却移行 不可	・ 代替循環冷却系の状態	

S O P 「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
除熱-1 (損傷炉心冷却後の除熱)	1-1	RHR 使用不可	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR の状態 	
	1-2	代替格納容器スプレイ連続運転中	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイの運転状態 	

S O P 「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
除熱-1 (損傷炉心冷却後の除熱)	1-3	PCV 圧力 465kPa [gage]]以上又は PCV 温度 171℃以上	<ul style="list-style-type: none"> ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 	
	1-4	PCV 圧力 400kPa [gage]]以下又は PCV 温度 151℃以下	<ul style="list-style-type: none"> ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 	
	1-5	代替循環冷却移行 可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替循環冷却系の状態 	

S O P 「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
除熱-1 (損傷炉心冷却後の除熱)	1-6	代替循環冷却系による除熱達成	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替循環冷却系の運転状態 ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 	
	1-7	代替格納容器スプレイ連続運転中	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイの運転状態 	

S O P 「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
除熱-1 (損傷炉心冷却後の除熱)	1-8	PCV 圧力 465kPa [gage] 以上又は PCV 温度 171℃ 以上	<ul style="list-style-type: none"> ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 	
	1-9	FCS 起動可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ FCS の状態 	
	1-10	RHR による除熱達成	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR 系の運転状態 ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 	

S O P 「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
除熱-1 (損傷炉心冷却後の除熱)	1-11	S/P 水位 5.5m 到達	・ S/P 水位	
	1-12	S/P 水位 6.4m 到達	・ S/P 水位	
	1-13	S/P 水位 6.5m 到達	・ S/P 水位	

S O P 「除熱 - 2 : R P V 破損後の初期格納容器スプレイ」 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
除熱-2 (R P V 破損後の 初期格納 容器スプ レイ)	1-1	PCV 圧力低下中	・ PCV 圧力	
	1-2	PCV 圧力 465kPa 以下	・ PCV 圧力	

S O P 「除熱 - 3 : R P V 破損後の除熱」 操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
除熱-3 (R P V 破損後の 除熱)	1-1	RHR 使用不可	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR の状態 	
	1-2	代替循環冷却移行 可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替循環冷却系の状態 	
	1-3	代替循環冷却系に よる除熱達成	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替循環冷却系の運転状態 ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 	

S O P 「除熱 - 3 : R P V 破損後の除熱」 操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
除熱-3 (R P V 破損後の 除熱)	1-4	PCV 圧力 465kPa [gage]] 以上又は PCV 温度 171℃ 以上	<ul style="list-style-type: none"> ・ PCV 圧力 ・ PCV 温度 	
	1-5	FCS 起動可能	<ul style="list-style-type: none"> ・ FCS の状態 	

S O P 「除熱 - 3 : R P V 破損後の除熱」 操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
除熱-3 (R P V 破損後の 除熱)	1-6	RHR による除熱達成	<ul style="list-style-type: none"> • RHR の運転状態 • PCV 圧力 • PCV 温度 	
	1-7	S/P 水位 5.5m 到達	<ul style="list-style-type: none"> • S/P 水位 	
	1-8	S/P 水位 6.4m 到達	<ul style="list-style-type: none"> • S/P 水位 	

S O P 「除熱 - 3 : R P V 破損後の除熱」 操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
除熱-3 (R P V 破損後の 除熱)	1-9	S/P 水位 6.5m 到達	・ S/P 水位	

S O P 「放出：P C V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
P C V ベント	1-1	以下のいずれかの 条件成立 ・格納容器スプレイ 実施不可 ・PCV 温度 200℃到達 ・R/B 水素濃度 2% 以上	・PCV 温度 ・R/B 水素濃度	
	1-2	S/P 水位 6.5m 到達	・S/P 水位	
	1-3	RHR 又は代替循環 冷却系起動可能	・RHR の状態 ・代替循環冷却系の状態	

S O P 「放出：P C V 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
P C V ベント	1-4	PCV 水素濃度 10% 未満	・ PCV 水素濃度	
	1-5	PCV スプレイ停止 条件到達	・ D/W 圧力 ・ S/C 圧力	
P C V 水素・酸素 濃度制御	2-1	FCS 起動可能	・ FCS の状態	
	2-2	FCS 運転制限圧力 以下	・ PCV 圧力	

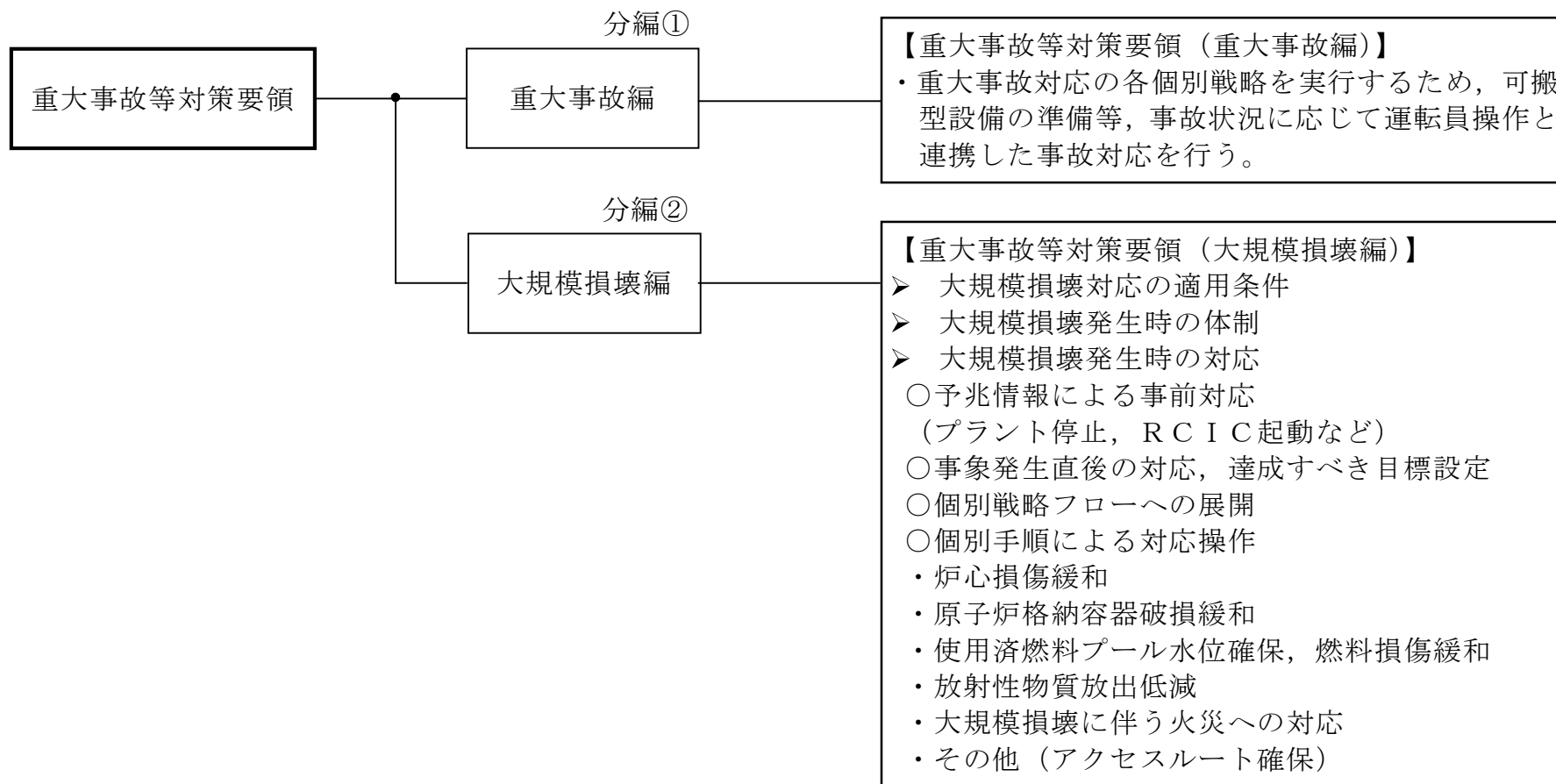
S O P 「放出：P C V 破損防止」操作等判断基準一覧

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
P C V 水素・酸素 濃度制御	2-3	PCV 酸素濃度 4.3% 以上	・ PCV 酸素濃度	
	2-4	PCV 酸素濃度 4.3% 未満	・ PCV 酸素濃度	


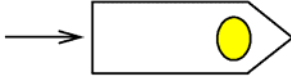


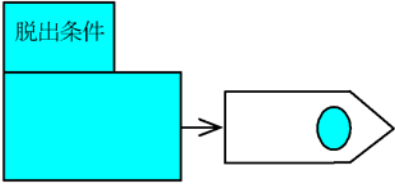
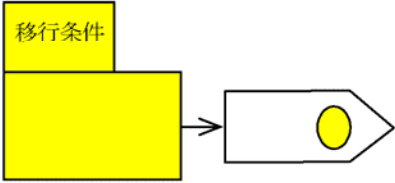
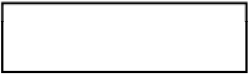

S O P 「水素：R / B 水素爆発防止」操作等判断基準一覧

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
水素 (R / B 水素)	1-1	R/B 水素濃度 2% 到達	・ R/B 水素濃度	
R / B ベント	2-1	R/B 水素濃度 3% 到達	・ R/B 水素濃度	

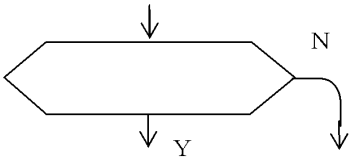

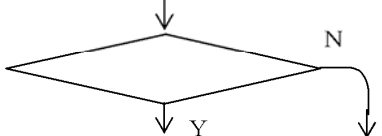
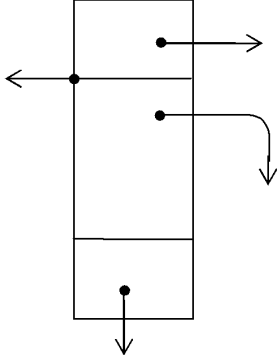
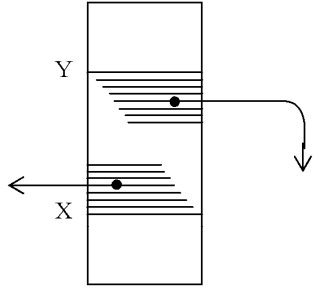

重大事故等対策要領概要



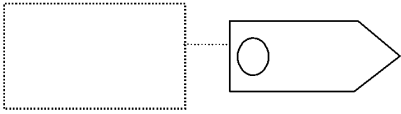
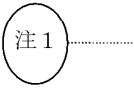
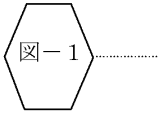
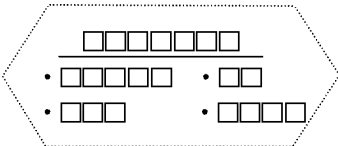
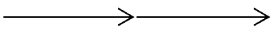
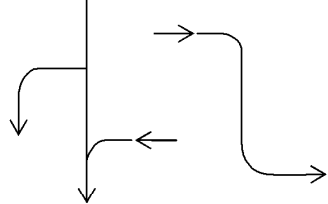
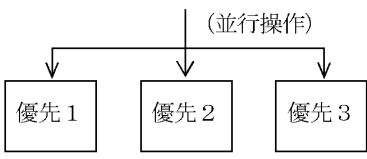
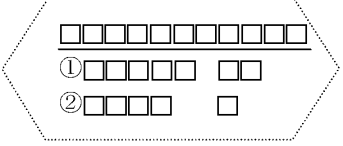
EOP/SOP フローチャート凡例

	記号	記号の意味
1		<ul style="list-style-type: none"> 他の手順からの導入（常に左から入る） ○内は矢羽根連携ナンバーを記載 ○内色は「スクラム」（RC）は「青色」 その他は「黄色」
2		<ul style="list-style-type: none"> 他の手順への移行（常に右へ出る） ○内は矢羽根連携ナンバーを記載 ○内色は「スクラム」（RC）は「青色」 その他は「黄色」
3		<ul style="list-style-type: none"> 主制御名称
4		<ul style="list-style-type: none"> 各制御名称
5		<ul style="list-style-type: none"> 各手順から「スクラム」（RC）へ脱出するための条件 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 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（青色で統一）
6		<ul style="list-style-type: none"> 「スクラム」（RC）以外の手順へ移行するための条件 この条件が成立した場合、他の手順へ移行する フローシートの関係箇所置き、指揮者の常時監視項目である（黄色で統一）
7		<ul style="list-style-type: none"> 確認
8		<ul style="list-style-type: none"> 操作

EOP/SOP フローチャート凡例

	記 号	記号の意味
9		<ul style="list-style-type: none"> ・操作判断
10		<ul style="list-style-type: none"> ・待ち (監視操作継続) ・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。 ・操作が遂行できなければ (NO) 次の操作へ移行する
11		<ul style="list-style-type: none"> ・判断
12		<ul style="list-style-type: none"> ・パラメータ別の移行先
13		<ul style="list-style-type: none"> ・ Yになる前に事前に操作, 判断 ・ Xになる前に事前に操作, 判断
14		<ul style="list-style-type: none"> ・操作毎に特記すべき注意書

EOP/SOP フローチャート凡例

	記号	記号の意味
15		<ul style="list-style-type: none"> 格納容器制御導入条件補足
16		<ul style="list-style-type: none"> フローチャート別, 注意-1 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
17		<ul style="list-style-type: none"> フローチャート別, 図-1
18		<ul style="list-style-type: none"> 操作および確認目的の視認性向上を目的に下線を使用する
19		<ul style="list-style-type: none"> 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
20		<ul style="list-style-type: none"> 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
21		<ul style="list-style-type: none"> 各制御または各ステップ操作, 確認等が並行操作であり, 且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
22		<ul style="list-style-type: none"> 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

東海第二発電所

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（長期TB）
 1. 3. 2 全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU）
 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（インターフェースシステムLOCA）
 1. 8 津波浸水における注水機能喪失

2. 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. 2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 2. 3 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 格納容器直接接触（シェルアタック）※対象なし
 2. 6 溶融炉心・コンクリート相互作用

3. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

3. 1 想定事故 1

3. 2 想定事故 2

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(原子炉冷却材喪失事故を除く。)の発生後、高圧及び低圧注水機能が喪失することで原子炉へ注水する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原子炉圧力抑制に伴う蒸気の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、緩和措置が取られない場合には、原子炉水位の低下が継続し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。

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の機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失を想定する。

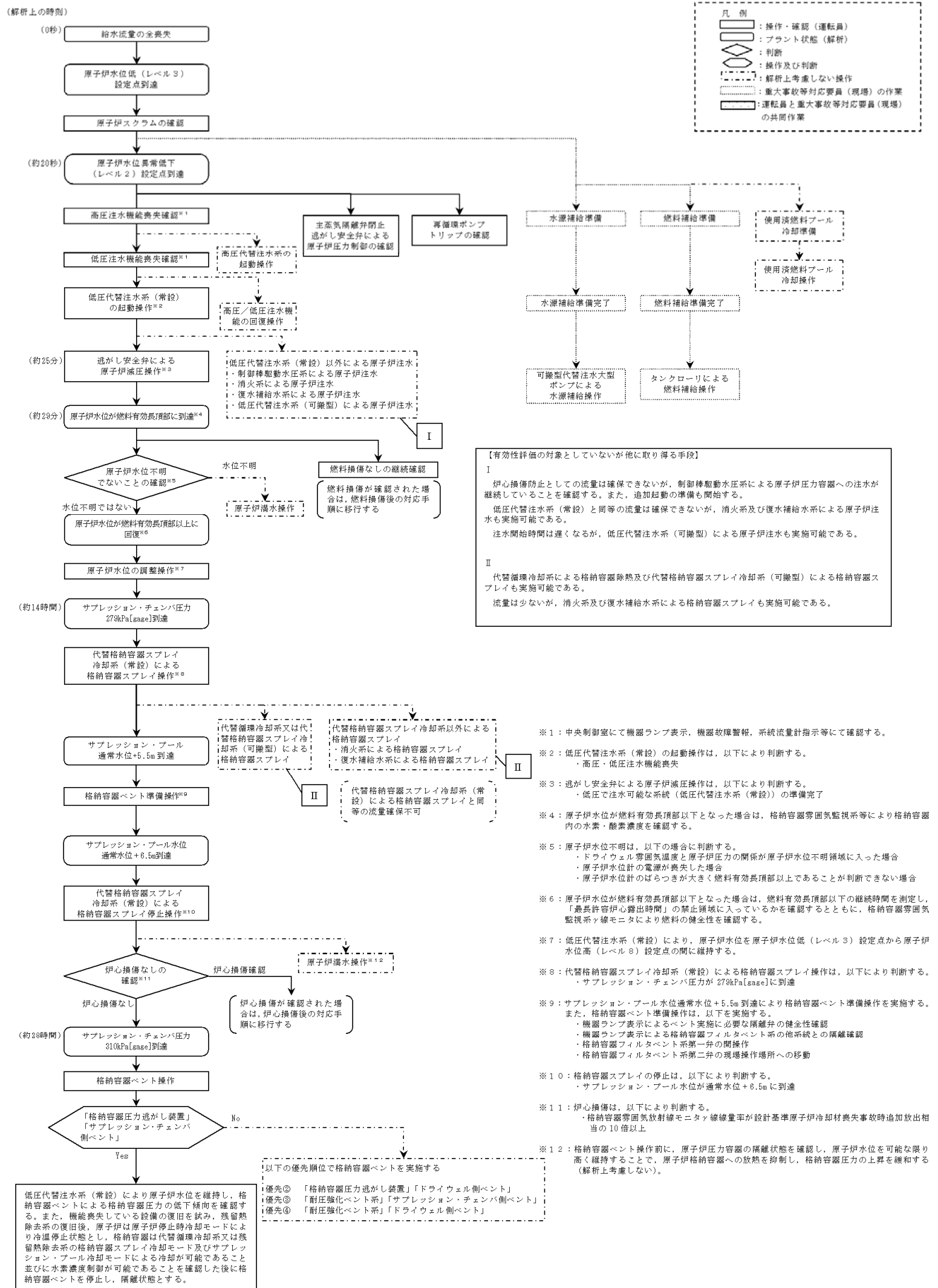
基本的な考え方

原子炉減圧後に低圧の注水機能を用いて原子炉へ注水することにより炉心損傷の防止を図る。また、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行い格納容器破損の防止を図る。

対応手順概要

- 原子炉スクラムの確認
- 高圧・低圧注水機能喪失の確認
- 逃がし安全弁による原子炉減圧
- 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
- 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却
- 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱

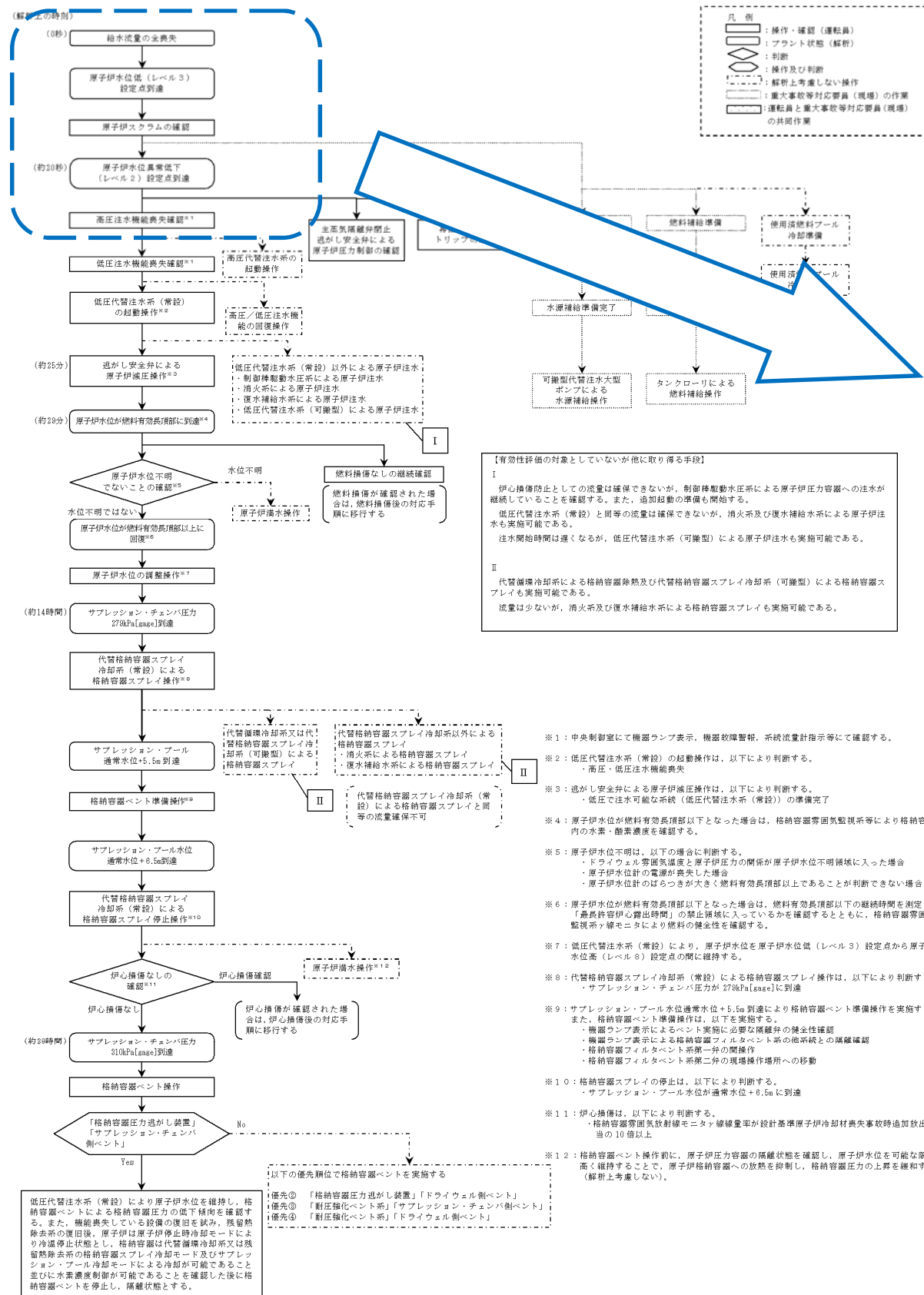
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「給水流量全喪失」事象発生
原子炉水位低 (レベル3) 信号により原子炉がスクラムする。そのため、「スクラム」にて対応する。

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉炉圧力」「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。

全給水喪失していることから、原子炉水位異常低下 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動するが、高圧注水機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。

原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) ~ 原子炉水位高 (レベル8) に維持できないことから「水位確保」へ移行する。

重大事故等対策要領

【有効性評価の対象としていないが他に取り得る手段】

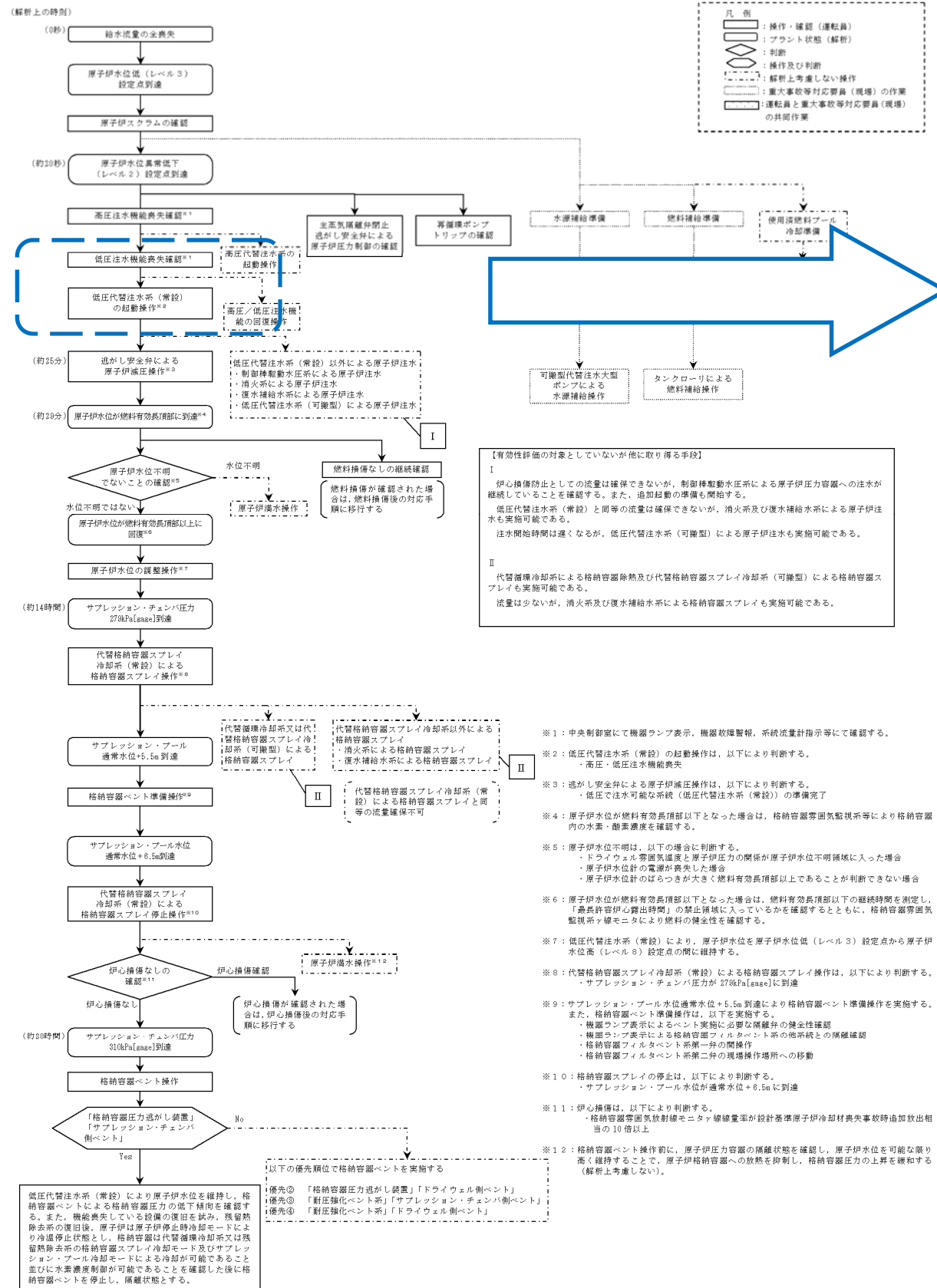
I
伊心挿入防止としての流量は確保できないが、制御種別動水圧系による原子炉炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する。
低圧代替注水系統 (常設) と同等の流量は確保できないが、消火系及び復水補給水系による原子炉注水も実施可能である。
注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系統 (可搬型) による原子炉注水も実施可能である。

II
代替隔離冷却系による格納容器熱及び代替格納容器スプレィ冷却系 (可搬型) による格納容器スプレィも実施可能である。
流量は少ないが、消火系及び復水補給水系による格納容器スプレィも実施可能である。

- ※1: 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2: 低圧代替注水系統 (常設) の起動操作は、以下により判断する。
・高圧・低圧注水機能喪失
- ※3: 逃がし安全弁による原子炉過圧保護は、以下により判断する。
・低圧で注水可能な系統 (低圧代替注水系統 (常設)) の準備完了
- ※4: 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を監視する。
- ※5: 原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
・ドライウェル雰囲気温度と原子炉炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位計の電源が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※6: 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容伊心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器雰囲気監視系モニタにより燃料の健全性を確認する。
- ※7: 低圧代替注水系統 (常設) により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) 設定点から原子炉水位高 (レベル8) 設定点の間に維持する。
- ※8: 代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器スプレィ操作は、以下により判断する。
・サブプレッション・チェンバ圧力が 270kPa[ense]に到達
- ※9: サブプレッション・プール水位通常水位+5.5m到達により格納容器ベント準備操作を実施する。また、格納容器ベント準備操作は、以下を実施する。
・機器ランプ表示によるベント実施に必要な隔離弁の健全性確認
・機器ランプ表示による格納容器フィルタベント系の他系統との隔離確認
・格納容器フィルタベント系第一弁の開操作
・格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所への移動
- ※10: 格納容器スプレィの停止は、以下により判断する。
・サブプレッション・プール水位が通常水位+8.5mに到達
- ※11: 伊心挿入は、以下により判断する。
・格納容器雰囲気放射線モニタ線量率が設計基準原子炉冷却材喪失事故時追加放出相当の10倍以上
- ※12: 格納容器ベント操作前に、原子炉炉圧力容器の隔離状態を確認し、原子炉水位を可能な限り高く維持することで、原子炉格納容器への放熱を抑制し、格納容器圧力の上昇を緩和する (解析上考慮しない)。

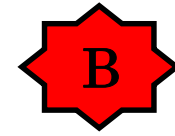
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

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。

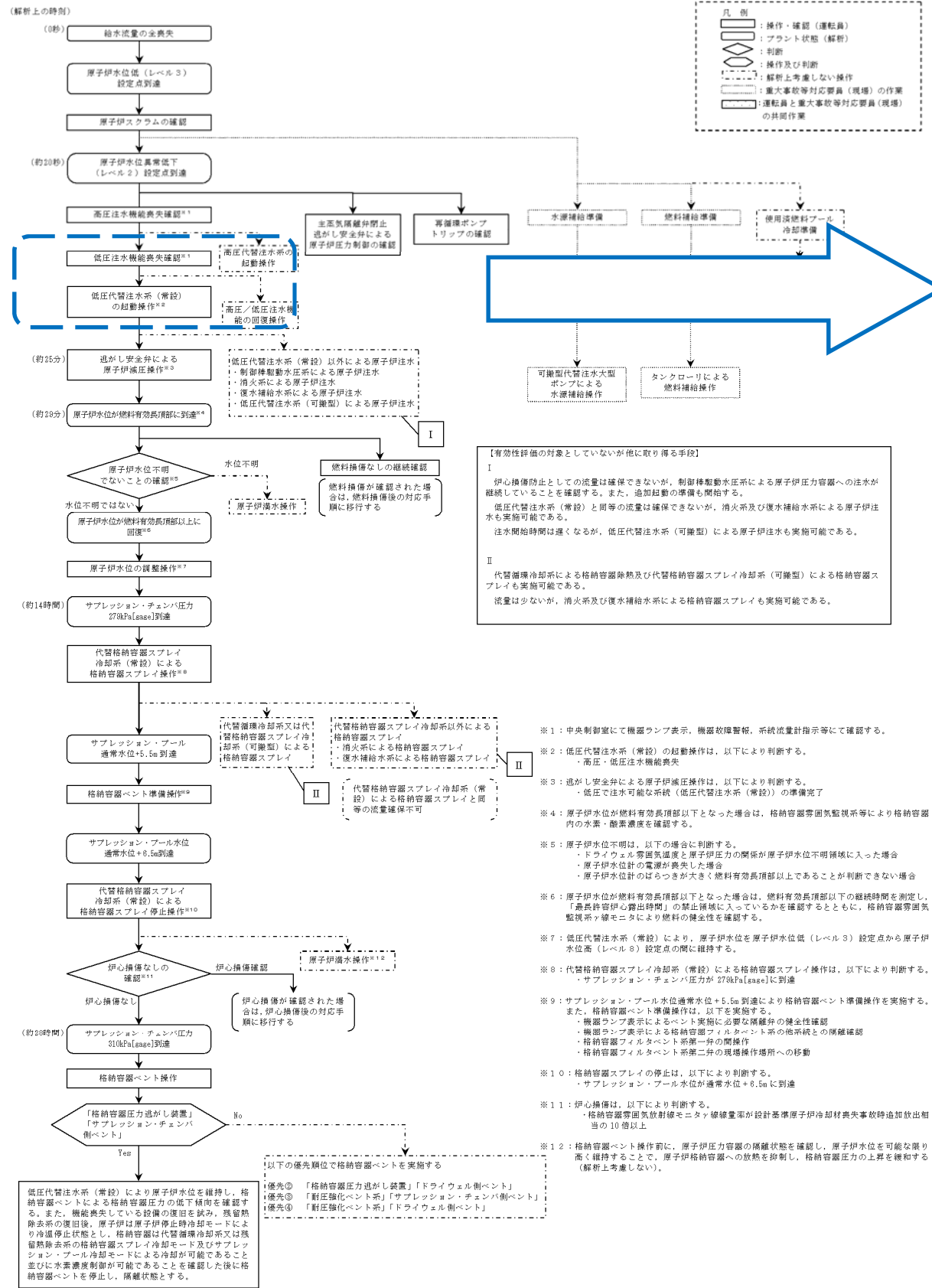
高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。

原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル1）以上維持可能でないことを確認し、「水位回復」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

原子炉水位低下が継続し、原子炉水位異常低下（レベル1）で低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系が自動起動するが、低圧注水系機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。

低圧注水機能喪失判断後、低圧代替注水系（常設）の起動準備を開始する。

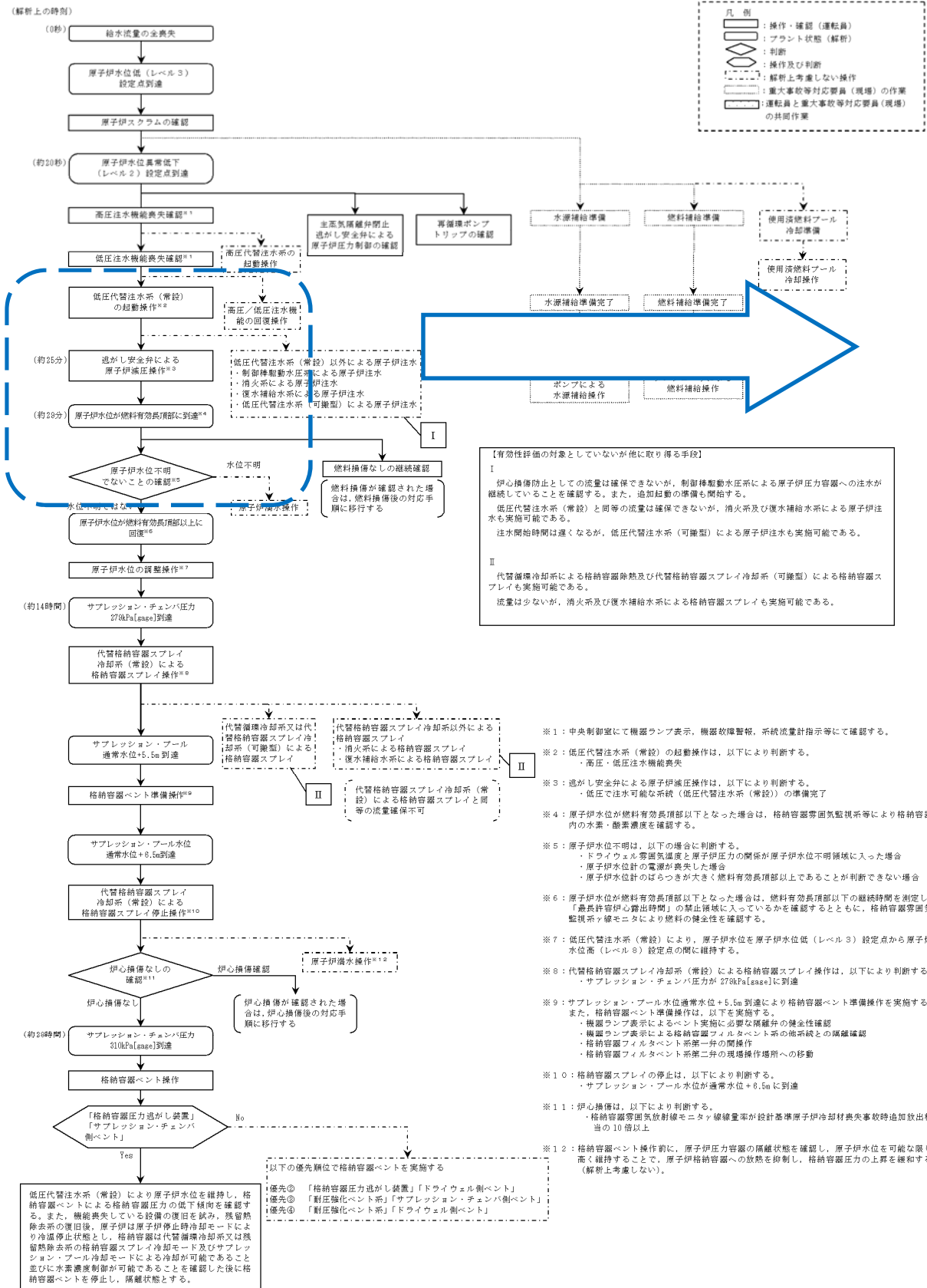
原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル1）到達後、更に低下傾向であることを確認し、低圧代替注水系（常設）を起動する。

低圧代替注水系（常設）が起動していることを確認し「急速減圧」へ移行する。

重大事故等対応要領

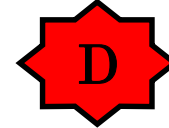
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

低圧代替注水系 (常設) が起動していることを確認し、逃がし安全弁 7 弁を手動開放し原子炉を減圧する。

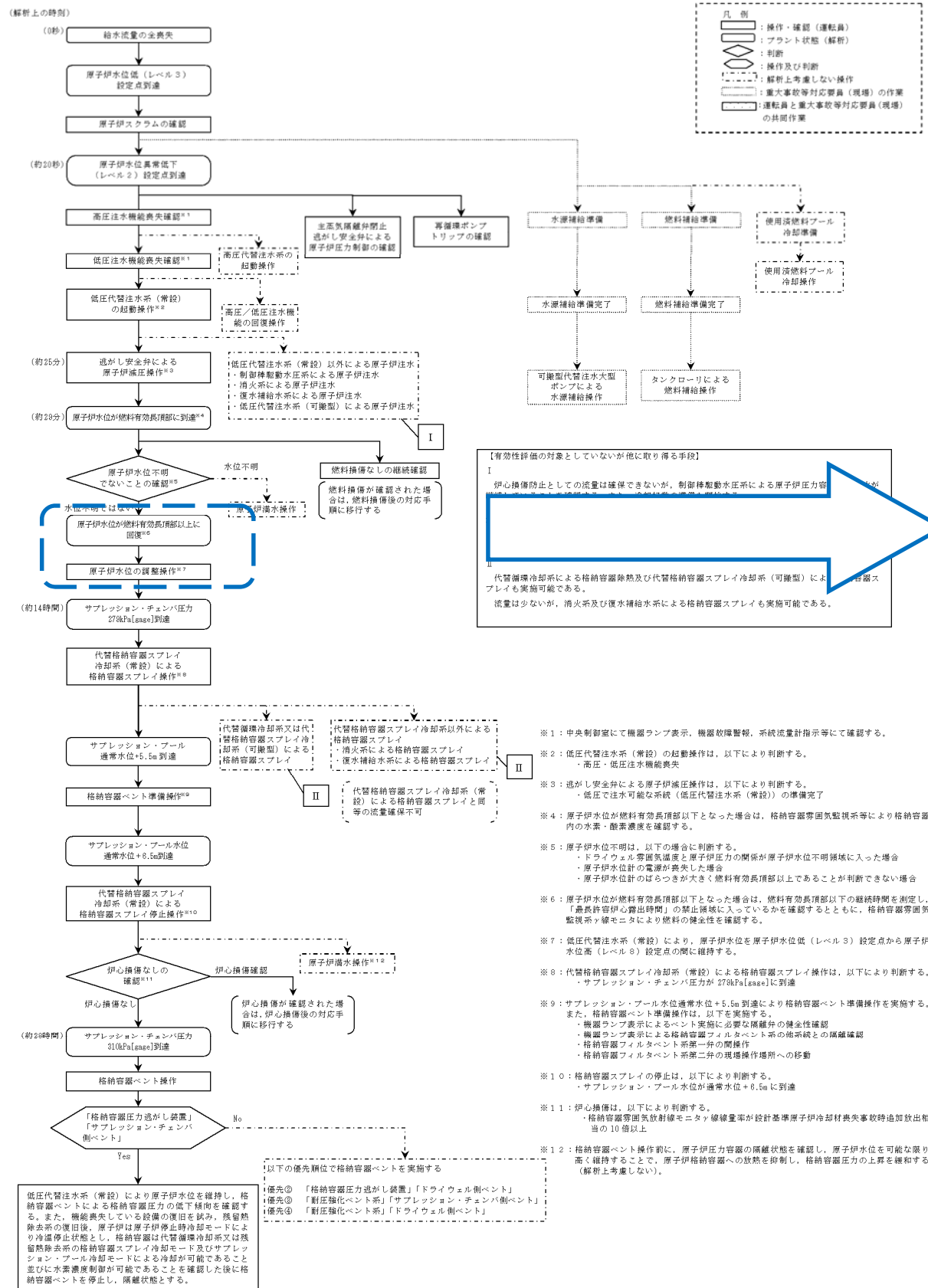
原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位計正常を確認後「水位回復」へ移行する。

重大事故等対策要領

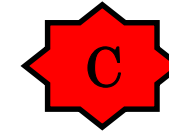
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書II (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

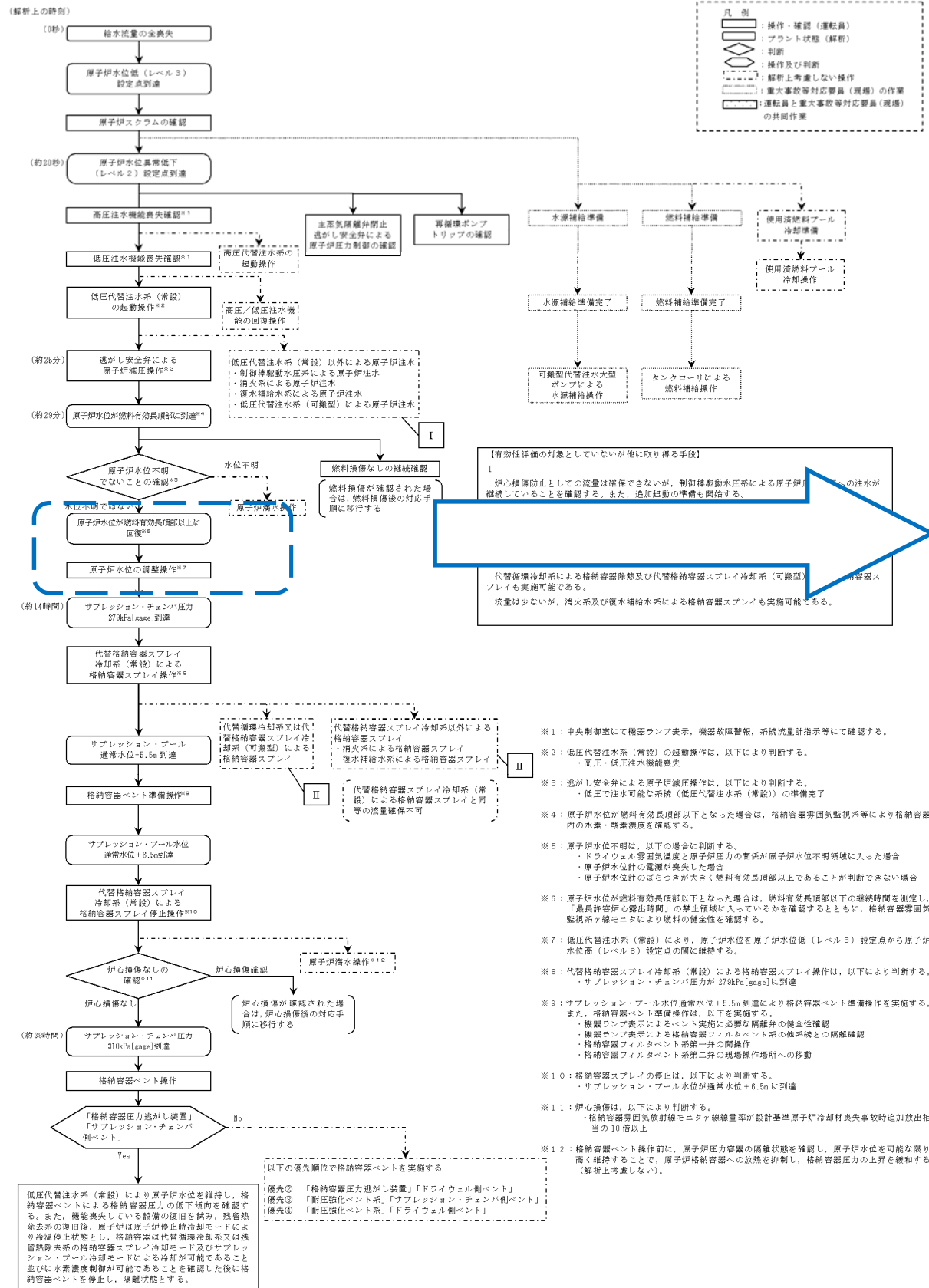
原子炉減圧により、低圧代替注水系 (常設) による注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

原子炉水位が燃料有効長頂部未満でないことを確認し「水位確保」に移行する。

重大事故等対策要領

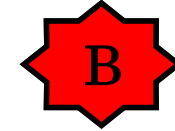
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

低圧代替注水系統 (常設) により、原子炉水位が原子炉水位低 (レベル3) ~ 原子炉水位高 (レベル8) に維持可能であることを確認し「スクラム」に移行する。
「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

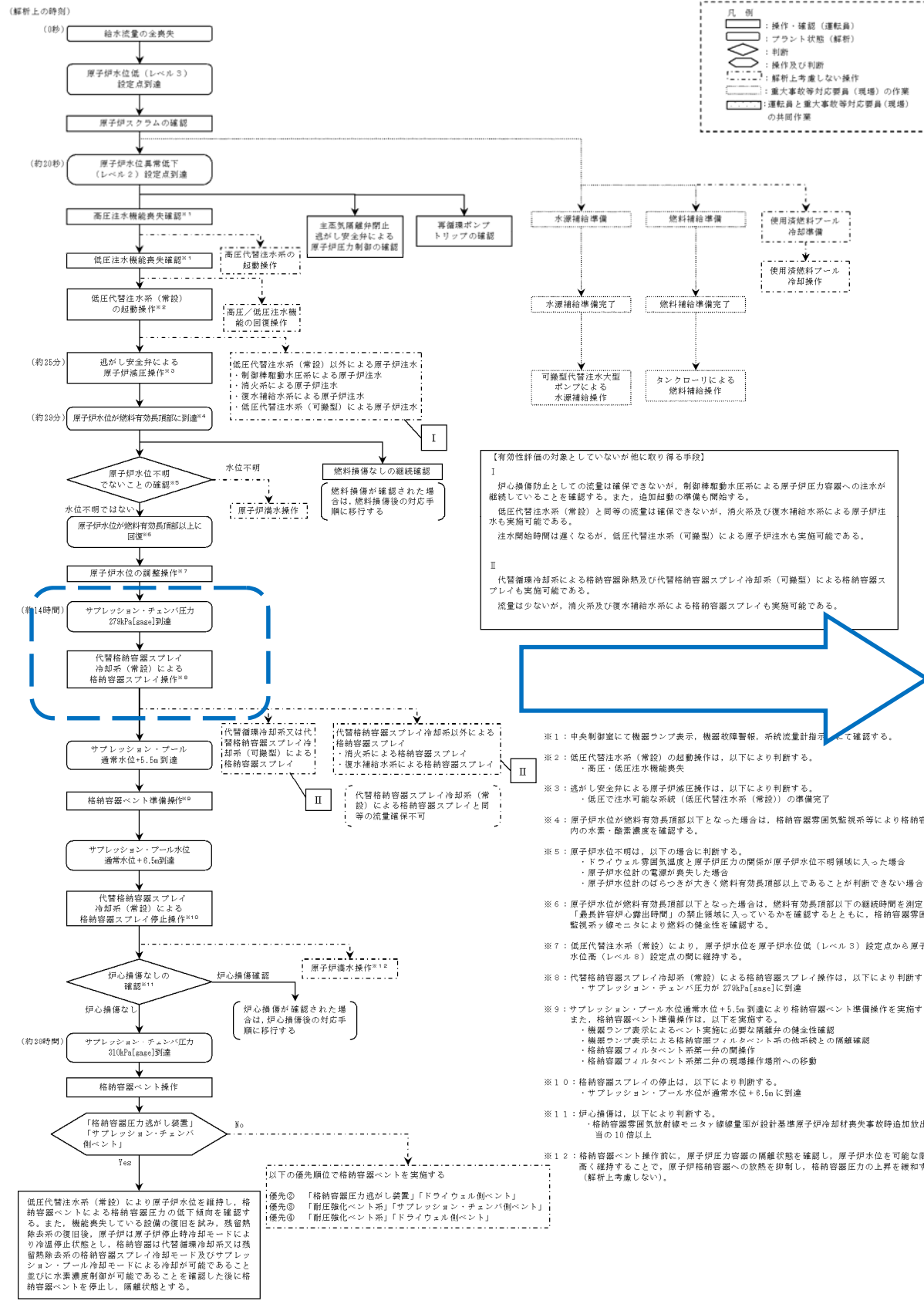
重大事故等対策要領

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書 (微候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

低圧注水機能喪失により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁からの排気によりサブプレッション・チェンバ圧力が上昇する。

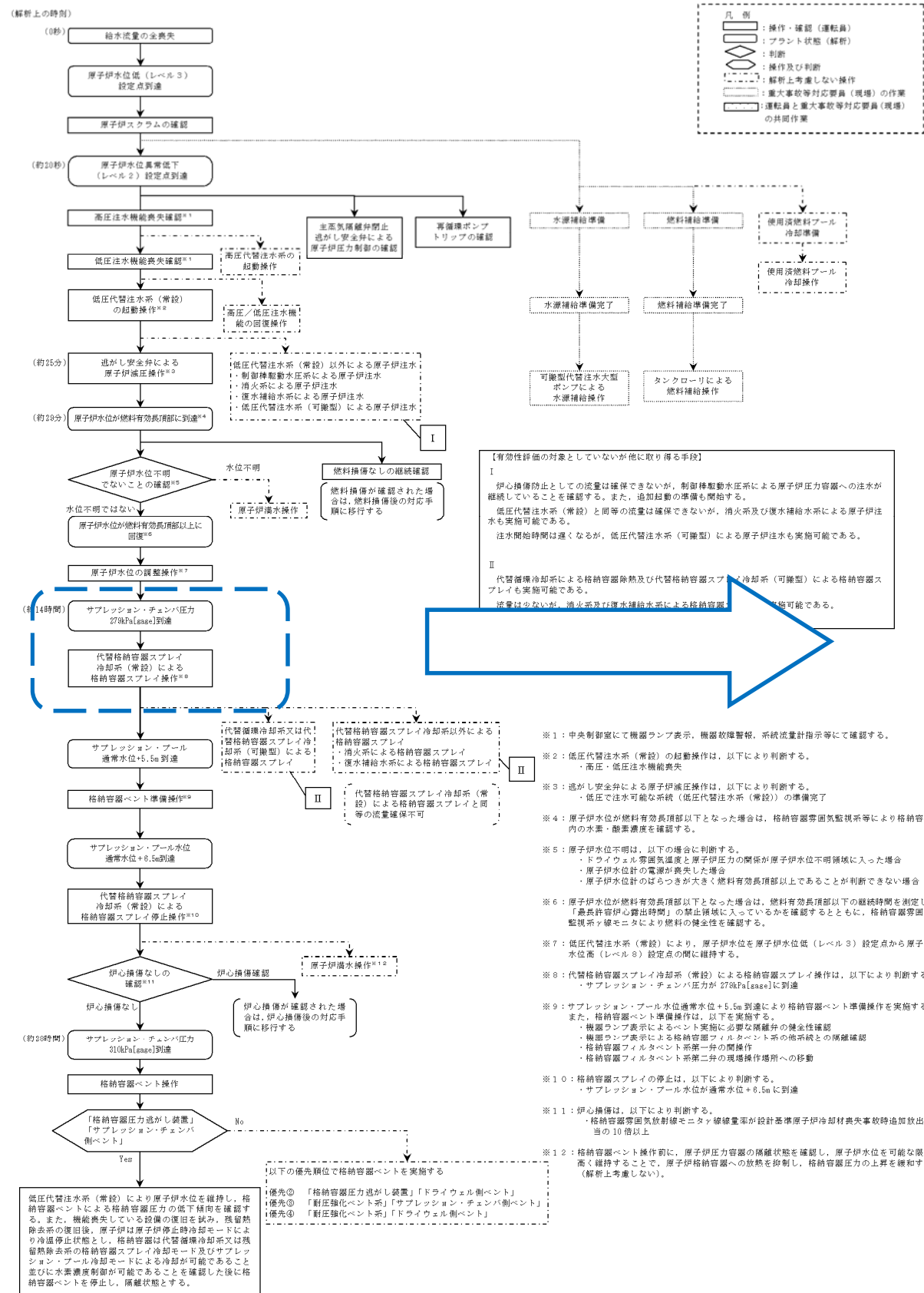
ドライウエル圧力が 13.7kPa [gage] 以上であることを確認し「PCV圧力制御」に移行する。

サブプレッション・チェンバ圧力の監視を行う。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「PCV圧力制御」



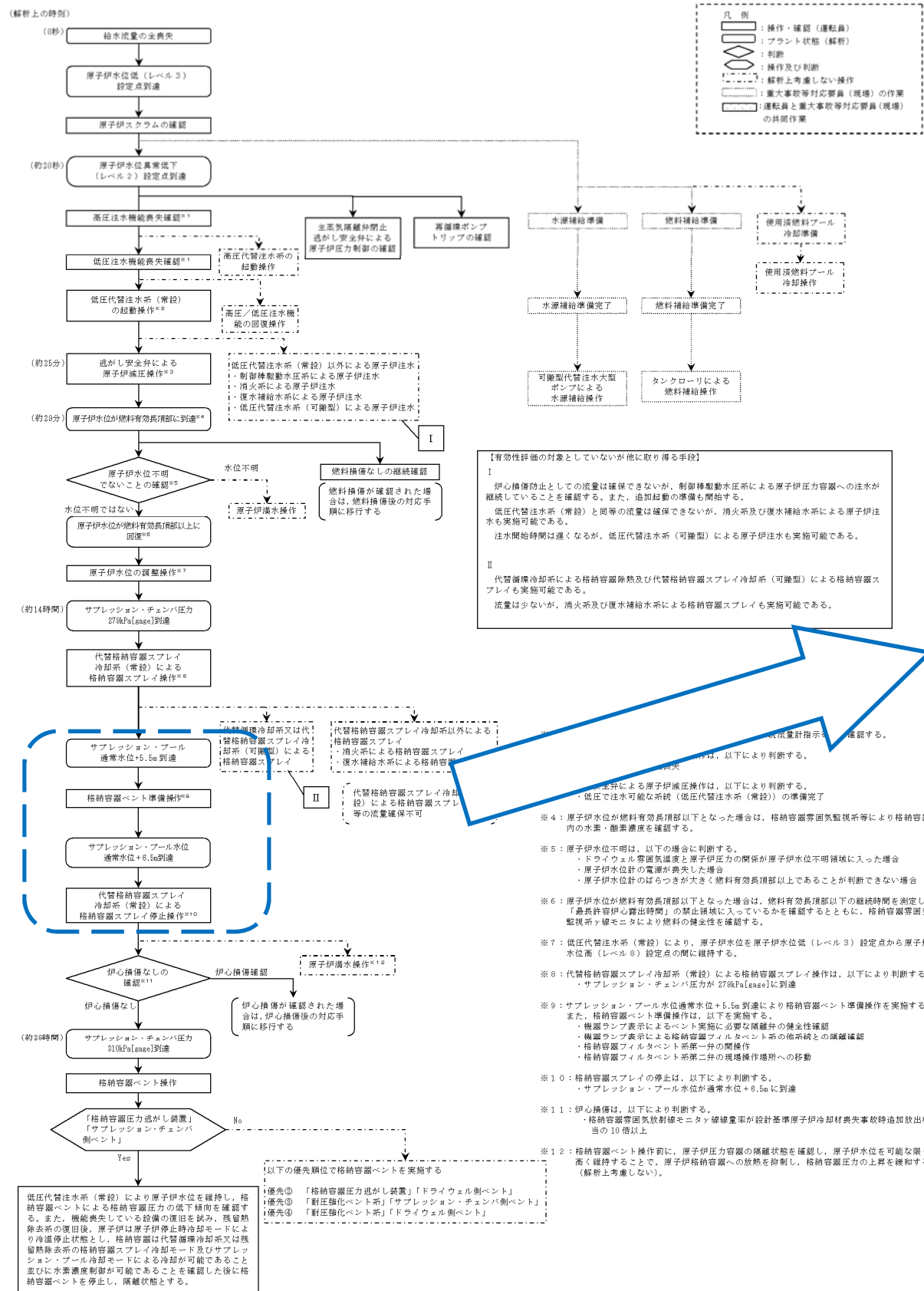
操作補足事項

サブプレッション・チェンバ圧力が 279kPa[gage] 以上となったことを確認し、代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) により、格納容器スプレィを行う。

重大事故等対策要領

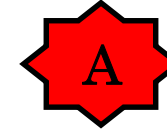
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

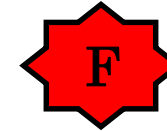


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/P水位制御」



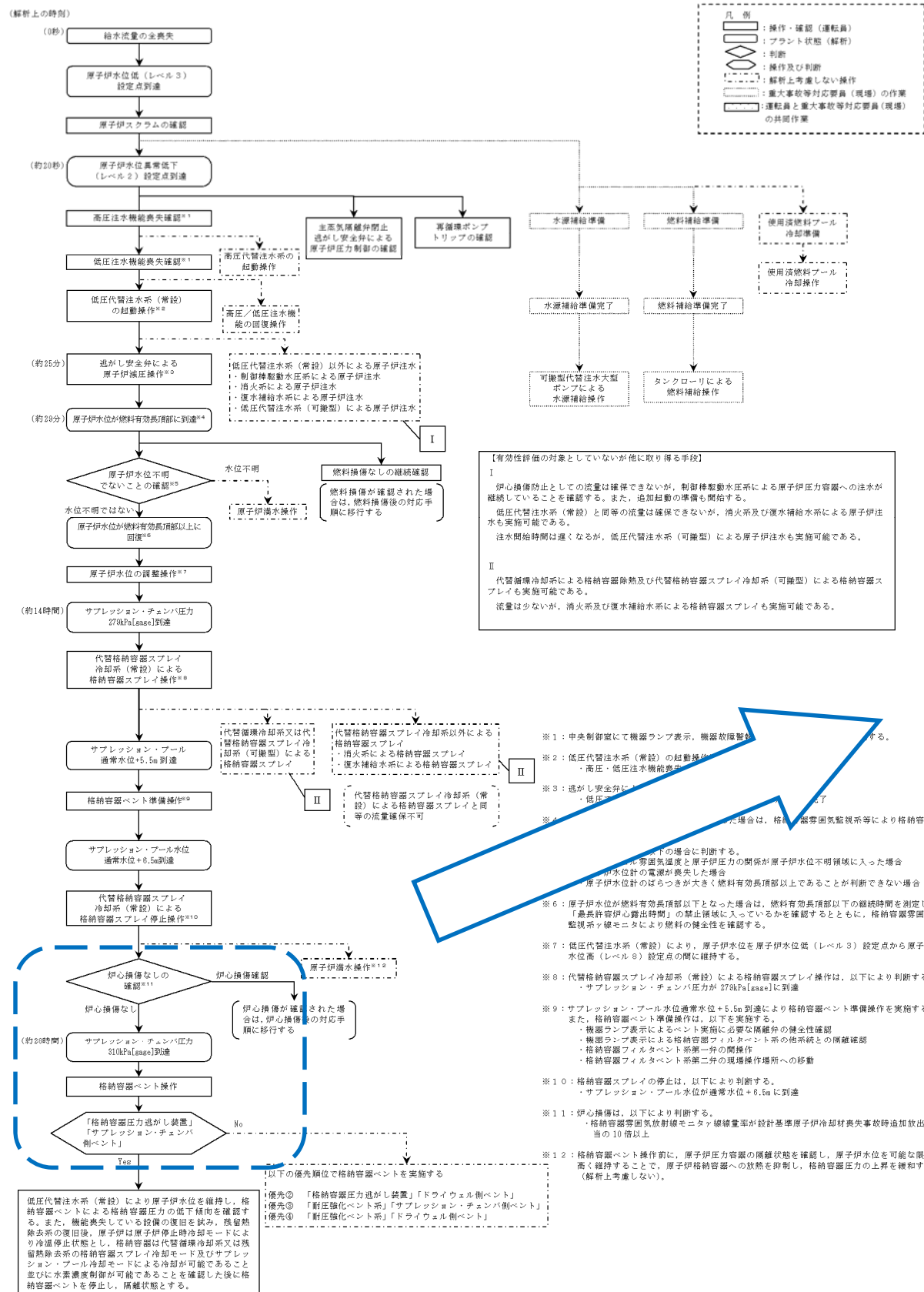
操作補足事項

外部水源を使用した代替格納容器スプレィにより、サプレッション・プール水位が上昇する。
サプレッション・プール水位が+16.7 cm以上であることを確認し、「S/P水位制御」に移行する。
サプレッション・プール水位の監視を行い、+5.5m以上にて格納容器ベント準備操作を実施する。
また、サプレッション・プール水位の上昇が継続することにより+6.5m以上となったことを確認し、代替格納容器スプレィを停止する。

重大事故等対策要領

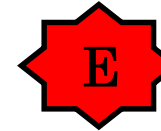
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書II (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

サブプレッション・チェンバ圧力を監視し、 $310\text{kPa}[\text{gauge}]$ に到達したことを確認したら、格納容器ベントを実施する。

重大事故等対策要領

1.2 高圧注水・減圧機能喪失

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（原子炉冷却材喪失事故を除く。）の発生後、高圧注水機能が喪失するとともに、原子炉減圧機能も喪失することで原子炉へ注水する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原子炉圧力制御に伴う蒸気の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、緩和措置が取られない場合には原子炉水位の低下が継続し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。

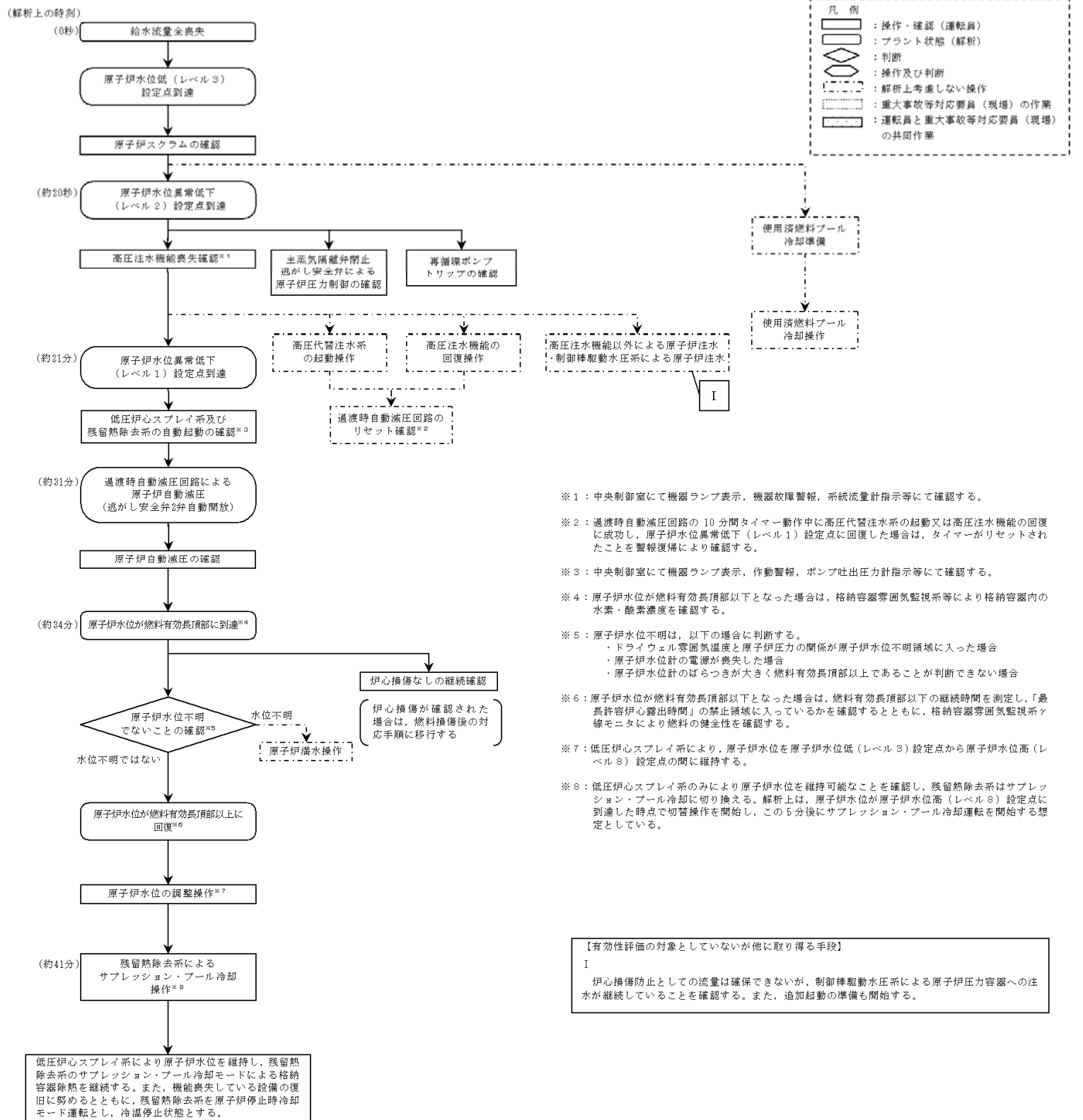
基本的な考え方

代替の原子炉減圧機能により原子炉を減圧し低圧注水機能を用いて原子炉へ注水することによって炉心損傷の防止を図る。また、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行い格納容器破損の防止を図る。

対応手順概要

- 原子炉スクラムの確認
- 高圧注水機能喪失の確認
- 低圧炉心スプレイ系等の自動起動及び原子炉自動減圧の確認
- 低圧炉心スプレイ系等による原子炉注水
- 残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却

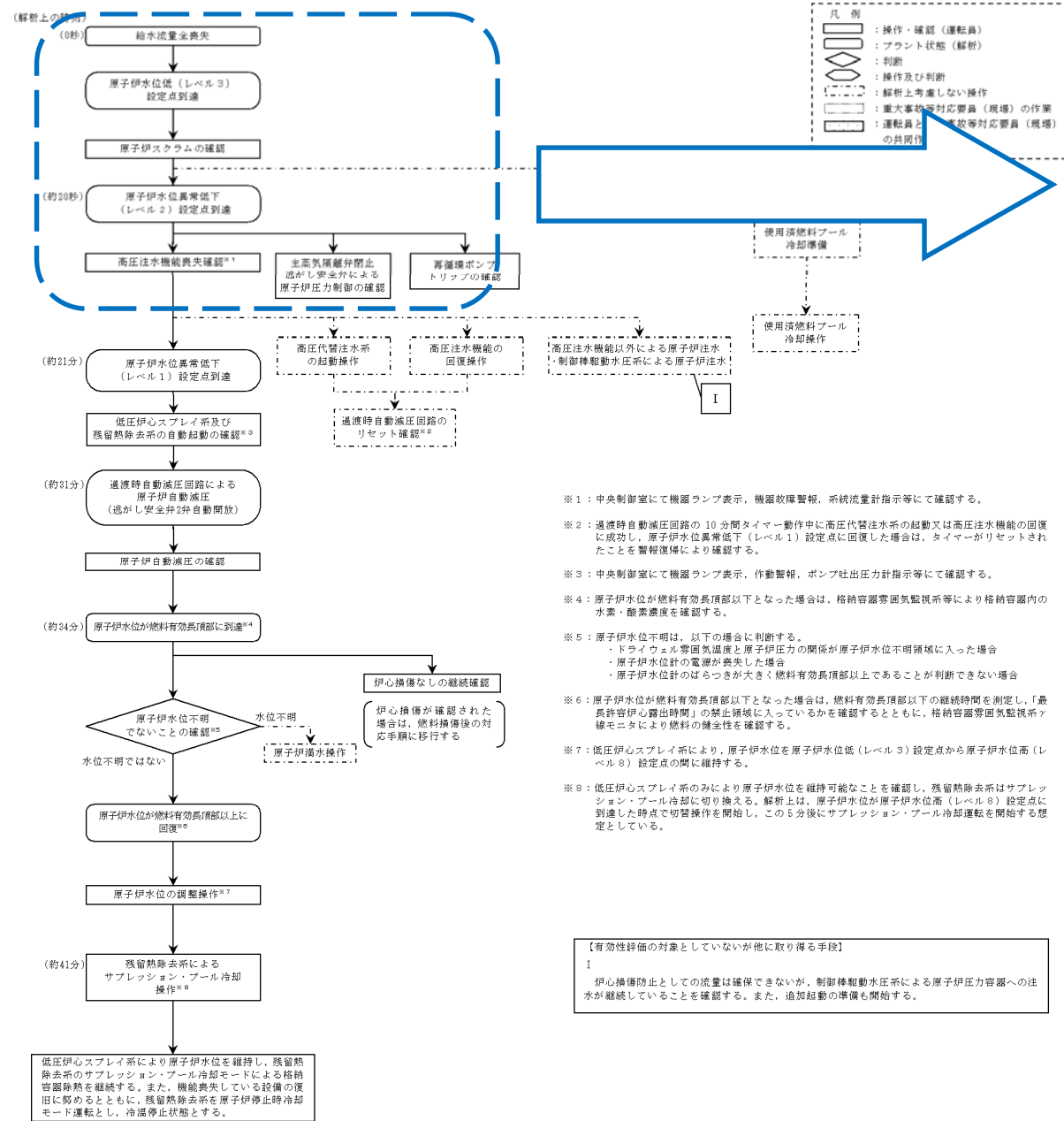
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

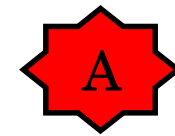


- ※1：中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2：過渡時自動減圧回路の10分間タイマー動作中に高圧代替注水系の起動又は高圧注水機能の回復に成功し、原子炉水位異常低下(レベル1)設定点に回復した場合は、タイマーがリセットされたことを警報復帰により確認する。
- ※3：中央制御室にて機器ランプ表示、作動警報、ポンプ吐出圧力計指示等にて確認する。
- ※4：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※5：原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
・ドワイエル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位計の電源が喪失した場合
・原子炉水位計のはらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※6：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容伊心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器雰囲気監視系モニタにより燃料の健全性を確認する。
- ※7：低速炉心スプレィ系により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点から原子炉水位高(レベル8)設定点の間に維持する。
- ※8：低速炉心スプレィ系のみにより原子炉水位を維持可能なことを確認し、残留熱除去系はサブプレッション・プール冷却に切り換える。解析上は、原子炉水位が原子炉水位高(レベル8)設定点に到達した時点で切替操作を開始し、この5分後にサブプレッション・プール冷却運転を開始する想定としている。

【有効性評価の対象としていないが他に取得手段】
I
伊心降圧防止としての流量は確保できないが、制御稼働動水圧系による原子炉圧力管への注水が継続していることを確認する。また、追従起動の準備も開始する。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「給水流量全喪失」事象発生
原子炉水位低(レベル3)信号により原子炉がスクラムする。そのため、「スクラム」にて対応する。

最初に「原子炉出力」制御にて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。

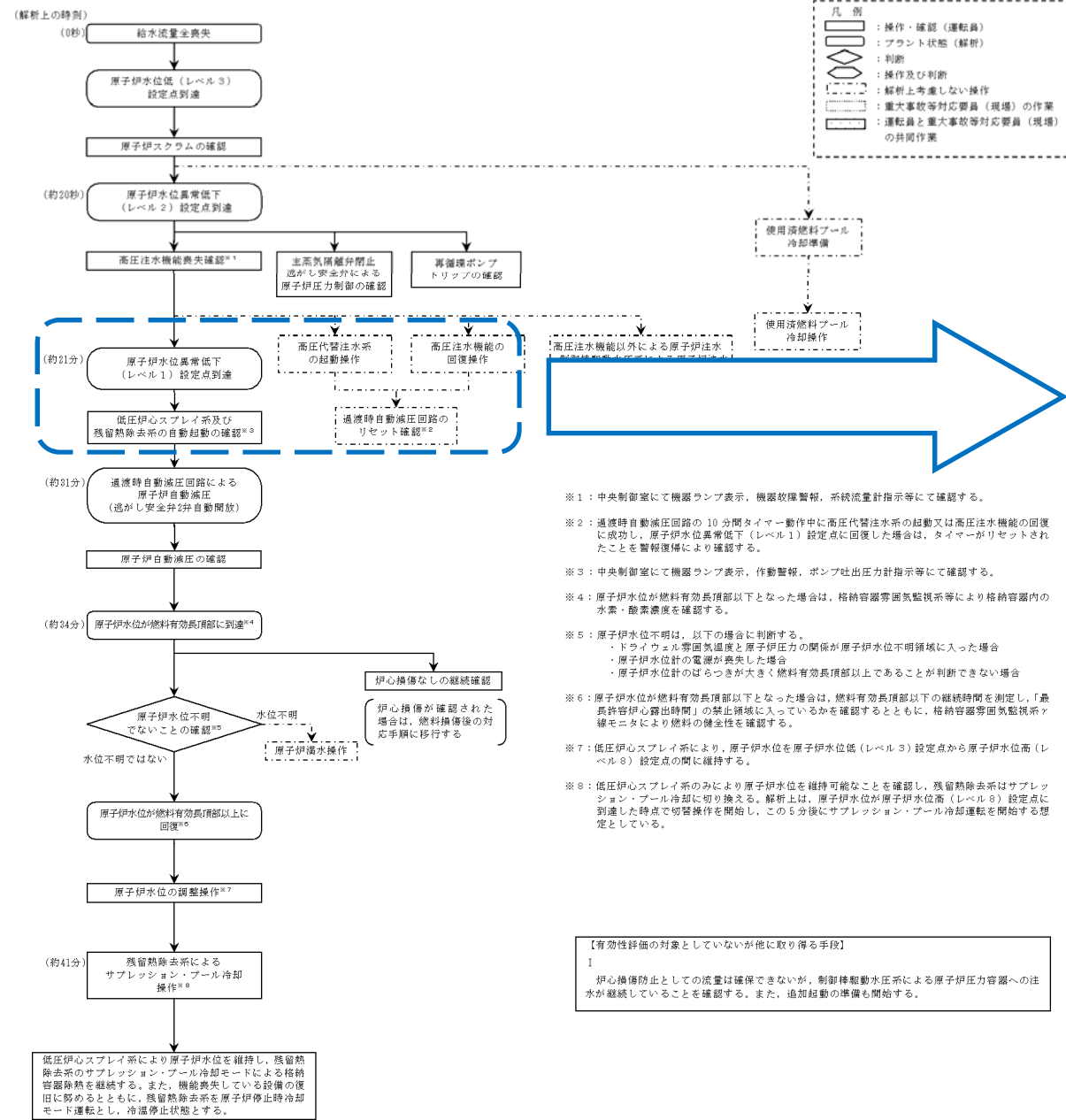
全給水喪失していることから、原子炉水位異常低下(レベル2)で原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレィ系が自動起動するが、高圧注水機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。

原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)～原子炉水位高(レベル8)に維持できないことから「水位確保」へ移行する。

重大事故等対策要領

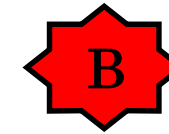
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

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。

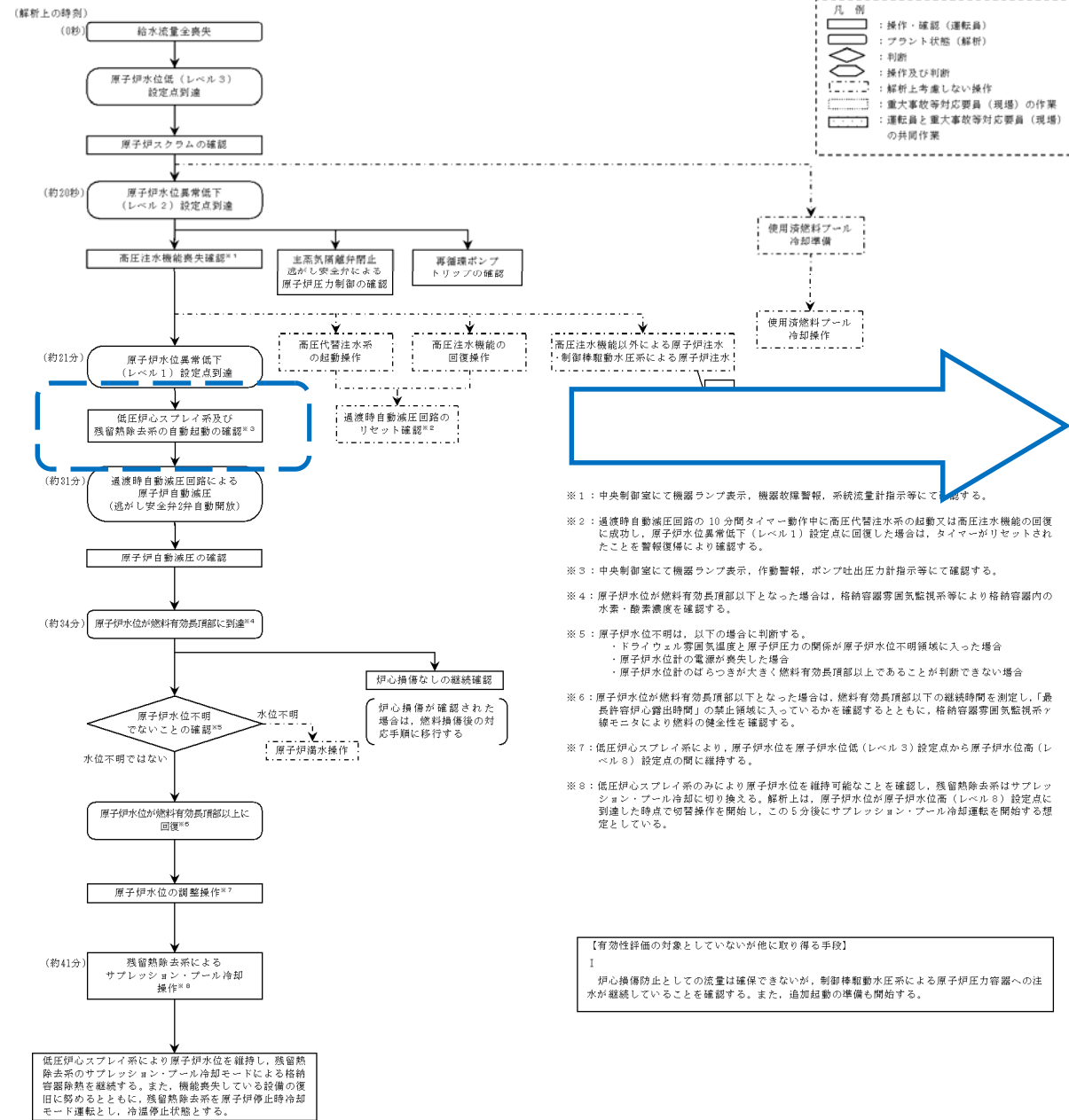
高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。

高圧注水機能喪失により原子炉水位が原子炉水位異常低下(レベル1)以上維持可能でないことを確認し、「水位回復」へ移行する。

重大事故等対策要領

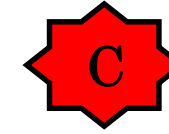
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



- ※1: 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2: 過渡時自動減圧回路の10分間タイマー動作中に高圧代替注水系の起動又は高圧注水機能の回復に成功し、原子炉水位異常低下(レベル1)設定点に回復した場合は、タイマーがリセットされたことを警報復帰により確認する。
- ※3: 中央制御室にて機器ランプ表示、作動警報、ポンプ吐出圧力計指示等にて確認する。
- ※4: 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器周囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※5: 原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
 ・ドライウェル周囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 ・原子炉水位計の電流が喪失した場合
 ・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※6: 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容伊心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器周囲気監視系や棒モニタにより燃料の健全性を確認する。
- ※7: 低圧伊心スプレイ系により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点から原子炉水位高(レベル8)設定点の間に維持する。
- ※8: 低圧伊心スプレイ系のみにより原子炉水位を維持可能なことを確認し、残留熱除去系はサブプレッション・プール冷却に切り換える。解析上は、原子炉水位が原子炉水位高(レベル8)設定点に到達した時点で切替操作を開始し、この5分後にサブプレッション・プール冷却運転を開始する想定としている。

操作補足事項

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

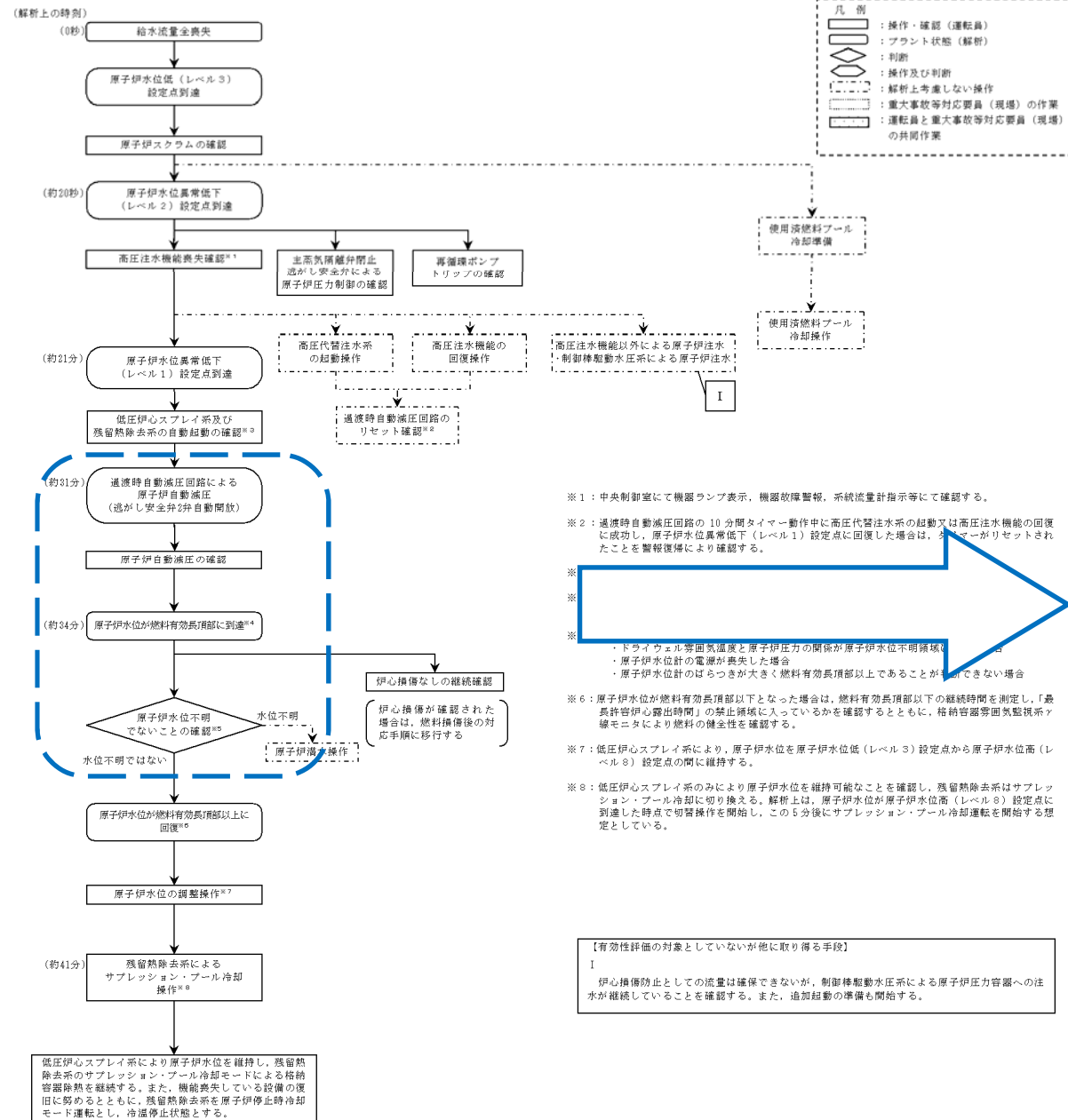
原子炉水位低下が継続し、原子炉水位異常低下(レベル1)で低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系は自動起動するが、減圧機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。

低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上起動していることを確認し、「急速減圧」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

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、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
 - ※2：過渡時自動減圧回路の10分間タイマー動作中に高圧代替注水系の起動又は高圧注水機能の回復に成功し、原子炉水位異常低下(レベル1)設定点に回復した場合は、タイマーがリセットされたことを警報復帰により確認する。
 - ※3：過渡時自動減圧回路の動作中に高圧代替注水系の起動又は高圧注水機能の回復に成功し、原子炉水位異常低下(レベル1)設定点に回復した場合は、タイマーがリセットされたことを警報復帰により確認する。
 - ※4：ドライウエル等面気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域、原子炉水位計の電源が喪失した場合、原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが確認できない場合
 - ※5：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容伊心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器等面監視系やモニタにより燃料の健全性を確認する。
 - ※6：低圧炉心スプレイ系により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点から原子炉水位高(レベル8)設定点の間に維持する。
 - ※7：低圧炉心スプレイ系のみにより原子炉水位を維持可能なことを確認し、残留熱除去系はサプレッション・プール冷却に切り換える。解析上は、原子炉水位が原子炉水位高(レベル8)設定点に到達した時点で切替操作を開始し、この5分後にサプレッション・プール冷却運転を開始する想定としている。
- 【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】
- I 伊心挿棒防止としての流量は確保できないが、制御種駆動水圧系による原子炉圧力管頭への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

原子炉水位異常低下(レベル1)以下の状態が10分継続し、かつ低圧注水系又は低圧炉心スプレイ系が起動している場合、過渡時自動減圧回路が作動し、逃がし安全弁2弁による原子炉減圧が開始される。

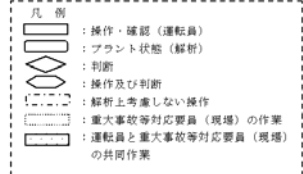
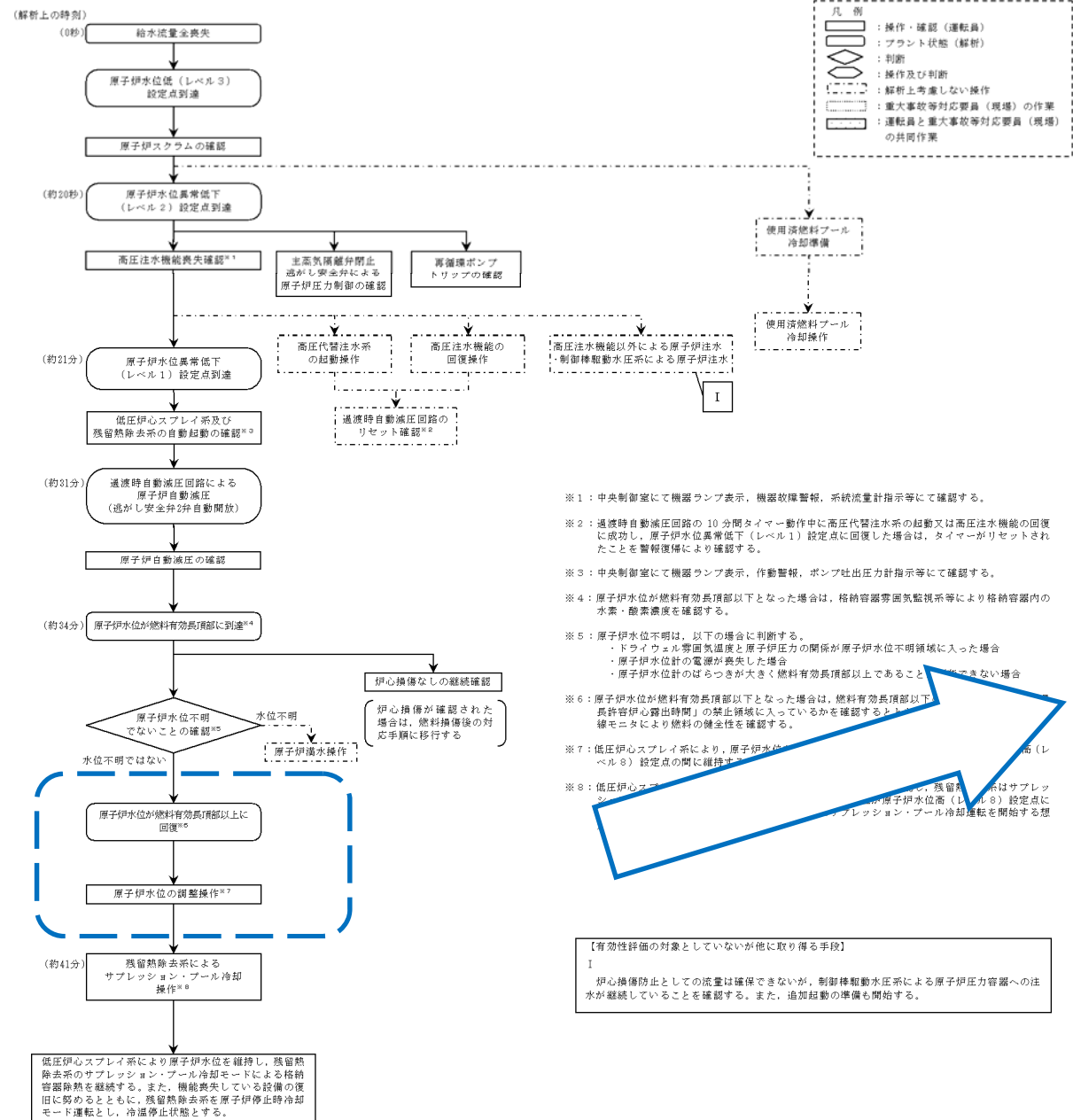
原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウエル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位計正常を確認し、「水位回復」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

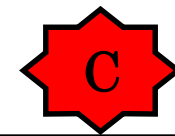


- ※1：中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2：過渡時自動減圧回路の10分間タイマー動作中に高圧代替注水系の起動又は高圧注水機能の回復に成功し、原子炉水位異常低下（レベル1）設定点に回復した場合は、タイマーがリセットされたことを警報復帰により確認する。
- ※3：中央制御室にて機器ランプ表示、作動警報、ポンプ吐出圧力計指示等にて確認する。
- ※4：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※5：原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
・トワイフェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位計の電流が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であること
・原子炉水位計の電流が喪失した場合
- ※6：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下長許容伊心露出時間の禁止領域に入っているかを確認する。また、燃料棒露出後の対応手順に移行する。
- ※7：低圧伊心スプレイ系により、原子炉水位が燃料有効長頂部（レベル8）設定点の間に維持される。
- ※8：低圧伊心スプレイ系により、原子炉水位が燃料有効長頂部（レベル8）設定点に維持される。また、残留熱除去系はサブプレッション・プール冷却モードを開始する。

【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】
I
伊心挿入防止としての流量は確保できないが、制御棒駆動水圧系による原子炉圧力管理への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

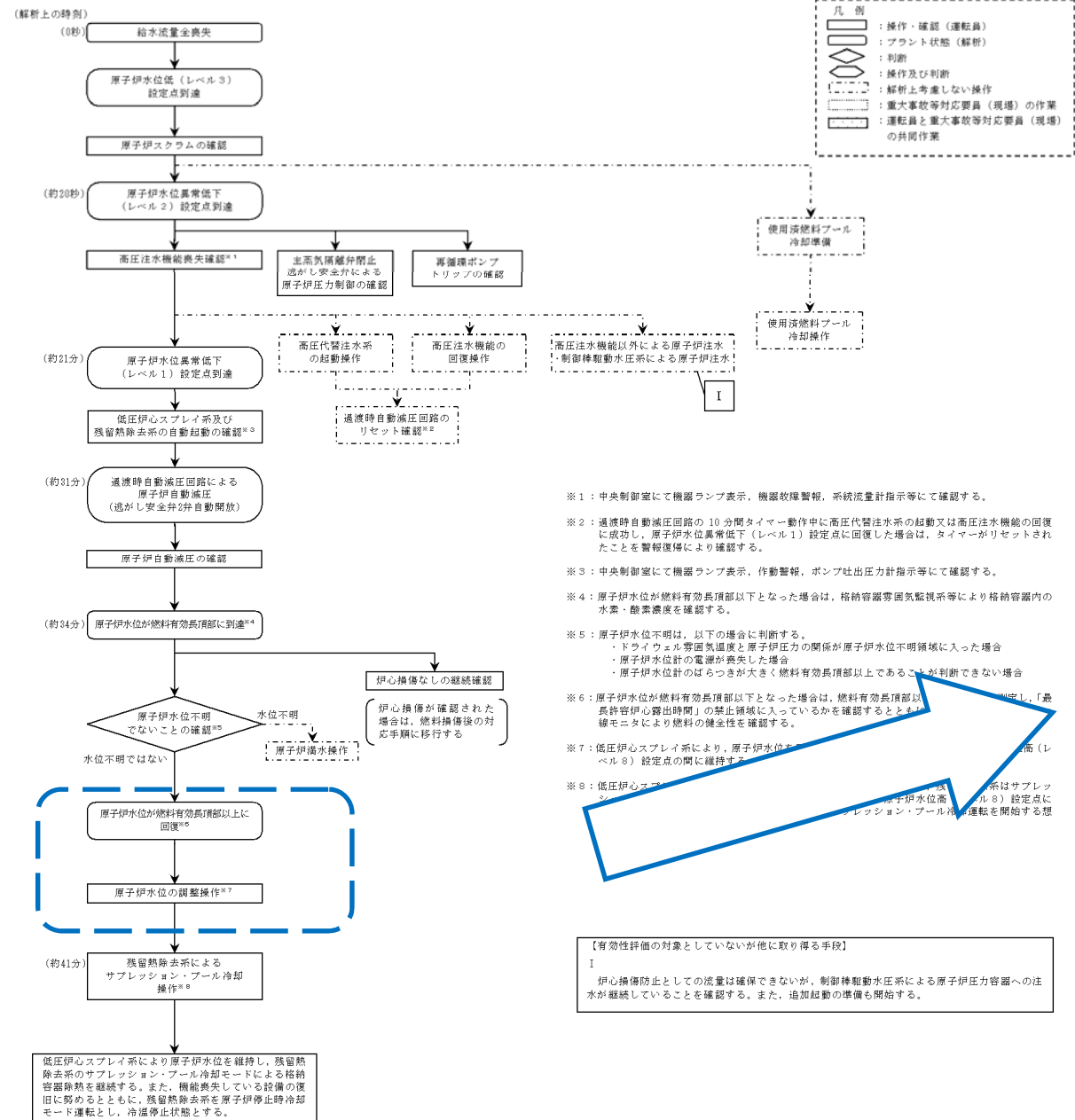
原子炉減圧により、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系による注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

原子炉水位が燃料有効長頂部未満でないことを確認し、「水位確保」に移行する。

重大事故等対策要領

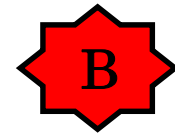
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

低圧注水系及び低圧炉心スプレィ系により、原子炉水位が原子炉水位低 (レベル3) ~ 原子炉水位高 (レベル8) に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

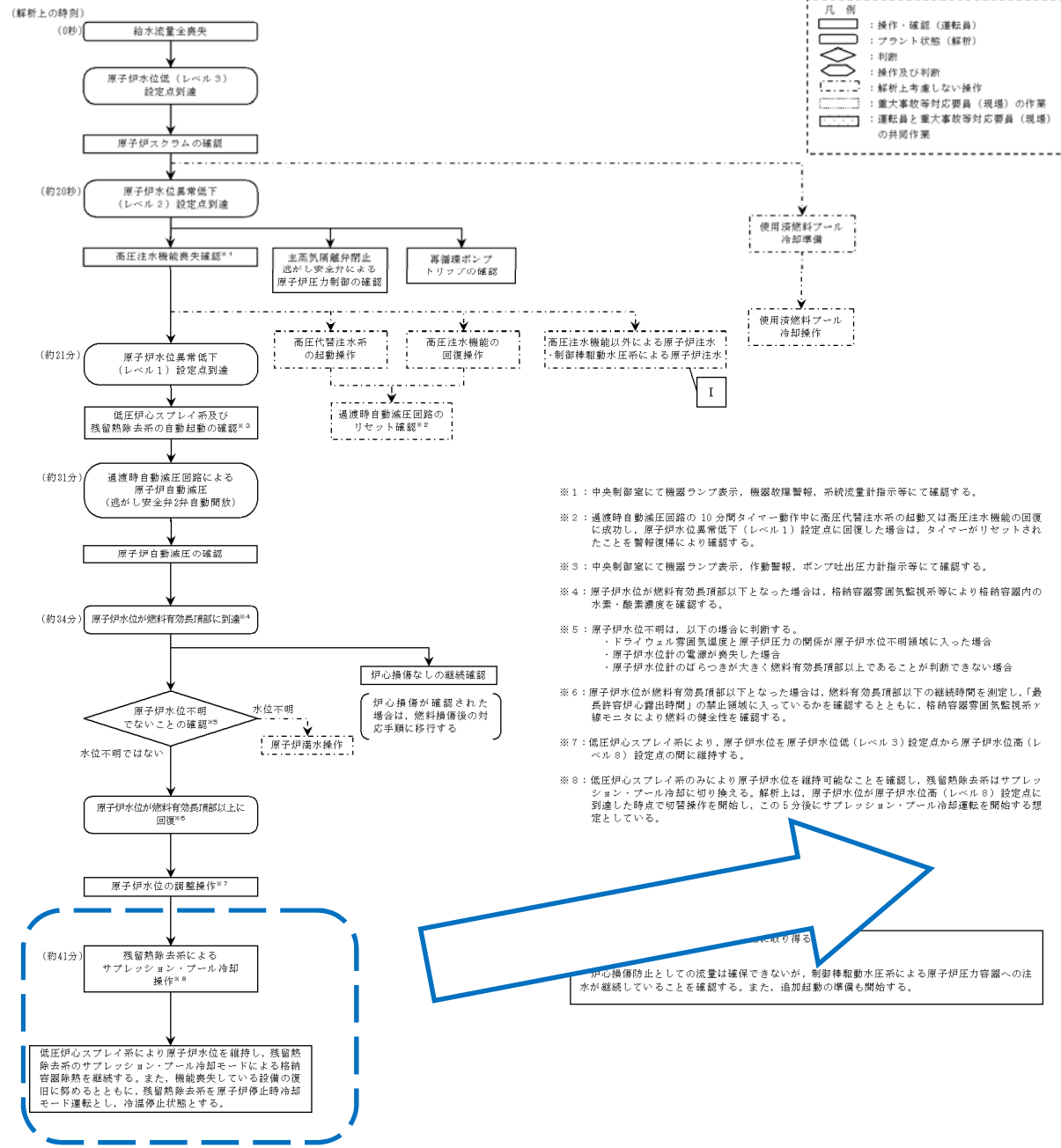
重大事故等対策要領

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

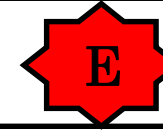


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」 格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

逃がし安全弁の排気により、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・プール水温度が32℃以上であることを確認し、「S/P温度制御」に移行する。

「S/P温度制御」にてサブプレッション・プール冷却操作を行う。

重大事故等対策要領

1.3 全交流動力電源喪失

1.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）

特徴

全交流動力電源喪失後、蒸気駆動の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の枯渇等により機能喪失することで、原子炉へ注水する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原子炉圧力制御に伴う蒸気の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、緩和措置が取られない場合には、炉心が露出することで炉心損傷に至る。

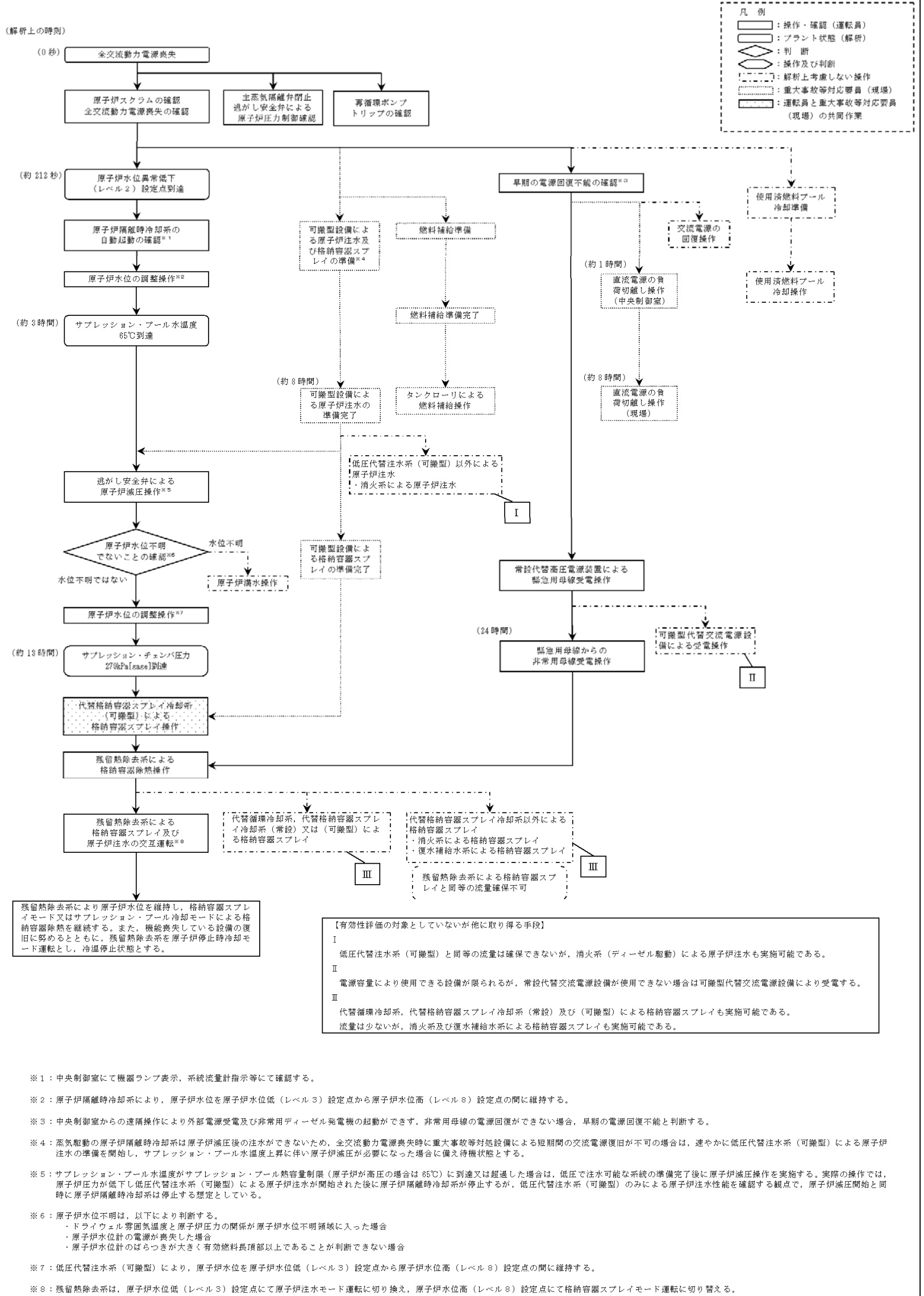
基本的な考え方

一定期間の蓄電池からの給電を確保し蒸気駆動の原子炉注水設備を用いた原子炉注水によって原子炉水位を維持し、その後原子炉を減圧し可搬型の注水設備を用いて原子炉へ注水することによって炉心損傷の防止を図る。また、可搬型の格納容器スプレイ設備を用いて格納容器冷却を実施するとともに、代替交流電源設備により交流電源を復旧し、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行い格納容器破損の防止を図る。

対応手順概要

- 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認
- 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の確認及び対応準備
- 直流電源負荷切離し
- 逃がし安全弁による原子炉減圧操作
- 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
- 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却
- 残留熱除去系による格納容器除熱及び原子炉注水

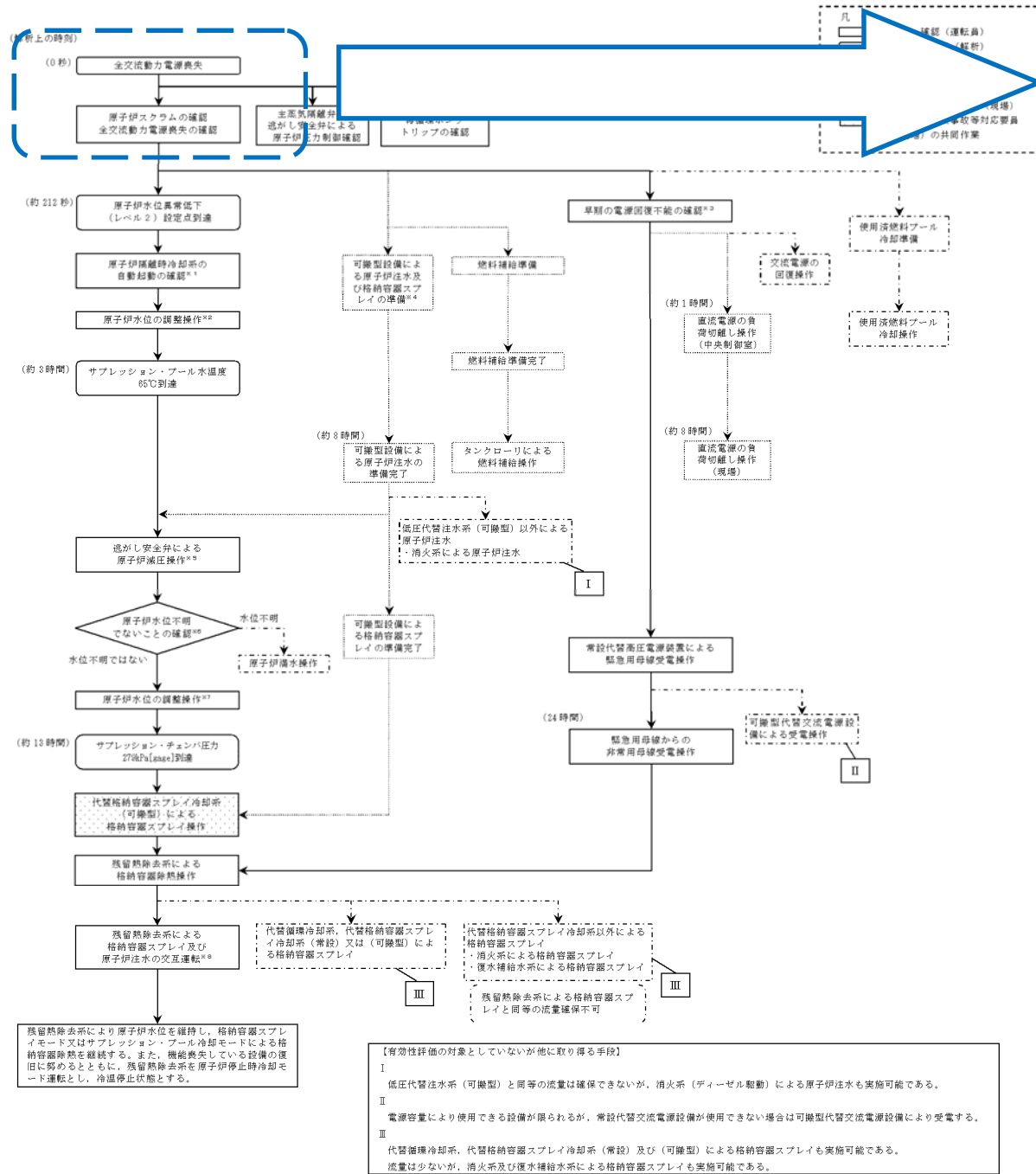
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

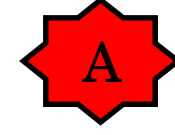
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「全交流動力電源喪失」発生

最初に「原子炉出力」制御にて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。

原子炉水位は継続して低下し、原子炉水位レベル2で原子炉隔離時冷却系が起動するが、高圧炉心スプレイ系は全交流動力電源喪失のため起動しない。

原子炉水位をレベル3～レベル8に維持できないことから「水位確保」制御へ移行する。

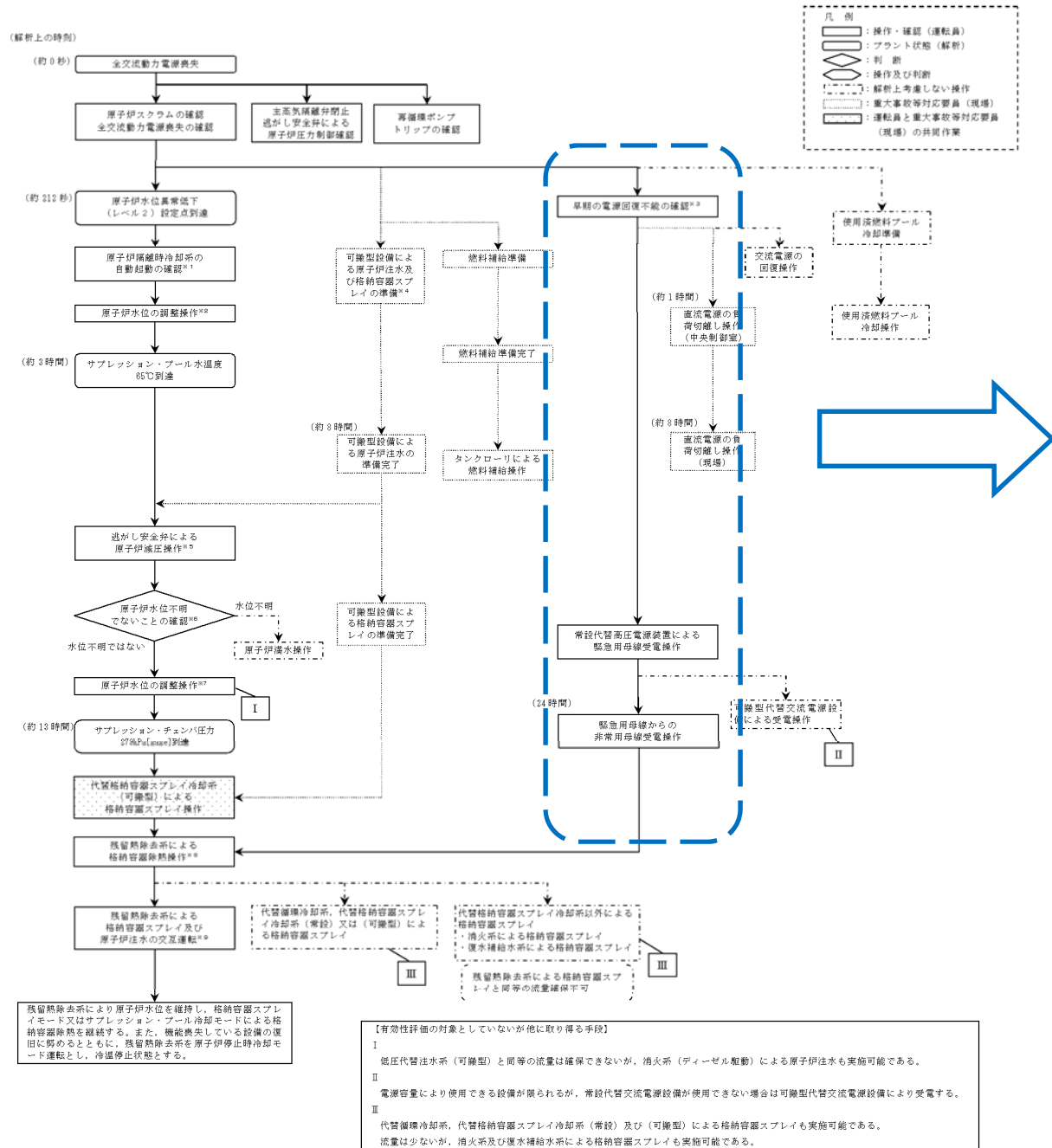
「タービン・電源」制御にて所内電源喪失を確認する事により、AOP「電源喪失」へ移行し対応する。

重大事故等対策要領

- ※1：中央制御室にて機器ランプ表示、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2：原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持する。
- ※3：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の起動ができず、非常用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。
- ※4：蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系は原子炉減圧後の注水ができないため、全交流動力電源喪失時に重大事故等対応施設による短期間の交流電源復旧が不可の場合は、速やかに低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備を開始し、サブプレッション・プール水温上昇に伴い原子炉減圧が必要になった場合に備え待機状態とする。
- ※5：サブプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール熱容量制御（原子炉が高圧の場合は65℃）に到達又は超過した場合は、低圧で注水可能な系統の準備完了後に原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧代替注水系（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、低圧代替注水系（可搬型）のみによる原子炉注水性能を確認する観点で、原子炉減圧開始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：原子炉水位不明は、以下により判断する。
 - ・ドライウェル蒸気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位計のばらつきが大きく有効燃料長頂部以上であることが判断できない場合
- ※7：低圧代替注水系（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持する。
- ※8：蒸気駆動冷却系は、原子炉水位低（レベル3）設定点にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高（レベル8）設定点にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

詳細手順説明

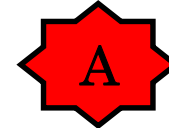
解析上の対応手順の概要フロー



- ※1: 中央制御室にて機器ランプ表示、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2: 原子炉隔離時待却系により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点から原子炉水位高(レベル8)設定点の間に維持する。
- ※3: 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の起動ができます。非常用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。
- ※4: 高気圧駆動の原子炉隔離時待却系は原子炉減圧後の注水ができないため、全交流動力電源喪失時に重大事故等対応設備による短期間の交流電源回復が不可の場合は、速やかに低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の準備を開始し、サブプレッション・プール水温度上昇に伴い原子炉減圧が必要になった場合に備え待機状態とする。
- ※5: サプレッション・プール水温度がサプレッション・プール熱容量制限(原子炉が高圧の場合は65℃)に到達又は超過した場合は、低圧で注水可能な系統の準備完了後に原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧代替注水系(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待却系が停止するが、低圧代替注水系(可搬型)のみによる原子炉注水性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時待却系は停止する想定としている。
- ※6: 原子炉水位不明は、以下により判断する。
 - ・ドワイエルの雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位計のばらつきが大きく有効燃料長頂部以上であることが判断できない場合
- ※7: 低圧代替注水系(可搬型)により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点から原子炉水位高(レベル8)設定点の間に維持する。
- ※8: 実際には残留熱除去系の起動準備が完了した時点で、サブプレッション・プール水温度が32℃を超過している場合はサブプレッション・プール冷却モード運転、サブプレッション・チェンバ圧力が246kPa[range]を超過している場合は格納容器スプレイモード運転を実施するが、詳細上はサブプレッション・チェンバ圧力が代替格納容器スプレイの実施基準である276kPa[range]に到達した時点で格納容器スプレイモード運転を開始する想定としている。
- ※9: 残留熱除去系は、原子炉水位低(レベル3)設定点にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高(レベル8)設定点にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書(事象ベース)「AOP」 「電源喪失」



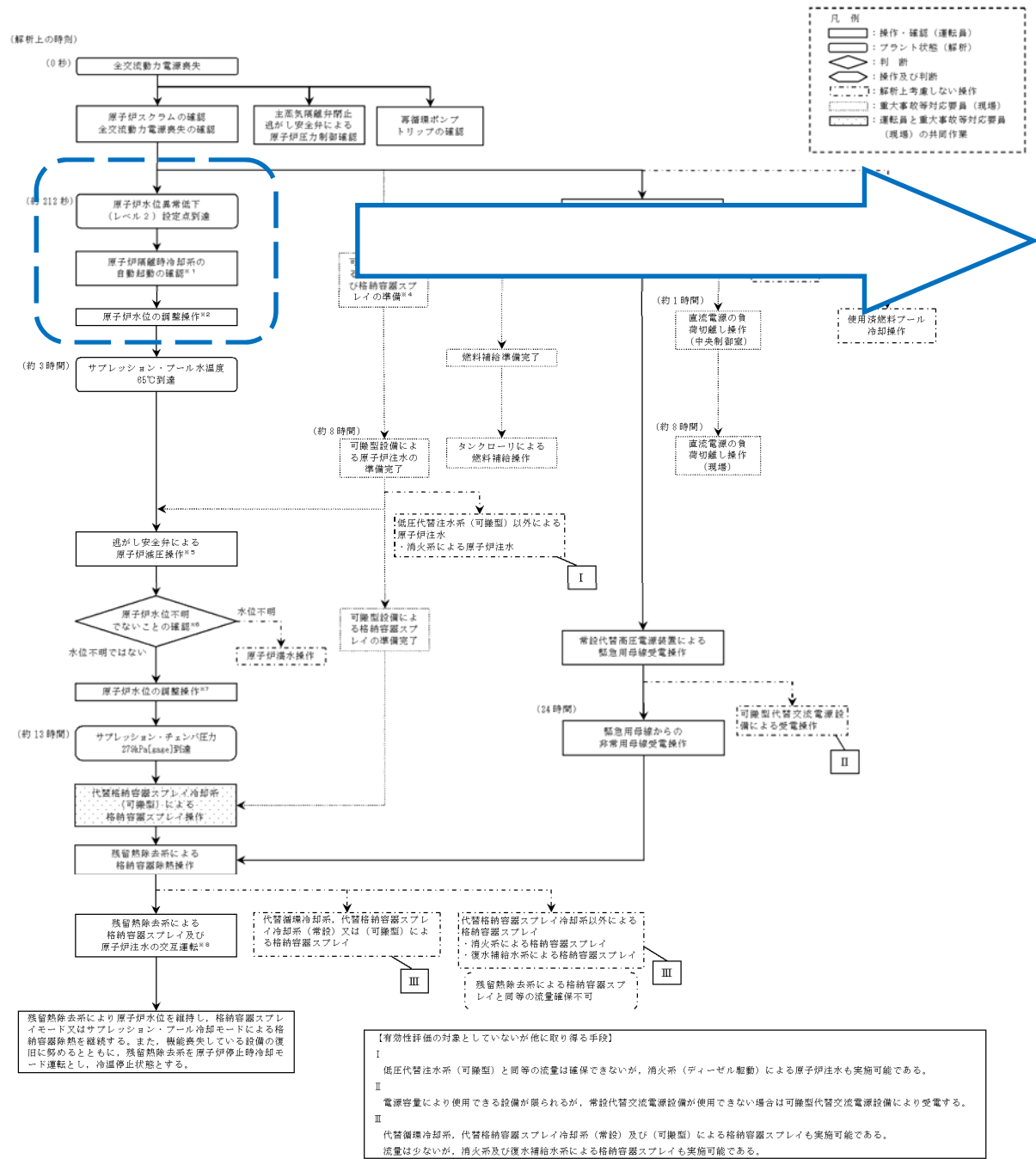
操作補足事項

全交流動力電源が喪失していることから、常設代替高圧電源装置を起動し、緊急用母線を受電する。その後、非常用交流電源の復旧を適宜行う。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

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、系統流量計指示等にて確認する。

※2：原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持する。

※3：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の起動ができます。非常用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。

※4：高気駆動の原子炉隔離時冷却系は原子炉注水後の注水ができないため、全交流動力電源喪失時に重大事故等対応設備による短期間の交流電源復旧が不可の場合は、速やかに低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の準備を開始し、サブプレッション・プール水温度上昇に伴い原子炉減圧が必要になった場合に備え待機状態とする。

※5：サブプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール熱容量制限（原子炉が高圧の場合は65℃）に到達又は超過した場合は、低圧で注水可能な系統の準備完了後に原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧代替注水系（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、低圧代替注水系（可搬型）のみによる原子炉注水性能を確認する観点で、原子炉減圧開始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：原子炉水位不明は、以下により判断する。

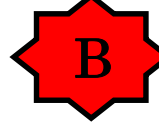
- ・ドライウェル帯囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
- ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
- ・原子炉水位計のほろつきが大きく有効燃料長頂部以上であることが判断できない場合

※7：低圧代替注水系（可搬型）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持する。

※8：残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）設定点にて原子炉注水モード運転に切り替え、原子炉水位高（レベル8）設定点にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」

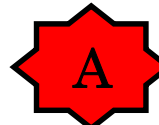


操作補足事項

原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

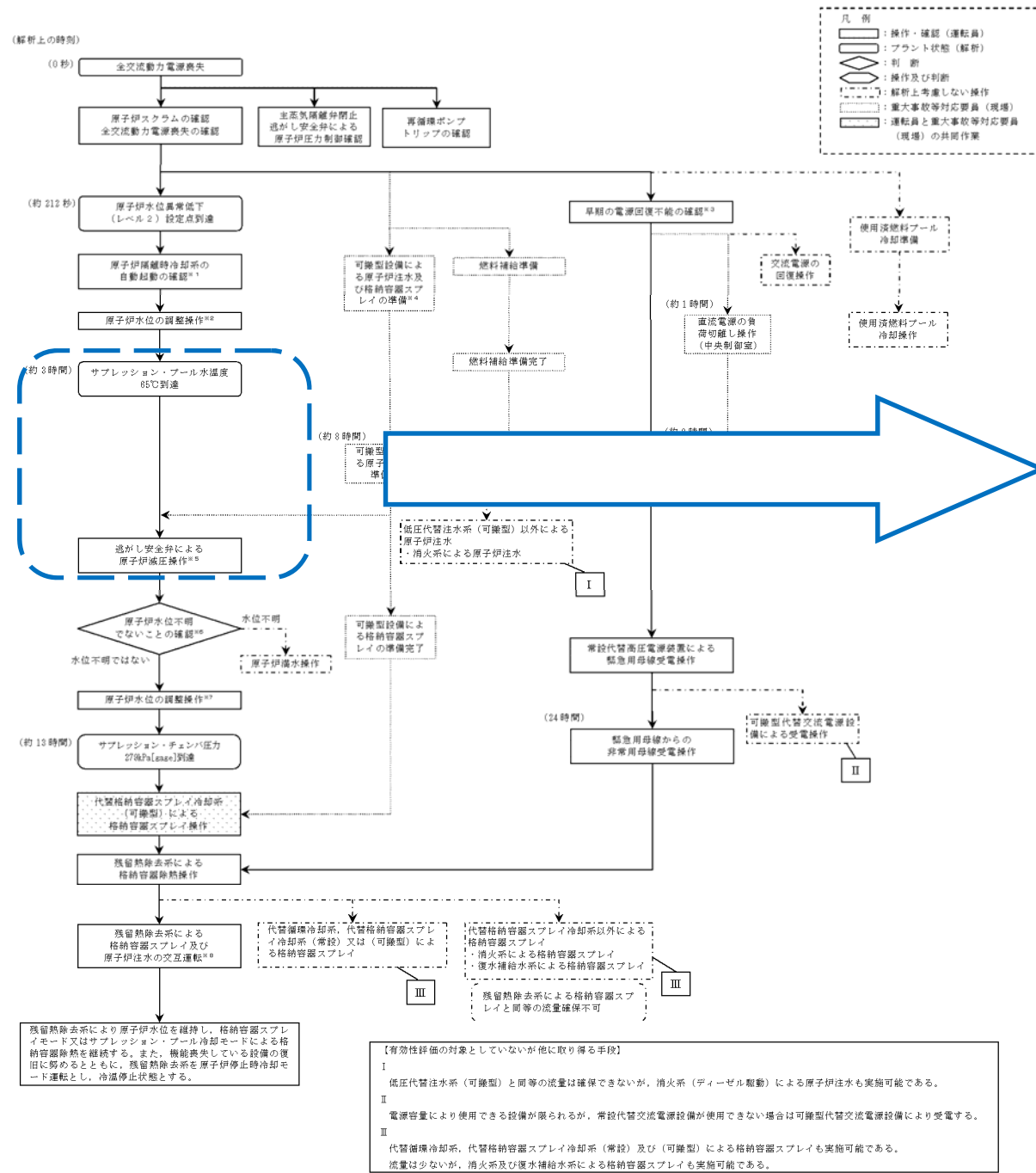
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

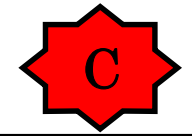


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」 格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

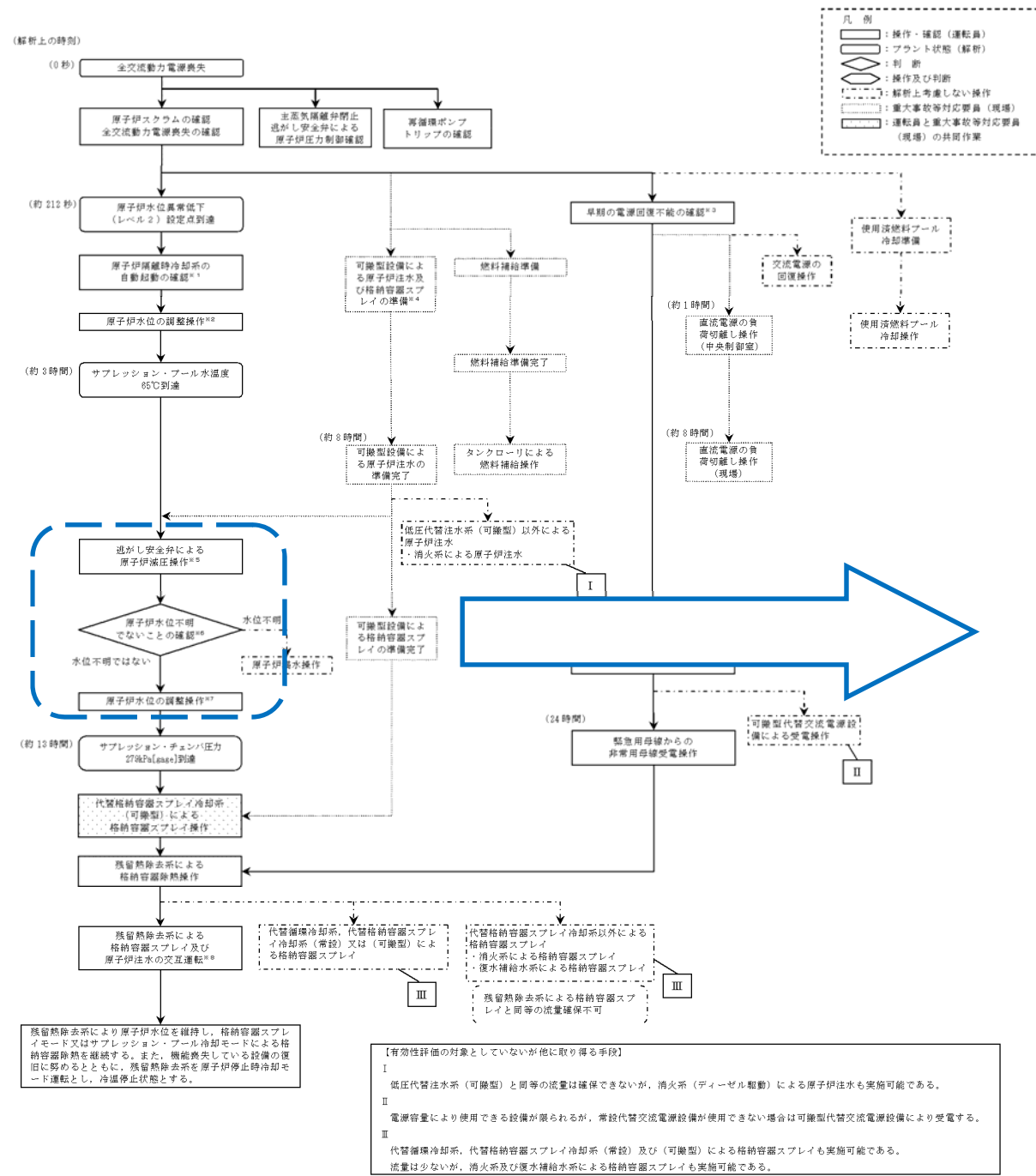
全交流動力電源喪失により、残留熱除去系によるサブプレッション・プール水の冷却ができないため、サブプレッション・プール水の温度を継続監視する。

サブプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール水熱容量制限値以上になった場合には、「急速減圧」制御に移行する。

重大事故等対策要領

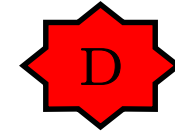
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

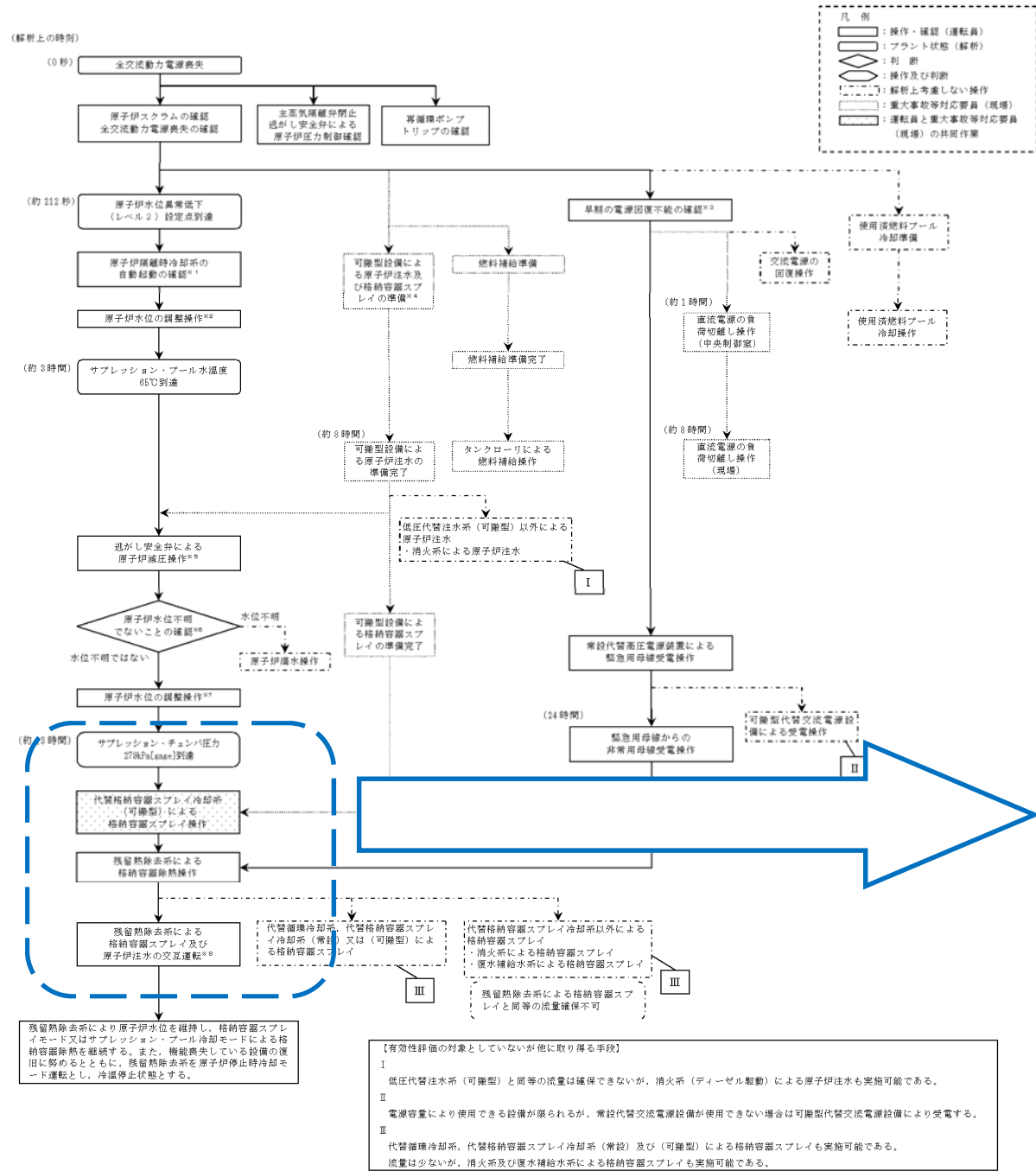
低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了したことを確認し、逃がし安全弁7弁を手動開放し原子炉を減圧する。

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。

重大事故等対策要領

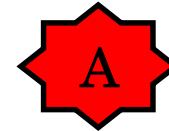
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

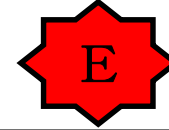


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」
格納容器制御「S/P温度制御」



非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」
格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

格納容器冷却機能がないため、原子炉格納容器の圧力が上昇する。

ドライウェル圧力が 13.7kPa [gage] 以上であることを確認し「PCV圧力制御」に移行する。

サプレッション・チェンバ圧力の監視を行う。サプレッション・チェンバ圧力 279kPa [gage] 以上となったことを確認し、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器スプレイを行う。

非常用母線復旧以降、原子炉水位がレベル3まで低下したら、残留熱除去系による原子炉注水を再開し、原子炉水位がレベル8まで上昇したら、格納容器スプレイを再開することを繰り返す。

重大事故等対策要領

1.3 全交流動力電源喪失

1.3.2 全交流動力電源喪失 (TBD, TBP, TBU)

特徴

原子炉の出力運転中に全交流動力電源喪失に加えて、直流電源喪失、逃がし安全弁再閉鎖失敗又は原子炉隔離時冷却系の故障が重畳することを想定する。このため、電動の原子炉注水機能が喪失するとともに、原子炉隔離時冷却系も機能喪失することですべての原子炉注水機能が喪失し、逃がし安全弁による原子炉圧力制御に伴う蒸気の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、緩和措置が取られない場合には、炉心が露出することで炉心損傷に至る。

基本的な考え方

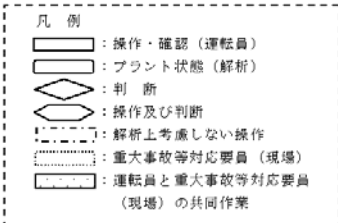
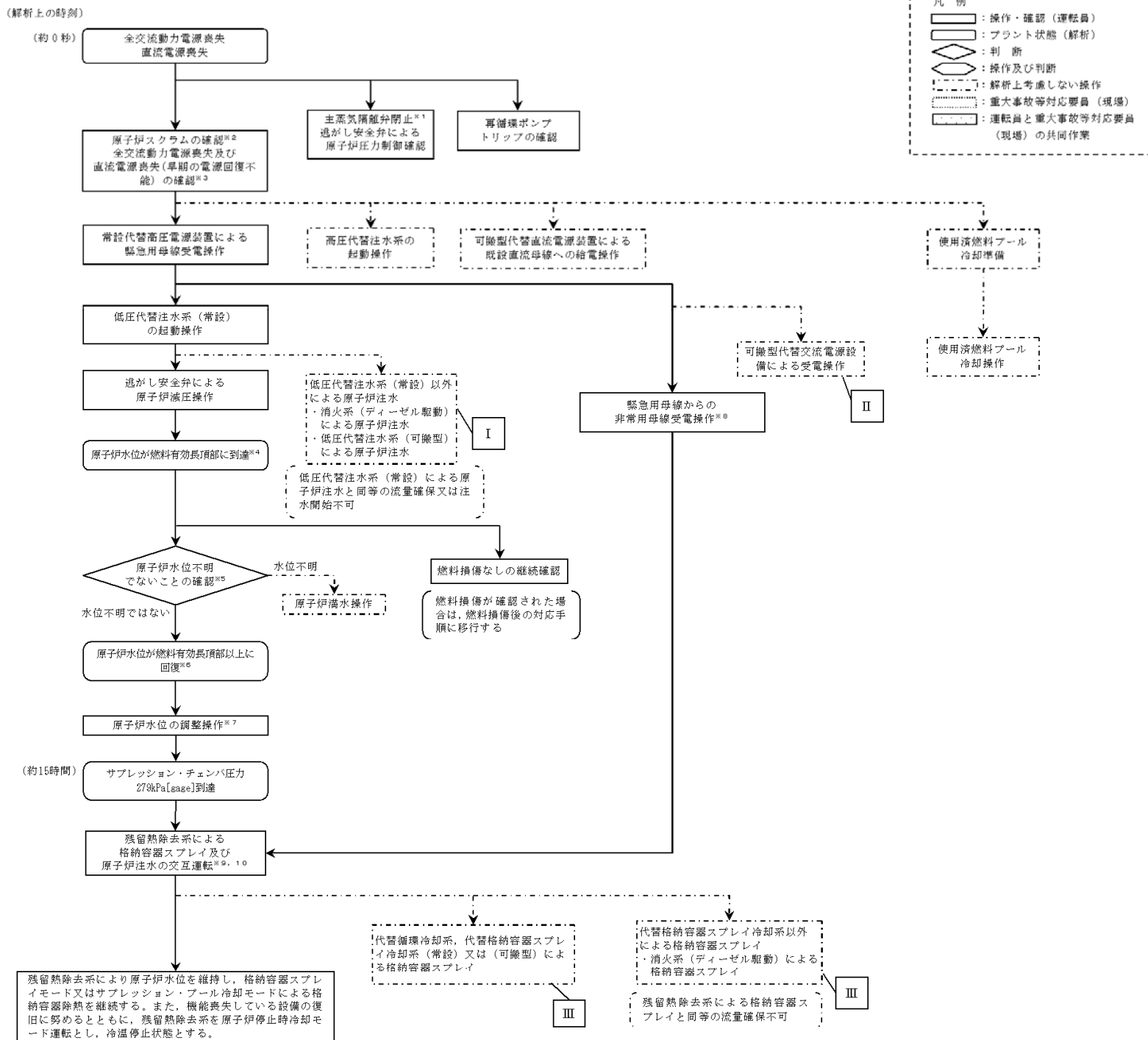
代替直流電源設備及び代替交流電源設備を用いて低圧注水機能を回復し、原子炉減圧後に原子炉へ注水することにより炉心損傷の防止を図るとともに、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送し格納容器を除熱することによって、格納容器破損の防止を図る。

対応手順概要

- 原子炉スクラム、全交流動力電源喪失及び直流電源喪失の確認
- 常設代替高圧電源装置による緊急用母線への給電
- 逃がし安全弁による原子炉減圧
- 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
- 残留熱除去系による格納容器除熱及び原子炉注水

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に含まれる事故シーケンスグループのうち、「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋直流電源喪失＋高圧炉心冷却失敗）」「全交流電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗＋高圧炉心冷却失敗）」「全交流電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗＋逃がし安全弁再閉鎖失敗＋HPCS失敗）」は、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＋直流電源喪失＋高圧炉心冷却失敗）」を代表して記載する。

解析上の対応手順の概要フロー



【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】

I
低圧代替注水系(常設)と同等の流量は確保できないが、消火系(ディーゼル駆動)による原子炉注水も実施可能である。
注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水も実施可能である。

II
電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。

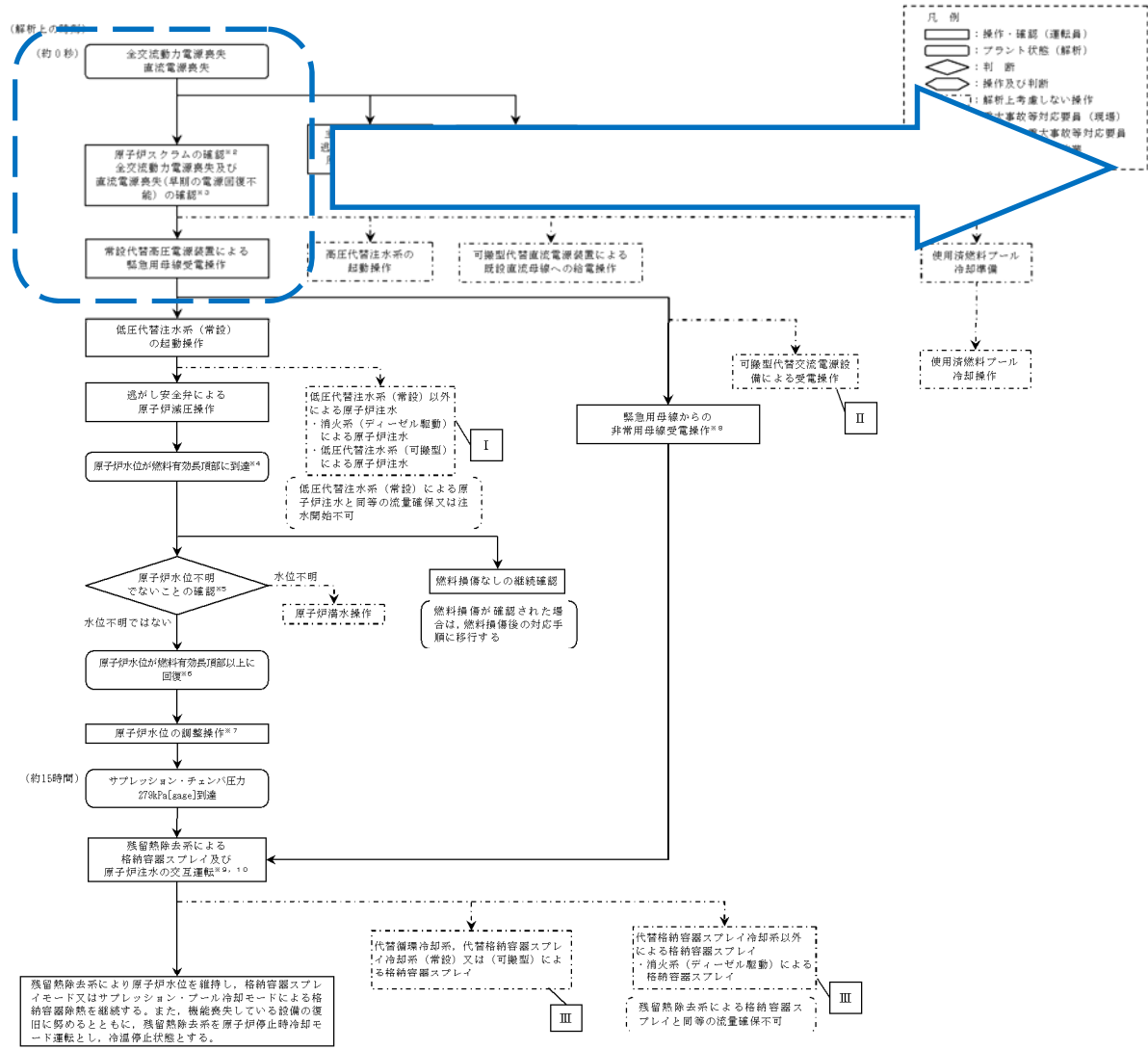
III
代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイも実施可能である。
流量は少ないが、消火系(ディーゼル駆動)による格納容器スプレイも実施可能である。

- ※1：主蒸気隔離弁は制御電源が喪失することで閉となる。
- ※2：直流電源喪失によりスクラムパイロット電磁弁が開放することで制御棒はスクラム動作をする。
- ※3：全電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の機器ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧計、直流母線電圧計等により判断する。
直流電源を喪失しており、非常用ディーゼル発電機の起動及び外部電源の受電ができないことから、早期の電源回復不能と判断する。
- ※4：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※5：原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位計の電源が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きき燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※6：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器雰囲気監視系γ線モニタにより燃料の健全性を確認する。
- ※7：低圧代替注水系(常設)により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点から原子炉水位高(レベル8)設定点の間に維持する。
- ※8：交流電源復帰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操作も含む。
- ※9：実際には常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電操作が完了した時点(約2時間程度)で中央制御室より残留熱除去系海水系及び残留熱除去系の起動操作を実施可能であるが、操作時間余裕を確認する観点で評価上はサブプレッション・チェンバ圧力が27kPa[base]に到達した時点から起動操作を開始する想定とする。今回の想定より早期に残留熱除去系による格納容器除熱が開始する場合は、より早期に安定状態を達成することが可能となる。
- ※10：残留熱除去系は、原子炉水位低(レベル3)設定点にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高(レベル8)設定点にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1: 主蒸気隔離弁は制御電源が喪失することで閉となる。
- ※2: 直流電源喪失によりスクラムパイロット電磁弁が開放することで制御棒はスクラム動作をする。
- ※3: 全電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の機器ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧計、直流母線電圧計等により判断する。直流電源を喪失しており、非常用ディーゼル発電機の起動及び外部電源の受電ができないことから、早期の電源回復不能と判断する。
- ※4: 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器等空気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※5: 原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
 - ・ドライウェル等空気温度と原子炉注水圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※6: 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器等空気監視系7線モニタにより燃料の健全性を確認する。
- ※7: 低圧代替注水系(常設)により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点から原子炉水位高(レベル8)設定点の間に維持する。
- ※8: 交流電源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り離し操作も含む。
- ※9: 実際には常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電操作が完了した時点(約2時間程度)で中央制御室より残留熱除去系注水系統及び残留熱除去系の起動操作を実施可能であるが、操作時間余裕を確認する観点で評価上はサブプレッション・チェンバ圧力が270kPa[alarm]に到達した時点から起動操作を開始する想定とする。今回の想定より早期に残留熱除去系による格納容器除熱が開始する場合は、より早期に安定状態を達成することが可能となる。
- ※10: 残留熱除去系は、原子炉水位低(レベル3)設定点にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高(レベル8)設定点にて格納容器スプレィモード運転に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「全交流動力電源喪失、直流電源喪失」発生

最初に「原子炉出力」制御にて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。

原子炉水位は継続して低下し、原子炉水位異常低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が起動するが、高圧炉心スプレィ系は全交流動力電源喪失のため起動しない。

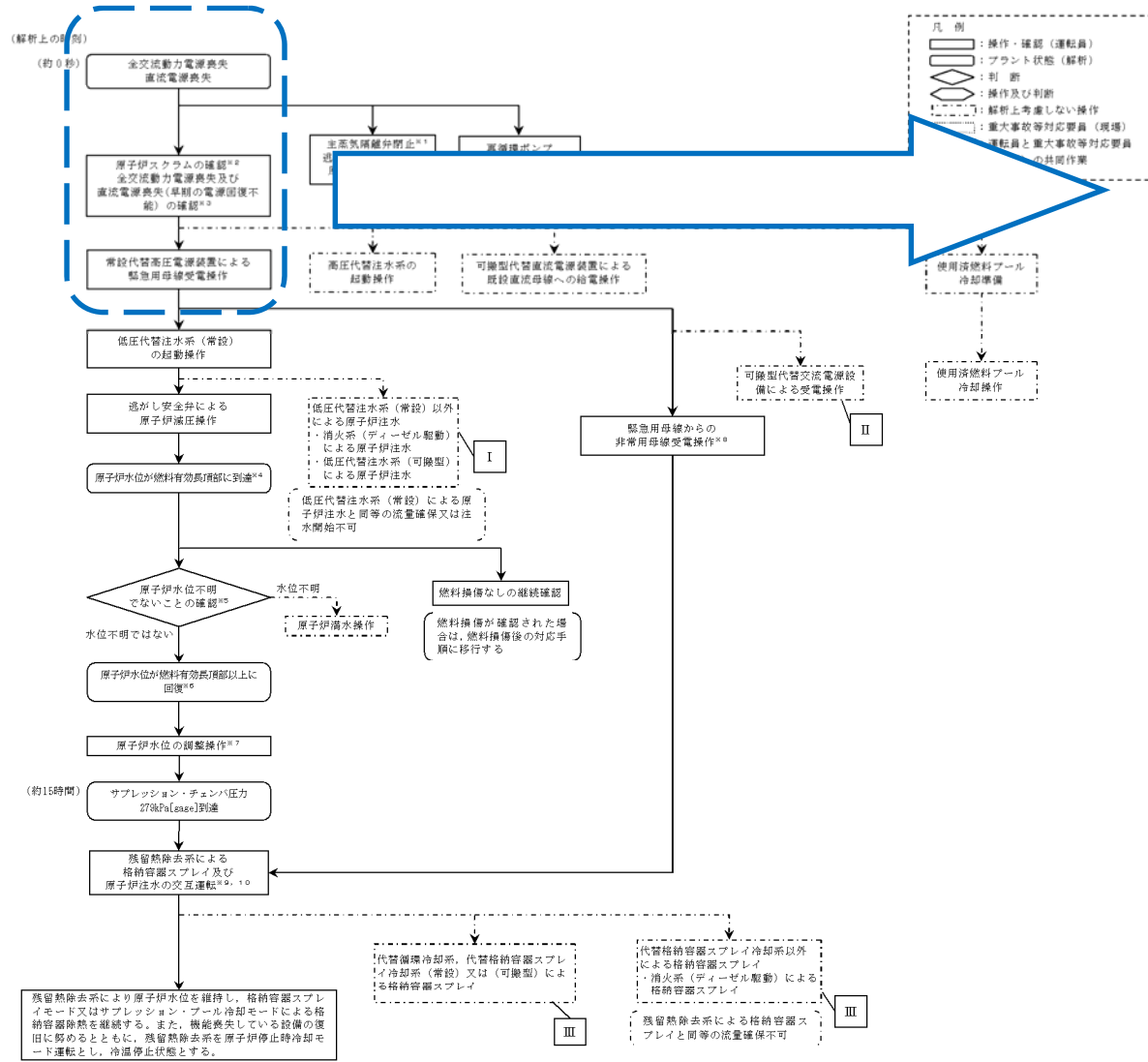
原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)～原子炉水位高(レベル8)に維持できないことから「水位確保」制御へ移行する。

「タービン・電源」制御にて所内電源喪失を確認する事により、AOP「電源喪失」へ移行し対応する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



【有効性評価の対象としていないが他に取る手段】

I
低圧代替注水系（常設）と同等の流量は確保できないが、消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。

II
電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。

III
代替循環冷却系及び代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）による格納容器スプレィも実施可能である。流量は少ないが、消火系（ディーゼル駆動）による格納容器スプレィも実施可能である。

- ※1：主蒸気循環弁は制御電源が喪失することで閉となる。
- ※2：直流電源喪失によりスクラムパイロット電磁弁が開放することにより制御棒はスクラム動作をする。
- ※3：全電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の機器ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧計、直流母線電圧計等により判断する。直流電源を喪失しており、非常用ディーゼル発電機の起動及び外部電源の受電ができないことから、早期の電源回復不能と判断する。
- ※4：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※5：原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位計の電源が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きくなり燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※6：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器雰囲気監視系モニタにより燃料の健全性を確認する。
- ※7：低圧代替注水系（常設）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持する。
- ※8：交流電源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り離し操作も含む。
- ※9：実際には常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電操作が完了した時点（約2時間程度）で中央制御室より残留熱除去系海水系及び残留熱除去系の起動操作を実施可能であるが、操作時間余裕を確認する観点で評価上はサブプレッション・チェンバ圧力が 27kPa[asee]に到達した時点から起動操作を開始する想定とする。今回の想定より早期に残留熱除去系による格納容器熱が開始する場合は、より早期に安定状態を達成することが可能となる。
- ※10：残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）設定点にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高（レベル8）設定点にて格納容器スプレィモード運転に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書（事象ベース）「AOP」 「電源喪失」



操作補足事項

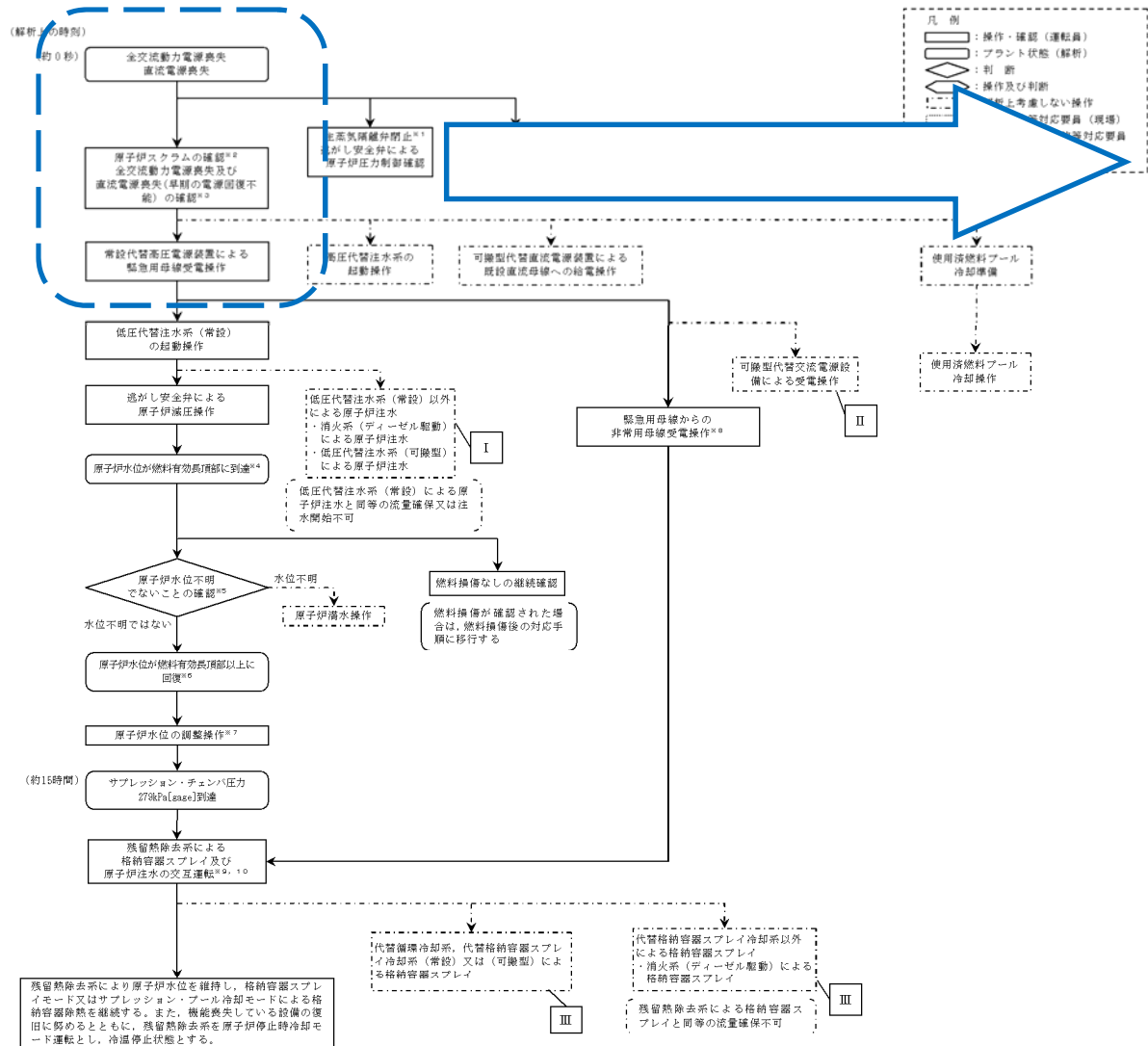
全交流動力電源が喪失していることから、常設代替高圧電源装置を起動し、緊急用母線を受電する。また、全直流電源が喪失していることから、常設代替直流電源設備により所内直流電源設備を復旧する。

その後、非常用交流電源の復旧を適宜行う。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

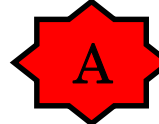
解析上の対応手順の概要フロー



- 【有効性評価の対象としていないが能に取り得る手段】
- I 低圧代替注水系（常設）と同等の流量は確保できないが、消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。
 - II 電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。
 - III 代替循環冷却系及び代替格納容器スプレィ冷却系（可搬型）による格納容器スプレィも実施可能である。流量は少ないが、消火系（ディーゼル駆動）による格納容器スプレィも実施可能である。
- ※1：主蒸気隔離弁は制御電源が喪失することで閉となる。
- ※2：直流電源喪失によりスクラムパイロット電磁弁が開放することで制御弁はスクラム動作をす。
- ※3：全電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の機器ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧計、直流母線電圧計等により判断する。直流電源を喪失しており、非常用ディーゼル発電機の起動及び外部電源の受電ができないことから、早期の電源回復不能と判断する。
- ※4：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※5：原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
 ・ドワイエル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 ・原子炉水位計のほらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※6：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「燃料許容原子炉露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器雰囲気監視系⁷やモニタにより燃料の健全性を確認する。
- ※7：低圧代替注水系（常設）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持する。
- ※8：交流電源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り離し操作も含む。
- ※9：実際には常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電操作が完了した時点（約2時間程度）で中央制御室より残留熱除去系注水及び残留熱除去系の起動操作を実施可能であるが、操作時間余裕を確認する観点で評価上はサブプレッション・チェンバ圧力が 270kPa[case]に到達した時点から起動操作を開始する想定する。今回の想定より早期に残留熱除去系による格納容器除熱が開始する場合は、より早期に安定状態を達成することが可能となる。
- ※10：残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）設定点にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高（レベル8）設定点にて格納容器スプレィモード運転に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書（事象ベース）「AOP」 「電源喪失」

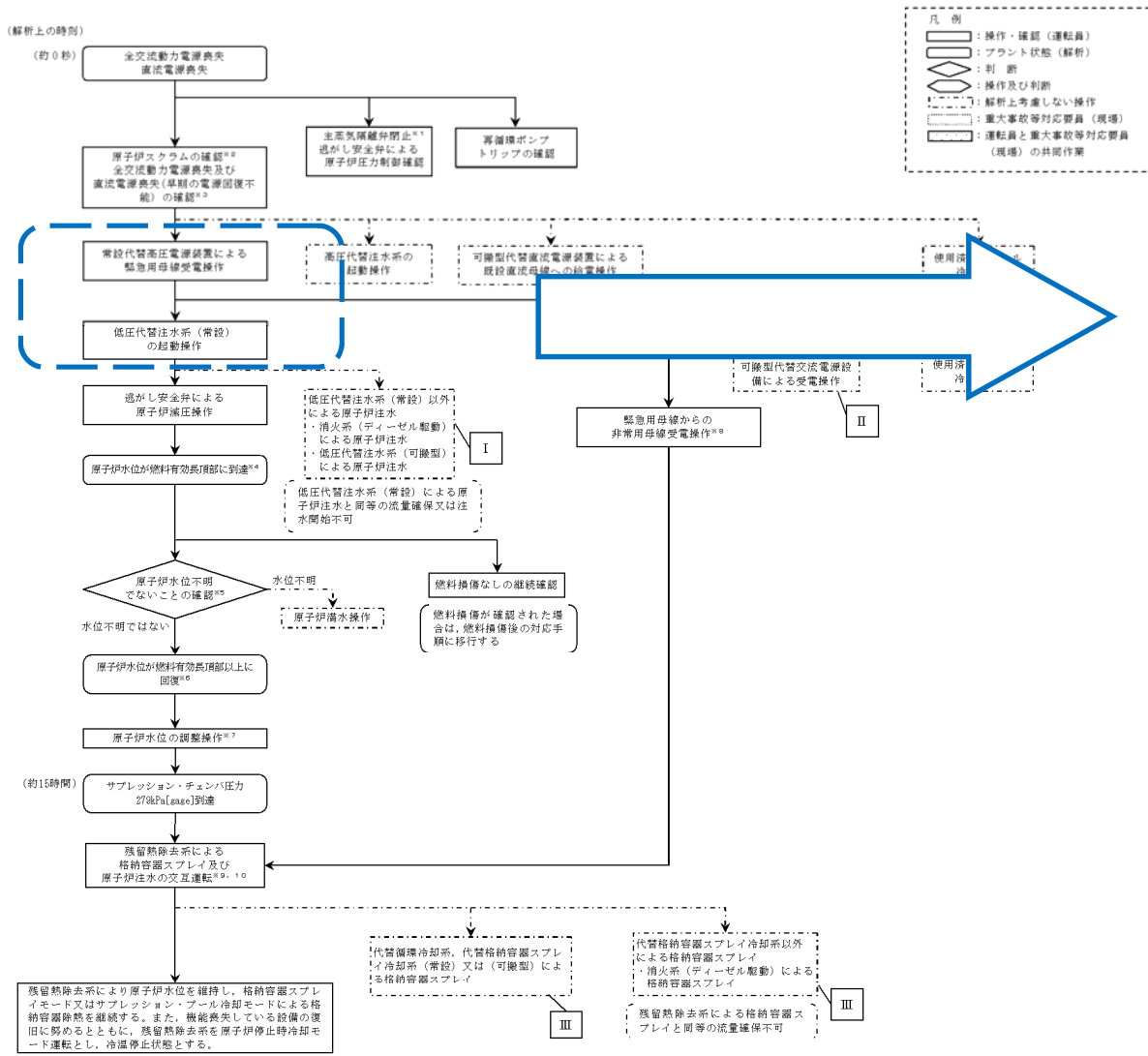


操作補足事項

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



【有効性評価の対象としていないが能に取り得る手段】

I 低圧代替注水系 (常設) と同等の流量は確保できないが、消火系 (ディーゼル駆動) による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水も実施可能である。

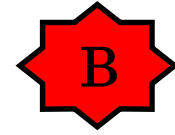
II 電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。

III 代替循環冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 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、消火系 (ディーゼル駆動) による格納容器スプレイも実施可能である。

- ※ 1 : 主蒸気隔離弁は制御電源が喪失することで閉となる。
- ※ 2 : 直流電源喪失によりスクラムパイロット電磁弁が開放することで制御弁はスクラム動作をする。
- ※ 3 : 全電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の稼働ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧計、直流母線電圧計等により判断する。直流電源を喪失しており、非常用ディーゼル発電機の起動及び外部電源の受電ができないことから、早期の電源回復不能と判断する。
- ※ 4 : 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※ 5 : 原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
 - ・ドワイウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※ 6 : 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器雰囲気監視系 γ 線モニタにより燃料の健全性を確認する。
- ※ 7 : 低圧代替注水系 (常設) により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) 設定点から原子炉水位高 (レベル8) 設定点の間に維持する。
- ※ 8 : 交流電源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り離し操作も含む。
- ※ 9 : 実際には常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電操作が完了した時点 (約2時間程度) で中央制御室より残留熱除去系海水系及び残留熱除去系の起動操作を実施可能であるが、操作時間余裕を確認する観点で詳細にはサブプレッション・チェンバ圧力が 27%Pa[ass]に到達した時点から起動操作を開始する想定する。今回の想定より早期に残留熱除去系による格納容器除熱が開始する場合は、より早期に安定状態を達成することが可能となる。
- ※ 10 : 残留熱除去系は、原子炉水位低 (レベル3) 設定点にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高 (レベル8) 設定点にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書II (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

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。

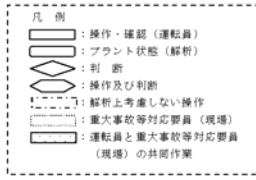
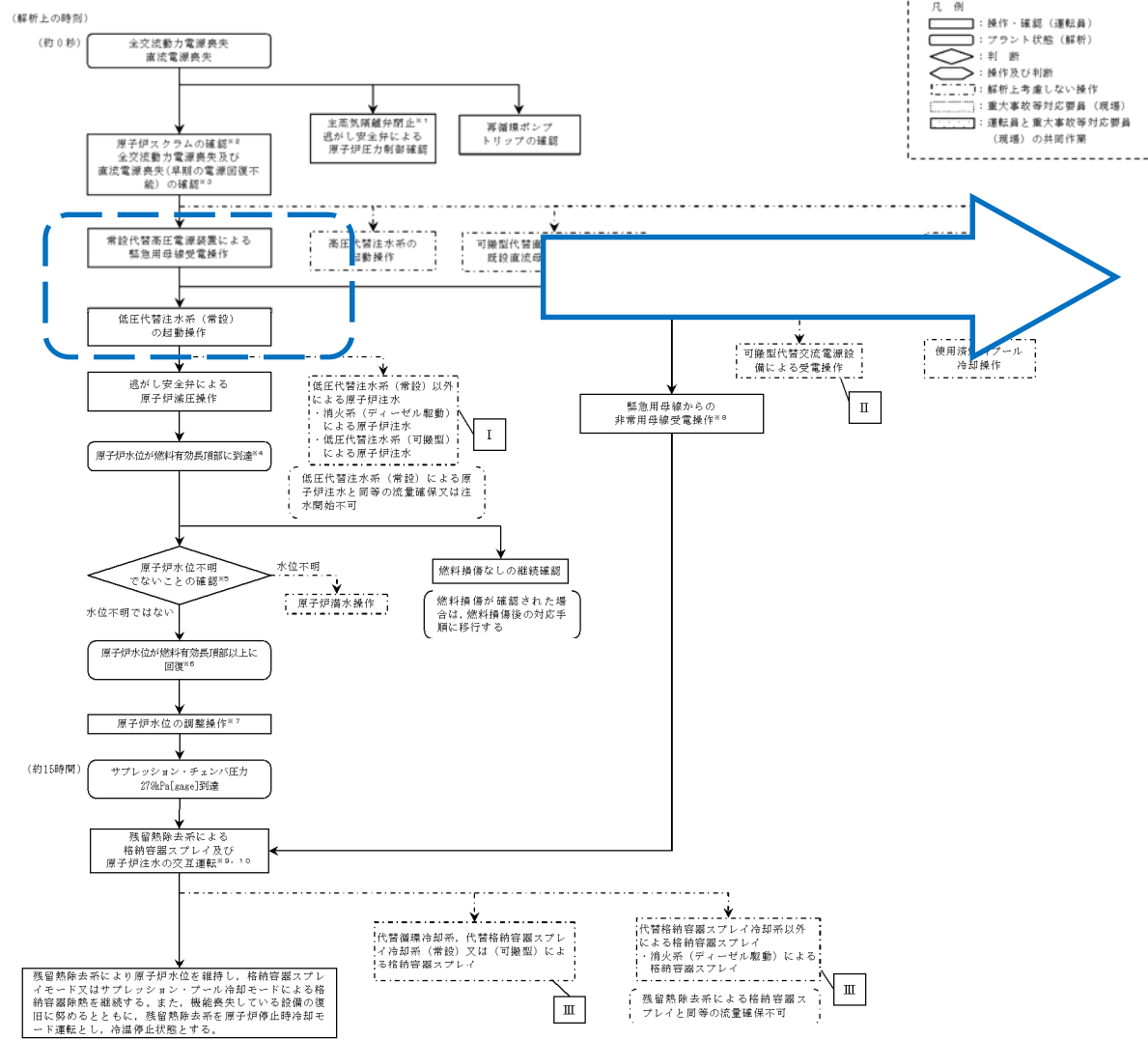
高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。

高圧注水機能喪失により原子炉水位が原子炉水位異常低下 (レベル1) 以上維持可能でないことを確認し、「水位回復」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1：主蒸気隔離弁は制御電源が喪失することで閉となる。
- ※2：直流電源喪失によりスクラムパイロット電磁弁が開放することによって制御棒はスクラム動作をする。
- ※3：全電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の機能ランプ表示、機能故障警報、非常用交流母線電圧計、直流母線電圧計等により判断する。直流電源を喪失しており、非常用ディーゼル発電機の起動及び外部電源の受電ができないことから、早期の電源回復不能と判断する。
- ※4：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器穿通監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※5：原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
 - ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※6：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器穿通監視系モニターにより燃料の健全性を確認する。
- ※7：低圧代替注水系（常設）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持する。
- ※8：交流電源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り離し操作も含む。
- ※9：実際には常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電操作が完了した時点（約2時間程度）で中央制御室より残留熱除去系注水系及び残留熱除去系の起動操作を実施可能であるが、操作時間余裕を確認する観点で詳細にはサブプレッション・チェンバ圧力が27kPa[asee]に到達した時点から起動操作を開始する想定する。今回の想定より早期に残留熱除去系による格納容器除熱が開始する場合は、より早期に安定状態を達成することが可能となる。
- ※10：残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）設定点にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高（レベル8）設定点にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

【有効性評価の対象としていないが他に取り得る手段】

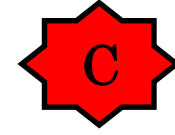
I
低圧代替注水系（常設）と同等の流量は確保できないが、消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。

II
電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。

III
代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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、消火系（ディーゼル駆動）による格納容器スプレイも実施可能である。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

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

原子炉水位低下が継続し、原子炉水位異常低下（レベル1）で低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系が自動起動するが、低圧注水系機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。

低圧注水機能喪失判断後、低圧代替注水系（常設）の起動準備を開始する。

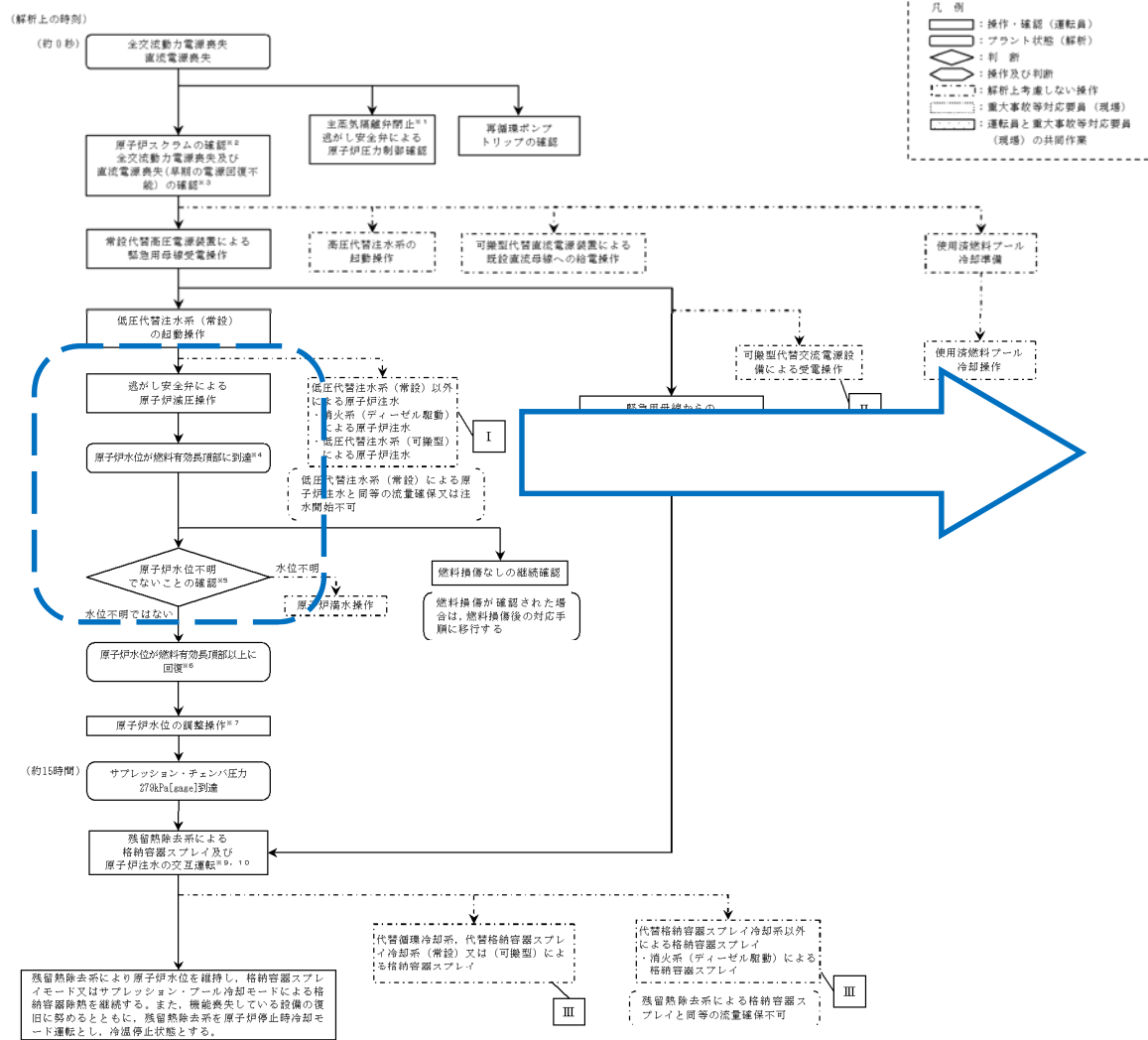
原子炉水位が原子炉水位異常低下（レベル1）到達後、更に低下傾向であることを確認し、低圧代替注水系（常設）を起動する。

低圧代替注水系（常設）が起動していることを確認し、「急速減圧」へ移行する。

重大事故等対応要領

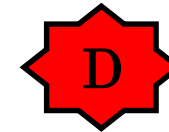
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

低圧代替注水系 (常設) が起動していることを確認し、逃がし安全弁 7 弁を手動開放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。

原子炉水位計正常を確認後、「水位回復」へ移行する。

重大事故等対策要領

【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】

I
低圧代替注水系 (常設) と同等の流量は確保できないが、消火系 (ディーゼル駆動) による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水も実施可能である。

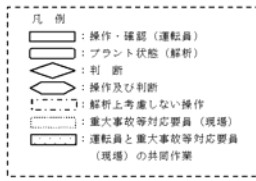
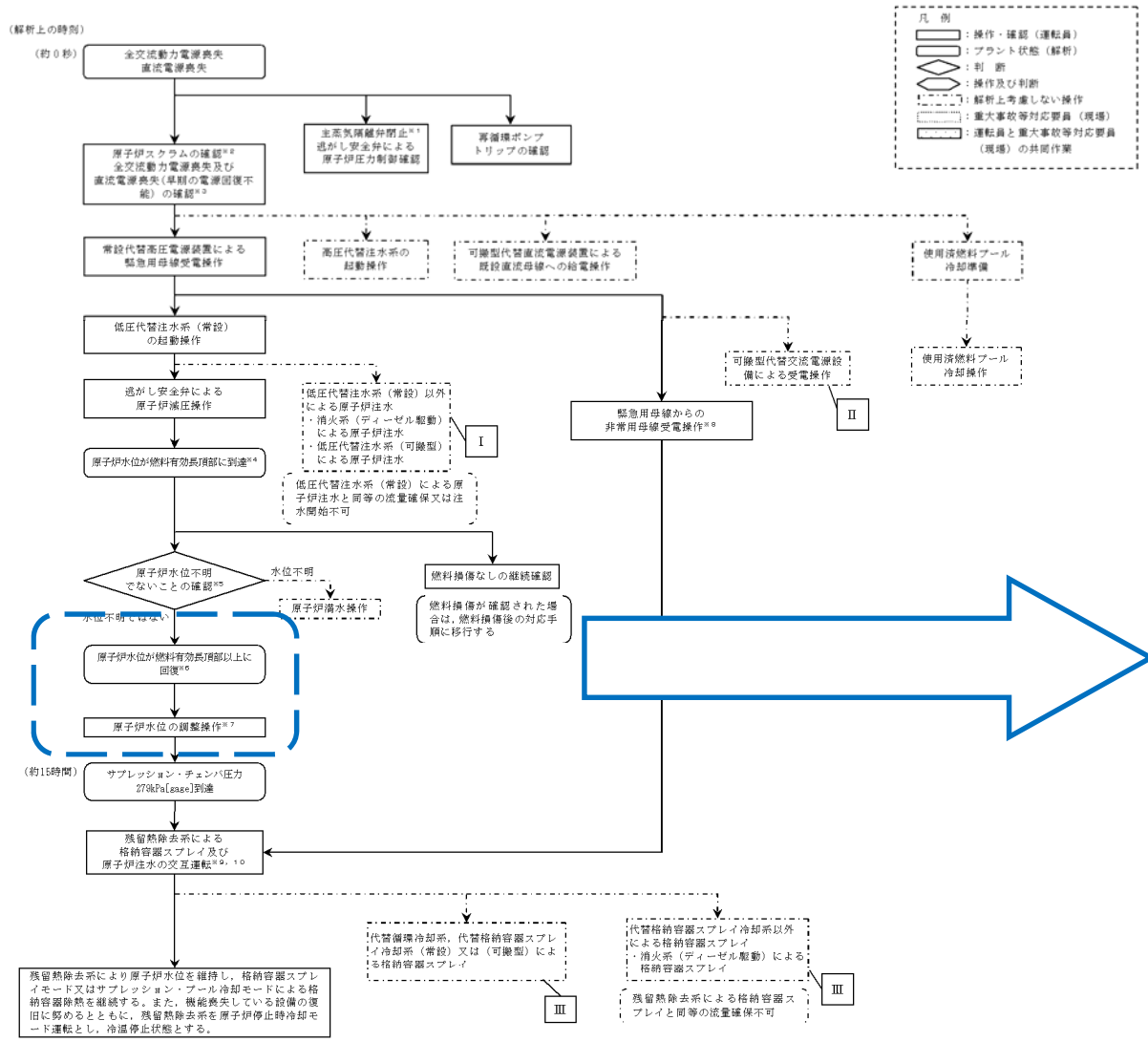
II
電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。

III
代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 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、消火系 (ディーゼル駆動) による格納容器スプレイも実施可能である。

- ※ 1: 主蒸気隔離弁は制御電源が喪失することで閉となる。
- ※ 2: 交流電源喪失によりスクラムパイロット電磁弁が開放することによって制御棒はスクラム動作をする。
- ※ 3: 全電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の機罩ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧計、直流母線電圧計等により判断する。直流電源を喪失しており、非常用ディーゼル発電機の起動及び外部電源の受電ができないことから、早期の電源回復不能と判断する。
- ※ 4: 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※ 5: 原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
 - ・ドライウェル空間部温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※ 6: 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器雰囲気監視系モニタにより燃料の健全性を確認する。
- ※ 7: 低圧代替注水系 (常設) により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) 設定点から原子炉水位高 (レベル8) 設定点の間に維持する。
- ※ 8: 交流電源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り離し操作も含む。
- ※ 9: 実際には常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電操作が完了した時点 (約 2 時間程度) で中央制御室より残留熱除去系注水及び残留熱除去系の起動操作を実施可能であるが、操作時間余裕を確認する観点で評価上はサブプレッション・チェンバ圧力が 270kPa[ase] に到達した時点から起動操作を開始する想定する。今回の想定より早期に残留熱除去系による格納容器冷却が開始する場合は、より早期に安定状態を達成することが可能となる。
- ※ 10: 残留熱除去系は、原子炉水位低 (レベル3) 設定点にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高 (レベル8) 設定点にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

原子炉減圧により、低圧代替注水系（常設）による注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

原子炉水位が燃料有効長頂部未満でないことを確認し、「水位確保」に移行する。

重大事故等対策要領

【有効性評価の対象としていないが他に取る手段】

I
低圧代替注水系（常設）と同等の流量は確保できないが、消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。

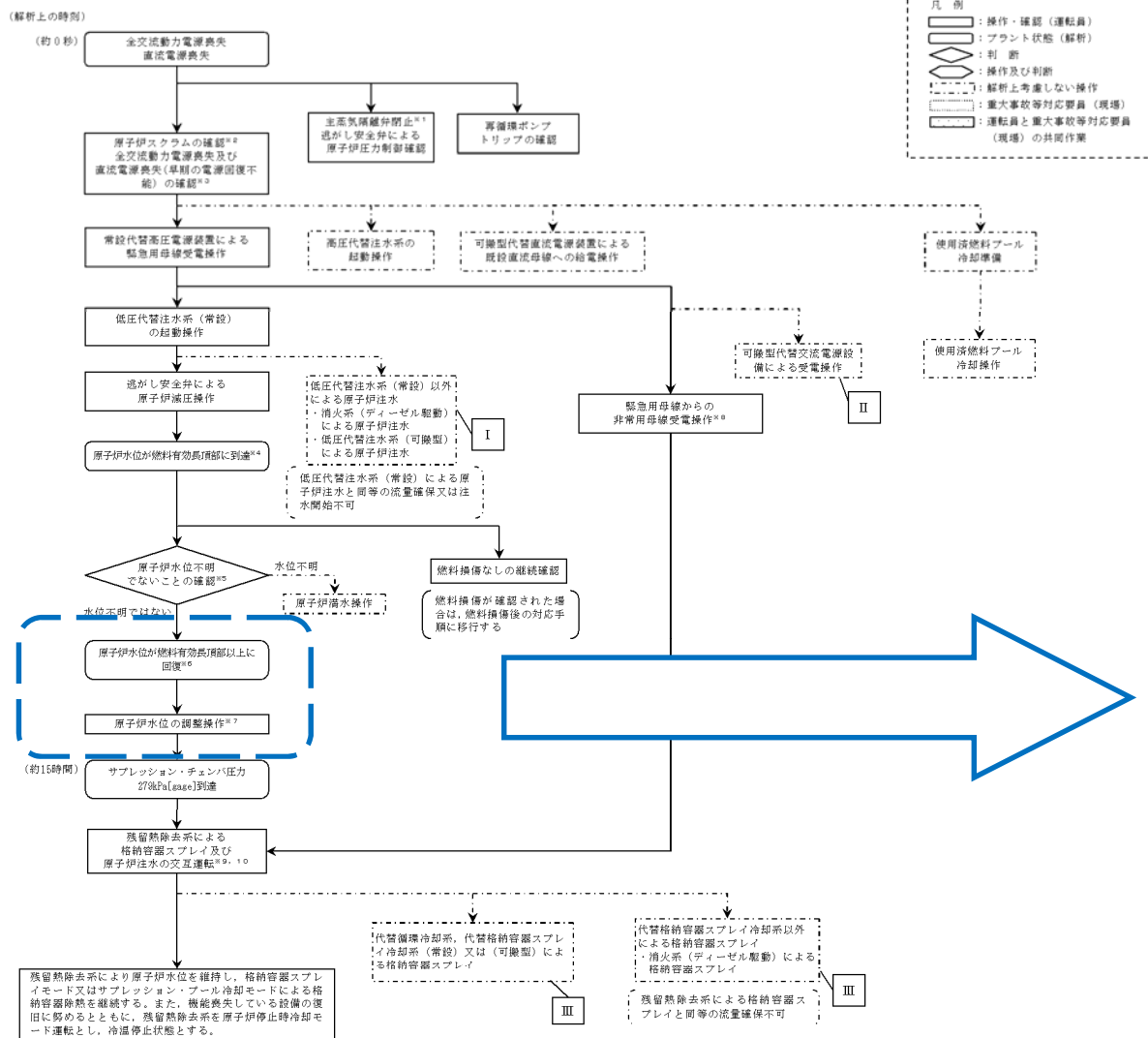
II
電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。

III
代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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、消火系（ディーゼル駆動）による格納容器スプレイも実施可能である。

- ※ 1：主蒸気隔離弁は制御電源が喪失することで閉る。
- ※ 2：直流電源喪失によりスクラムパイロット電磁弁が開放すること制御弁はスクラム動作をする。
- ※ 3：全電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の機組ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧計、直流母線電圧計等により判断する。直流電源を喪失しており、非常用ディーゼル発電機の起動及び外部電源の受電ができないことから、早期の電源回復不能と判断する。
- ※ 4：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※ 5：原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位計の電源が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※ 6：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器雰囲気監視系モニタにより燃料の健全性を確認する。
- ※ 7：低圧代替注水系（常設）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持する。
- ※ 8：交流電源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り離し操作も含む。
- ※ 9：実際には常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電操作が完了した時点（約2時間程度）で中央制御室より残留熱除去系海水系及び残留熱除去系の起動操作を実施可能であるが、操作時間余裕を確認する観点で評価上はサブプレッション・チャンバ圧力が270kPa[gage]に到達した時点から起動操作を開始する想定する。今回の想定より早期に残留熱除去系による格納容器除熱が開始する場合は、より早期に安定状態を達成することが可能となる。
- ※ 10：残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）設定点にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高（レベル8）設定点にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



- 【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】
- I 低圧代替注水（常設）と同等の流量は確保できないが、消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。
 - II 電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。
 - III 代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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、消火系（ディーゼル駆動）による格納容器スプレイも実施可能である。
- ※1：主蒸気循環停止は制御電源が喪失することで閉となる。
 ※2：直流電源喪失によりスクラムパイロット電磁弁が開放することと制御線はスクラム動作をする。
 ※3：全電源喪失は、中央制御室にて、照度の消灯、非常用ディーゼル発電機の機室ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧計、直流母線電圧計等により判断する。直流電源を喪失しており、非常用ディーゼル発電機の起動及び外部電源の受電ができないことから、早期の電源回復不能と判断する。
 ※4：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水量・酸素濃度を確認する。
 ※5：原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
 ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 ・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
 ※6：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器雰囲気監視系センサーモニタにより燃料の健全性を確認する。
 ※7：低圧代替注水（常設）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル8）設定点の間に維持する。
 ※8：交流電源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り離し操作も含む。
 ※9：実際には常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電操作が完了した時点（約2時間程度）で中央制御室より蒸留熱除去系排水系及び蒸留熱除去系の起動操作を実施可能であるが、操作時間余裕を確認する観点で評価上はサブプレッション・チェンバ（圧力）270kPa(absolute)に到達した時点から起動操作を開始する想定とする。今回の想定より早期に蒸留熱除去系による格納容器熱が開始する場合は、より早期に安定状態を達成することが可能となる。
 ※10：蒸留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）設定点にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高（レベル8）設定点にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



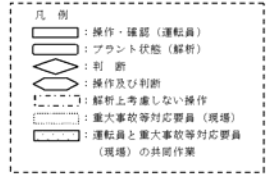
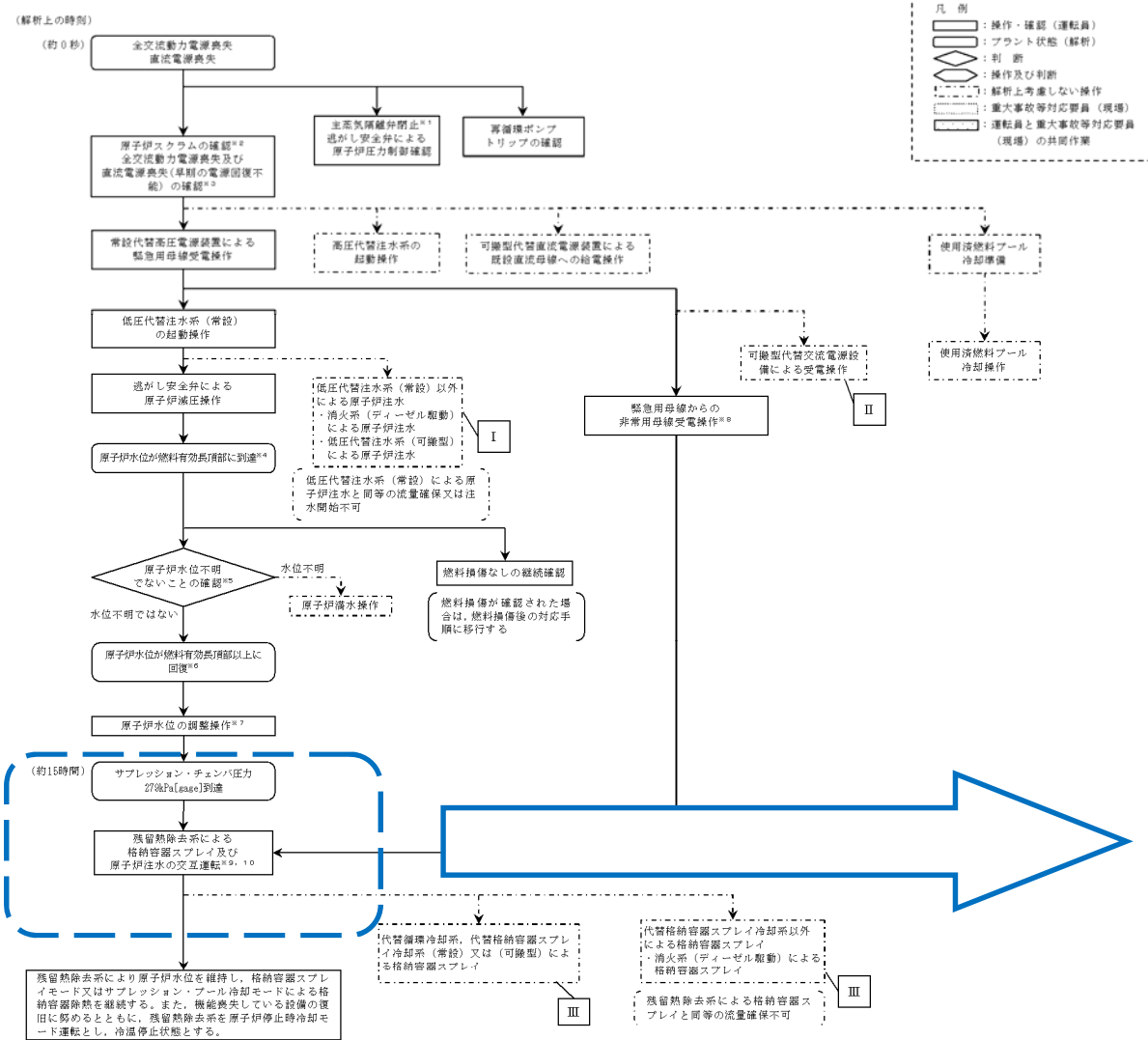
操作補足事項

低圧代替注水系（常設）により、原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。
 「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ(微候ベース)「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

格納容器冷却機能がないため、原子炉格納容器の圧力が上昇する。
ドライウェル圧力が13.7kPa [gage]以上であることを確認し「PCV圧力制御」に移行する。
サブプレッション・チェンバ圧力の監視を行う。サブプレッション・チェンバ圧力279kPa [gage]以上となったことを確認し、格納容器スプレイを行う。
非常用母線復旧以降、原子炉水位低(レベル3)まで低下したら、残留熱除去系による原子炉注水を再開し、原子炉水位高(レベル8)まで上昇したら、格納容器スプレイを再開することを繰り返す。

重大事故等対策要領

【有効性詳細の対象としないが他に取れる手段】
I
低圧代替注水系(常設)と同等の流量は確保できないが、消火系(ディーゼル駆動)による原子炉注水も実施可能である。
注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水も実施可能である。
II
電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源装置が使用できない場合は可搬型代替交流電源装置により受電する。
III
代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)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、消火系(ディーゼル駆動)による格納容器スプレイも実施可能である。

- ※1: 主蒸気隔離弁は制御電源が喪失することで閉となる。
- ※2: 直流電源喪失によりスクラムパイロット電磁弁が開放すること。制御棒はスクラム動作をする。
- ※3: 全電源喪失は、中央制御室にて、照明の消灯、非常用ディーゼル発電機の機器ランプ表示、機器故障警報、非常用交流母線電圧計、直流母線電圧計等により判断する。
直流電源を喪失しており、非常用ディーゼル発電機の起動及び外部電源の受電ができないことから、早期の電源回復不能と判断する。
- ※4: 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器雰囲気監視系等により格納容器内の水量・酸濃度を確認する。
- ※5: 原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位計の電源が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※6: 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最終許容貯留時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器雰囲気監視系カメラにより燃料の健全性を確認する。
- ※7: 低圧代替注水系(常設)により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点から原子炉水位高(レベル8)設定点の間に維持する。
- ※8: 交流電源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り継し操作も含む。
- ※9: 実際には常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電操作が完了した時点(約2時間程度)で中央制御室より残留熱除去系注水及び残留熱除去系の起動操作を実施可能であるが、操作時間余裕を確認する観点で詳細はサブプレッション・チェンバ圧力が270kPa[gage]に到達した時点から起動操作を開始する想定とする。今回の想定より早期に残留熱除去系による格納容器除熱が開始する場合は、より早期に安定状態を達成することが可能となる。
- ※10: 残留熱除去系は、原子炉水位低(レベル3)設定点にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高(レベル8)設定点にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

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

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(原子炉冷却材喪失事故を除く。)の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失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、炉心の崩壊熱により発生した蒸気が格納容器に流入し格納容器圧力が上昇することで、緩和措置が取られない場合には、炉心損傷より先に格納容器破損に至る。これに伴い炉心冷却機能を喪失する場合には、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、取水機能喪失を想定することから、併せて非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の機能喪失も想定する。

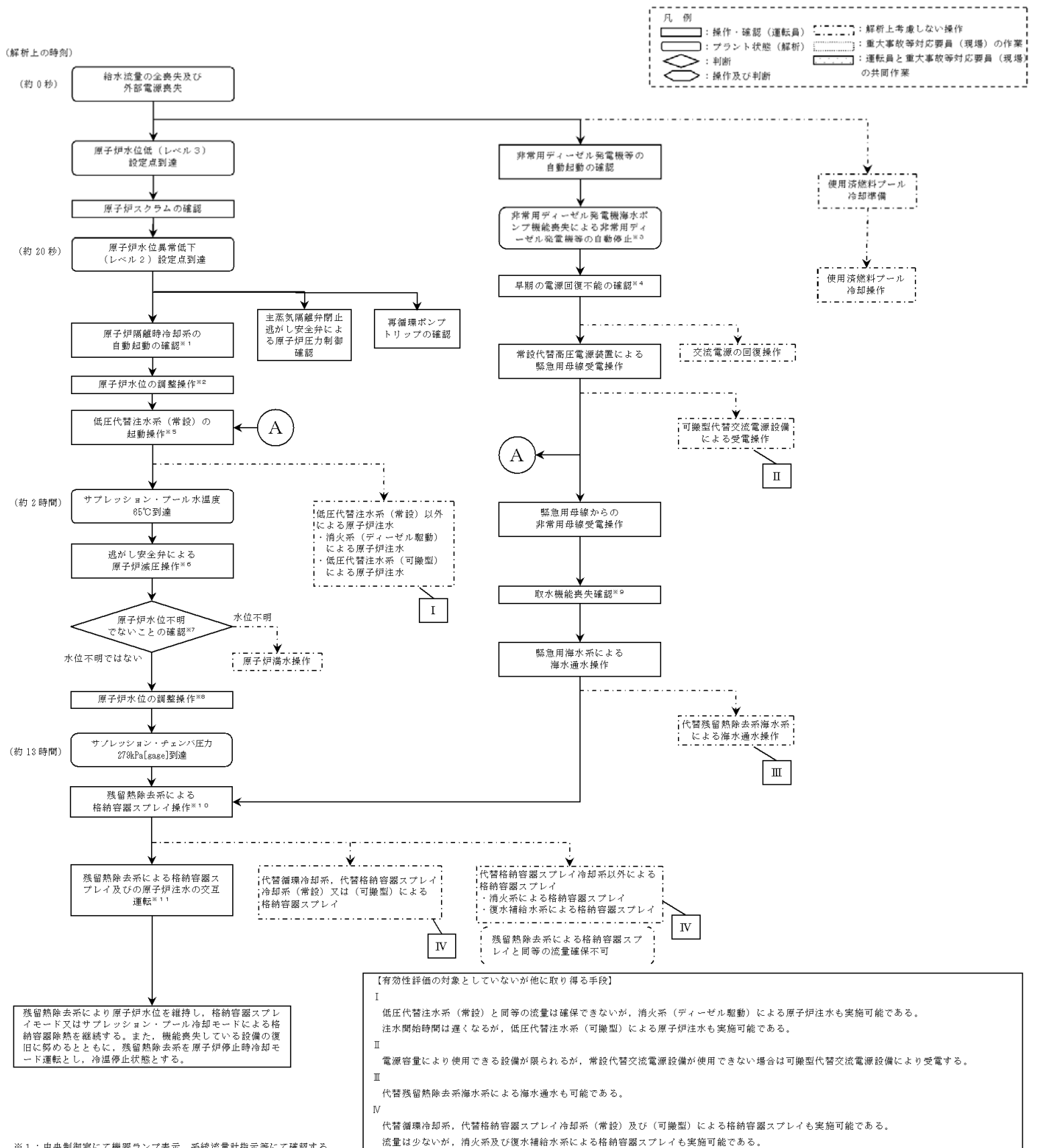
基本的な考え方

原子炉注水設備を用いて原子炉へ注水することにより炉心損傷の防止を図る。また、代替の海水取水設備を用いて最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行い格納容器破損の防止を図る。

対応手順概要

- 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認
- 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の確認並びに対応準備
- 逃がし安全弁による原子炉減圧操作
- 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
- 取水機能喪失の確認
- 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱及び原子炉注水

解析上の対応手順の概要フロー

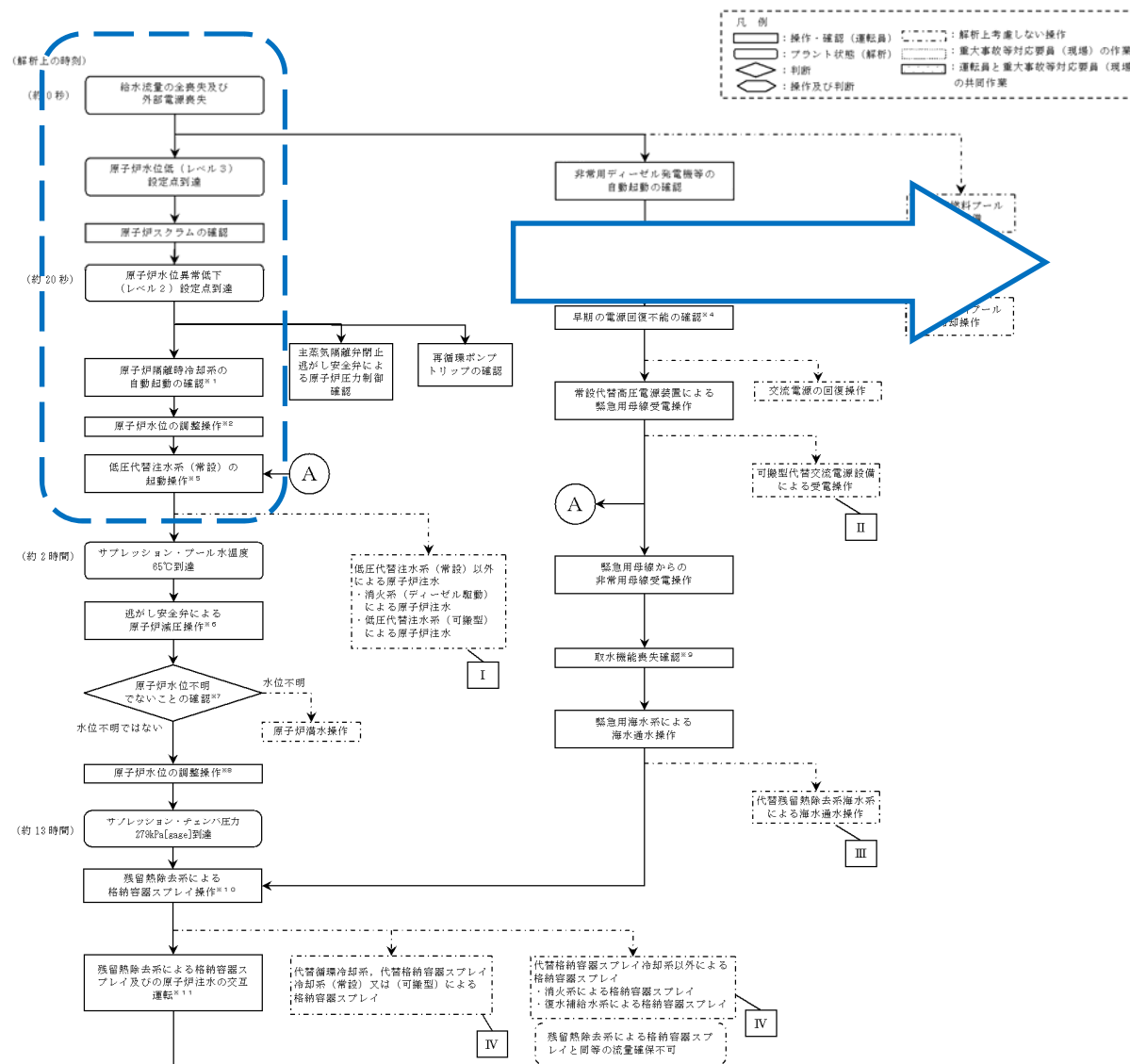


- ※1: 中央制御室にて機器ランプ表示、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2: 原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間に維持する。
- ※3: 取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機海水ポンプが起動失敗している場合、非常用ディーゼル発電機等は、インターロックにより80秒間運転を継続した後停止する。
- ※4: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※5: 蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系は原子炉減圧後の注水ができないため、全交流動力電源喪失時には緊急用母線への受電が完了した時点で低圧代替注水系(常設)を起動し、サブプレッション・プール水温度上昇に伴い原子炉減圧が必要になった場合に備え待機状態とする。
- ※6: サプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール熱容量制限(原子炉が高圧の場合は85℃)に到達し低圧注水可能な系統が待機状態の場合は、原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧代替注水系(常設)による原子炉注水が始まった後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、低圧代替注水系(常設)のみによる原子炉注水性能を確認する観点で、原子炉減圧開始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。
- ※7: 原子炉水位不明は、以下により判断する。
 - ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位計のばらつきが大きく有効燃料長頂部以上であることが判断できない場合
- ※8: 低圧代替注水系(常設)により、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)の間に維持する。
- ※9: 取水機能喪失は、中央制御室にて残留熱除去系海水系の手動起動操作(失敗)を実施し、機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
- ※10: 実際には残留熱除去系の起動準備が完了した時点で、サブプレッション・プール水温度が82℃を超過している場合はサブプレッション・プール冷却モード運転、サブプレッション・チェンバ圧力が24kPa[gage]を超過している場合は格納容器スプレイモード運転を実施するが、評価上はサブプレッション・チェンバ圧力が代替格納容器スプレイの実施基準である27kPa[gage]に到達した時点で格納容器スプレイモード運転を開始する想定としている。
- ※11: 残留熱除去系は、原子炉水位低(レベル3)にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高(レベル8)にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書II (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「給水流量全喪失」事象発生
原子炉水位低 (レベル3) 信号により原子炉がスクラムする。そのため、「スクラム」にて対応する。

最初に「原子炉出力」制御にて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。

全給水喪失により原子炉スクラム後も原子炉水位は低下し、原子炉水位低 (レベル3) ~ 原子炉水位高 (レベル8) に維持不可能のため、「水位確保」へ移行する。

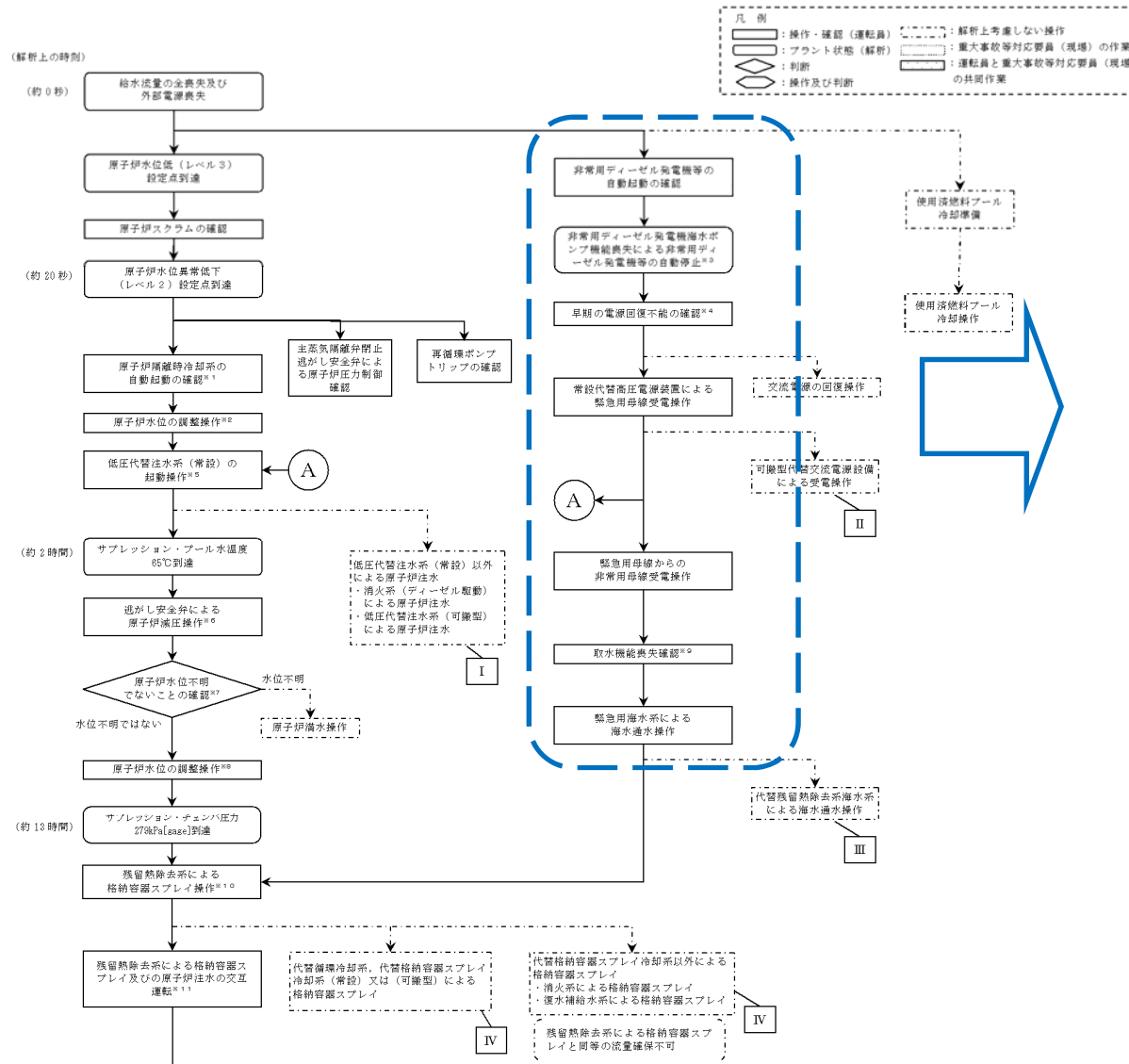
「タービン・電源」制御にて所内電源喪失を確認する事により、AOP「電源喪失」へ移行し対応する。

重大事故等対策要領

- 【有効性評価の対象としないが他に取れる手段】
- I 低圧代替注水系 (常設) と同等の流量は確保できないが、消火系 (ディーゼル駆動) による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は速くなるが、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水も実施可能である。
 - II 電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。
 - III 代替残置熱除去系海水系による海水通水も可能である。
 - IV 代替隔離冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び (可搬型) 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、消火系及び復水補給水系による格納容器スプレイも実施可能である。
- ※ 1: 中央制御室にて機器ランプ表示、系統流量計指示等にて確認する。
- ※ 2: 原子炉隔離時冷却系により、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) の間に維持する。
- ※ 3: 取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機海水ポンプが起動失敗している場合、非常用ディーゼル発電機等は、インターロックにより80秒間運転を継続した後停止する。
- ※ 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の起動ができます。非常用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: 高気駆動の原子炉隔離時冷却系は原子炉減圧後の注水ができないため、全交流動力電源喪失時には緊急用母線の受電が完了した時点で低圧代替注水系 (常設) を起動し、サブプレッション・プール水温度上昇に伴い原子炉減圧が必要になった場合に備え待機状態とする。
- ※ 6: サブプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール熱容量制限 (原子炉が高圧の場合は 65℃) に到達し低圧で注水可能な系統が待機状態の場合は、原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水が始まった後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、低圧代替注水系 (常設) のみによる原子炉注水性能を確認する観点で、原子炉減圧開始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。
- ※ 7: 原子炉水位不明は、以下により判断する。
・ドライウェル帯電気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位計の電源が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きく有効燃料真頂部以上であることが判断できない場合
- ※ 8: 低圧代替注水系 (常設) により、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) の間に維持する。
- ※ 9: 取水機能喪失は、中央制御室にて残置熱除去系海水系の手動起動操作 (失敗) を実施し、機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
- ※ 10: 実際には残置熱除去系の起動準備が完了した時点で、サブプレッション・プール水温度が 32℃を超過している場合はサブプレッション・プール冷却モード運転、サブプレッション・チェンバ/圧力が 245kPa[base]を超過している場合は格納容器スプレイモード運転を実施するが、評価上はサブプレッション・チェンバ/圧力が代替格納容器スプレイの実施基準である 279kPa[base]に到達した時点で格納容器スプレイモード運転を開始する想定としている。
- ※ 11: 残置熱除去系は、原子炉水位低 (レベル3) にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高 (レベル8) にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

詳細手順説明

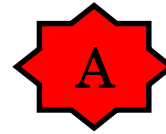
解析上の対応手順の概要フロー



- 【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】
- 低圧代替注水系 (常設) と同等の流量は確保できないが、消火系 (ディーゼル駆動) による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水も実施可能である。
 - 電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。
 - 代替残留熱除去系海水系による海水通水も可能である。
 - 代替循環冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び (可搬型) 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、消火系及び復水補給水系による格納容器スプレイも実施可能である。
- ※1: 中央制御室にて機器ランプ表示、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2: 原子炉隔離時冷却系により、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) の間に維持する。
- ※3: 取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機海水ポンプが起動失敗している場合、非常用ディーゼル発電機等は、インターロックにより80秒間運転を継続した後停止する。
- ※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の起動ができず、非常用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: 高気駆動の原子炉隔離時冷却系は原子炉圧低下後の注水ができないため、全交流動力電源喪失時には緊急用母線の受電が完了した時点で低圧代替注水系 (常設) を起動し、サブプレッション・プール水温度上昇に伴い原子炉減圧が必要になった場合に備え待機状態とする。
- ※6: サプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール熱管制限 (原子炉が高圧の場合は 65℃) に到達し低圧で注水可能な系統が待機状態の場合は、原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧代替注水系 (常設) 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、低圧代替注水系 (常設) のみによる原子炉注水性能を確認する観点で、原子炉減圧開始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。
- ※7: 原子炉水位不明は、以下により判断する。
- ・ドワイエル界面気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位計のばらつきが大きく有効燃料長頂部以上であることが判断できない場合
- ※8: 低圧代替注水系 (常設) により、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) の間に維持する。
- ※9: 取水機能喪失は、中央制御室にて残留熱除去系海水系の手動起動操作 (失敗) を実施し、機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
- ※10: 実際には残留熱除去系の起動準備が完了した時点で、サブプレッション・プール水温度が 32℃を超過している場合はサブプレッション・プール冷却モード運転、サブプレッション・チェンバ圧力が 24kPa[asee]を超過している場合は格納容器スプレイモード運転を実施するが、評価上はサブプレッション・チェンバ圧力が代替格納容器スプレイの実用基準である 27kPa[asee]に到達した時点で格納容器スプレイモード運転を開始する想定としている。
- ※11: 残留熱除去系は、原子炉水位低 (レベル3) にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高 (レベル8) にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書(事象ベース)「AOP」 「電源喪失」



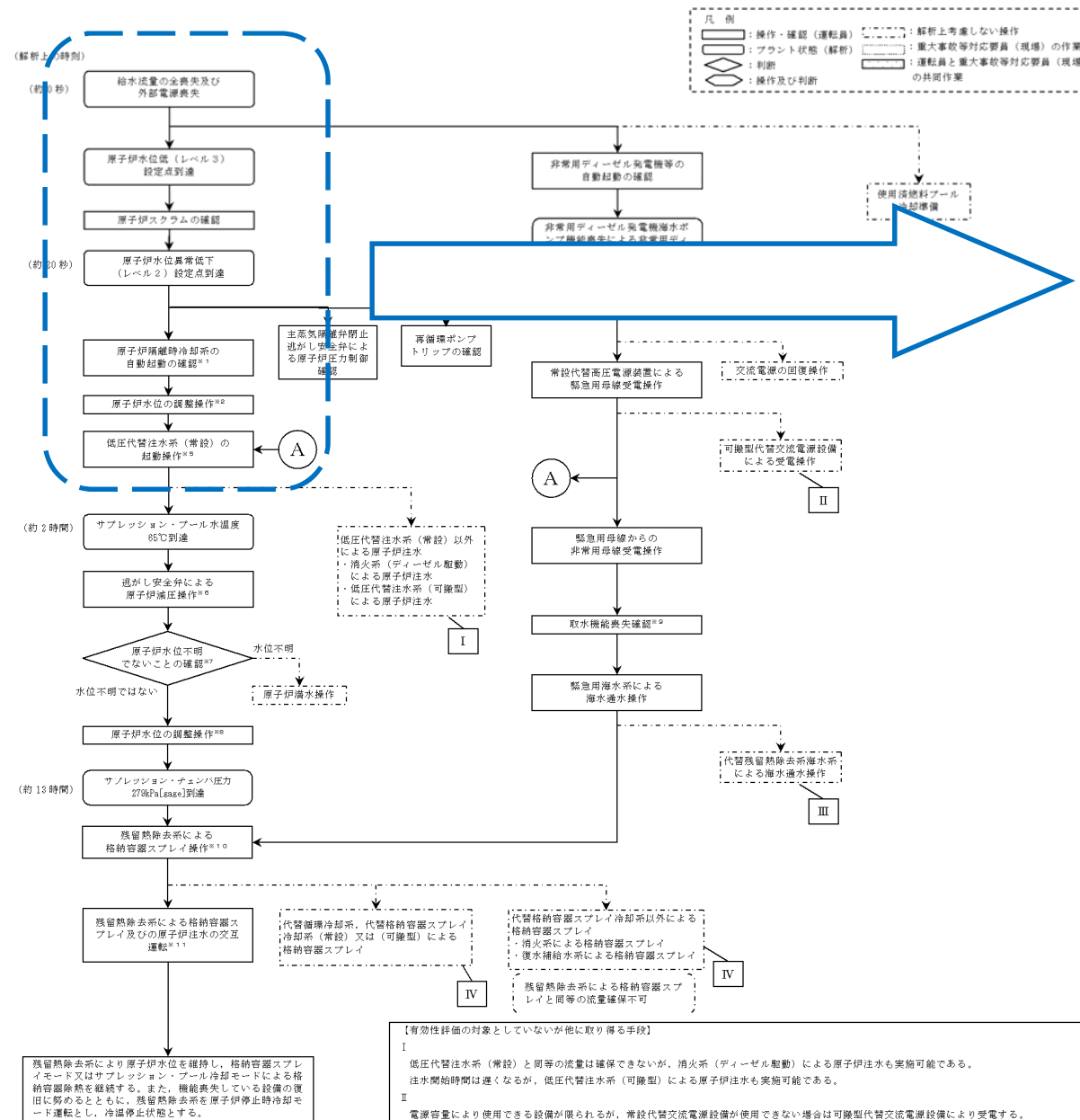
操作補足事項

全交流動力電源が喪失していることから、常設代替高圧電源装置を起動し、緊急用母線を受電する。その後、非常用交流電源の復旧を適宜行う。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

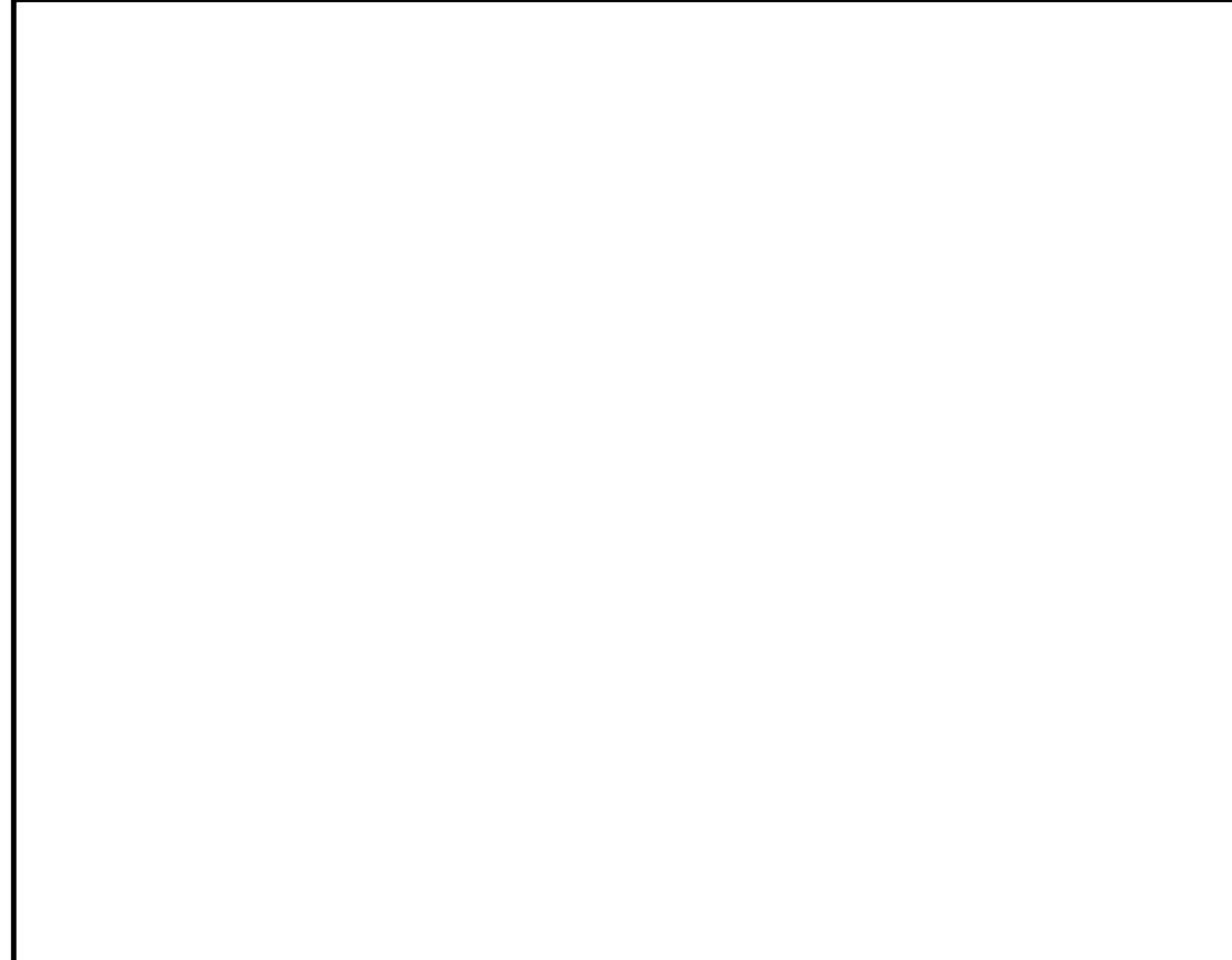
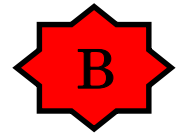
解析上の対応手順の概要フロー



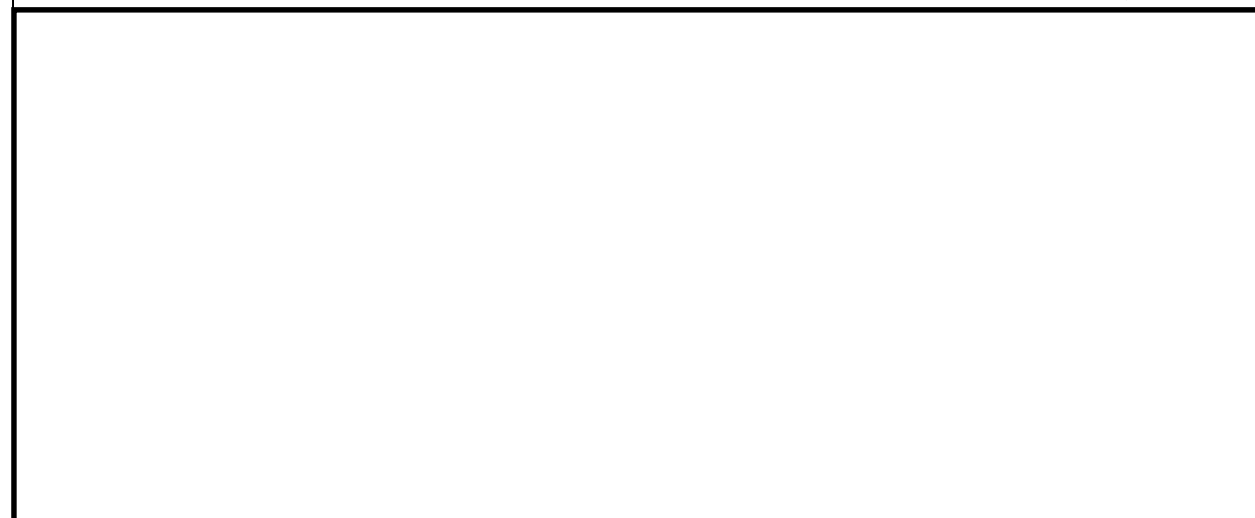
- ※1：中央制御室にて機器ランプ表示、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2：原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※3：取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機海水ポンプが起動失敗している場合、非常用ディーゼル発電機等は、インターロックにより80秒間運転を継続した後で停止する。
- ※4：中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができます、非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※5：蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系は原子炉減圧後の注水ができないため、全交流動力電源喪失時には緊急用母線の受電が完了した時点で低圧代替注水（常設）を起動し、サブレーション・プール水温度上昇に伴い原子炉減圧が必要になった場合に備え待機状態とする。
- ※6：サブレーション・プール水温度がサブレーション・プール熱容量制限（原子炉が高圧の場合は65℃）に到達し低圧注水可能な系統が待機状態の場合は、原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧代替注水（常設）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、低圧代替注水（常設）のみによる原子炉注水性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系を停止する想定としている。
- ※7：原子炉水位不明は、以下により判断する。
 - ・ドライフェル等蒸気駆動と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位計のばらつきが大きく有効燃料長頂部以上であることが判断できない場合
- ※8：低圧代替注水（常設）により、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）の間に維持する。
- ※9：取水機能喪失は、中央制御室にて蒸留熱除去系海水系の手動起動操作（失敗）を実施し、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
- ※10：実際には蒸留熱除去系の起動準備が完了した時点で、サブレーション・プール水温度が32℃を超過している場合はサブレーション・プール冷却モード運転、サブレーション・チェンバ圧力が245kPa[alarm]を超過している場合は格納容器スプレイモード運転を実施するが、評価上はサブレーション・チェンバ圧力が代替格納容器スプレイの実施基準である278kPa[alarm]に到達した時点で格納容器スプレイモード運転を開始する想定としている。
- ※11：蒸留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高（レベル8）にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

原子炉水位異常低下（レベル2）にて原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉隔離時冷却系により注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

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。

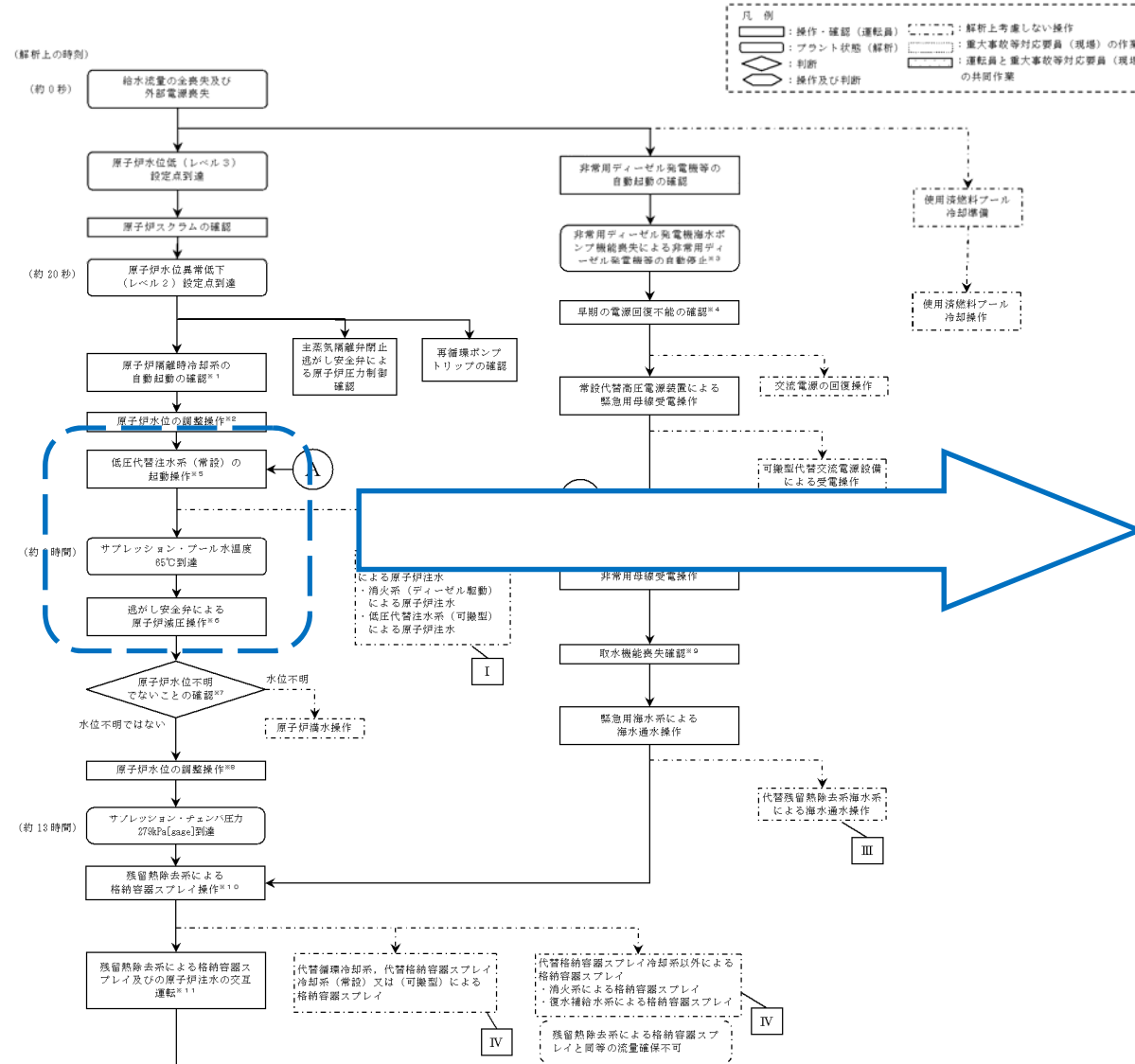
原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



【有効性評価の対象としていないが他に取る手段】

I 低圧代替注水系統（常設）と同等の流量は確保できないが、消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系統（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。

II 電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。

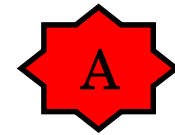
III 代替残留熱除去系海水系による海水通水も可能である。

IV 代替循環冷却系、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び（可搬型）による格納容器スプレイ冷却系（常設）又は（可搬型）による格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイと同等の流量確保不可

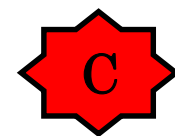
- ※1：中央制御室にて機器ランプ表示、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2：原子炉隔離時冷却系により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※3：取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機海水ポンプが起動失敗している場合、非常用ディーゼル発電機等は、インターロックにより60秒間運転を継続した後停止する。
- ※4：中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができます。非常用母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※5：蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系は原子炉減圧後の注水ができないため、全交流動力電源喪失時には緊急用母線の受電が完了した時点で低圧代替注水系統（常設）を起動し、サブプレッション・プール水温度上昇に伴い原子炉減圧が必要になった場合に備え待機状態とする。
- ※6：サブプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール容量制限（原子炉が高圧の場合は85℃）に到達し低圧で注水可能な系統が待機状態の場合は、原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧代替注水系統（常設）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、低圧代替注水系統（常設）のみによる原子炉注水性能を確認する観点で、原子炉減圧開始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。
- ※7：原子炉水位不明は、以下により判断する。
 - ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位計のばつがき大きく有効燃料長頂部以上であることが判断できない場合
- ※8：低圧代替注水系統（常設）により、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）の間に維持する。
- ※9：取水機能喪失は、中央制御室にて残留熱除去系海水系の手動起動操作（失敗）、機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
- ※10：実際には残留熱除去系の起動準備が完了した時点で、サブプレッション・プール水温度が85℃を超過している場合はサブプレッション・プール冷却モード運転、サブプレッション・チェンバ圧力が54kPa[base]を超過している場合は格納容器スプレイモード運転を実施するが、詳細上はサブプレッション・チェンバ圧力が代替格納容器スプレイの実施基準である37kPa[base]に到達した時点で格納容器スプレイモード運転を開始する想定としている。
- ※11：残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高（レベル8）にて格納容器スプレイモード運転に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

取水機能喪失により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁の排気及び原子炉隔離時冷却系の排気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。

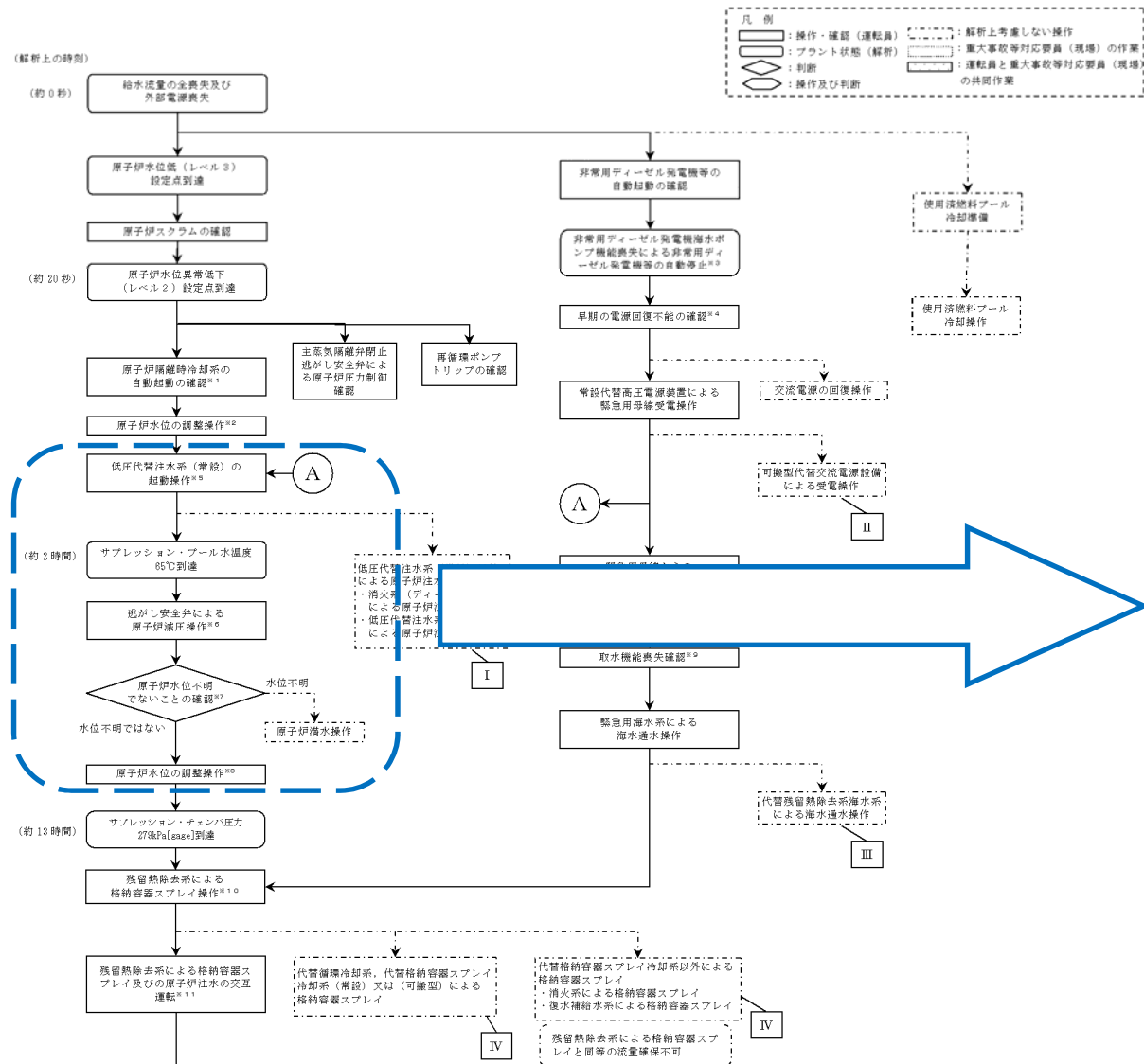
サブプレッション・プール水温度が32℃以上であることを確認し、「S/P温度制御」に移行する。

サブプレッション・プール水温度を継続監視し、サブプレッション・プール水熱容量制限の運転禁止領域に入ったことを確認した場合は、「急速減圧」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

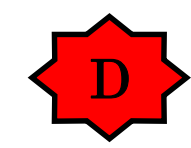
解析上の対応手順の概要フロー



- 【有効性詳細の対象としていないが他に取る手段】
- I 低圧代替注水系統（常設）と同等の流量は確保できないが、消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系統（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。
 - II 電源容量により使用できる設備に限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。
 - III 代替残留熱除去系海水系による海水通水も可能である。
 - IV 代替循環冷却系、代替格納容器スレイ冷却系（常設）及び（可搬型）による格納容器スレイも実施可能である。流量は少ないが、消火系及び復水補給水系による格納容器スレイも実施可能である。
- ※1：中央制御室にて機器ランプ表示、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2：原子炉隔離時冷却系により、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）の間に維持する。
- ※3：取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機海水ポンプが起動失敗している場合、非常用ディーゼル発電機等は、インターロックにより80秒間運転を継続した後停止する。
- ※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の起動ができず、非常用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：蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系は原子炉減圧後の注水ができないため、主交流動力電源喪失時には緊急用母線の受電が完了した時点で低圧代替注水系統（常設）を起動し、サブプレッション・プール水温度上昇に伴い原子炉減圧が必要になった場合に備え待機状態とする。
- ※6：サブプレッション・プール水温度がサブプレッション・プール熱容量制限（原子炉が高圧の場合は85℃）に到達し低圧注水可能な系統が待機状態の場合は、原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧代替注水系統（常設）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、低圧代替注水系統（常設）のみによる原子炉注水性能を確認する観点で、原子炉減圧開始と同時に原子炉隔離時冷却系を停止する想定としている。
- ※7：原子炉水位不明は、以下により判断する。
- ・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 - ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 - ・原子炉水位計のばらつきが大きく有効燃料長頂部以上であることが判断できない場合
- ※8：低圧代替注水系統（常設）により、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）の間に維持する。
- ※9：取水機能喪失は、中央制御室にて残留熱除去系海水系の手動起動操作（失敗）を実施し、機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
- ※10：実際には残留熱除去系の起動準備が完了した時点で、サブプレッション・プール水温度が82℃を超過している場合はサブプレッション・プール冷却モード運転、サブプレッション・チェンバ圧力が245kPa[ase]を超過している場合は格納容器スレイモード運転を実施するが、詳細上はサブプレッション・チェンバ圧力が代替格納容器スレイの実施基準である279kPa[ase]に到達した時点で格納容器スレイモード運転を開始する想定としている。
- ※11：残留熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高（レベル8）にて格納容器スレイモード運転に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

低圧代替注水系統（常設）を起動後、逃がし安全弁を手動開放し原子炉を減圧する。

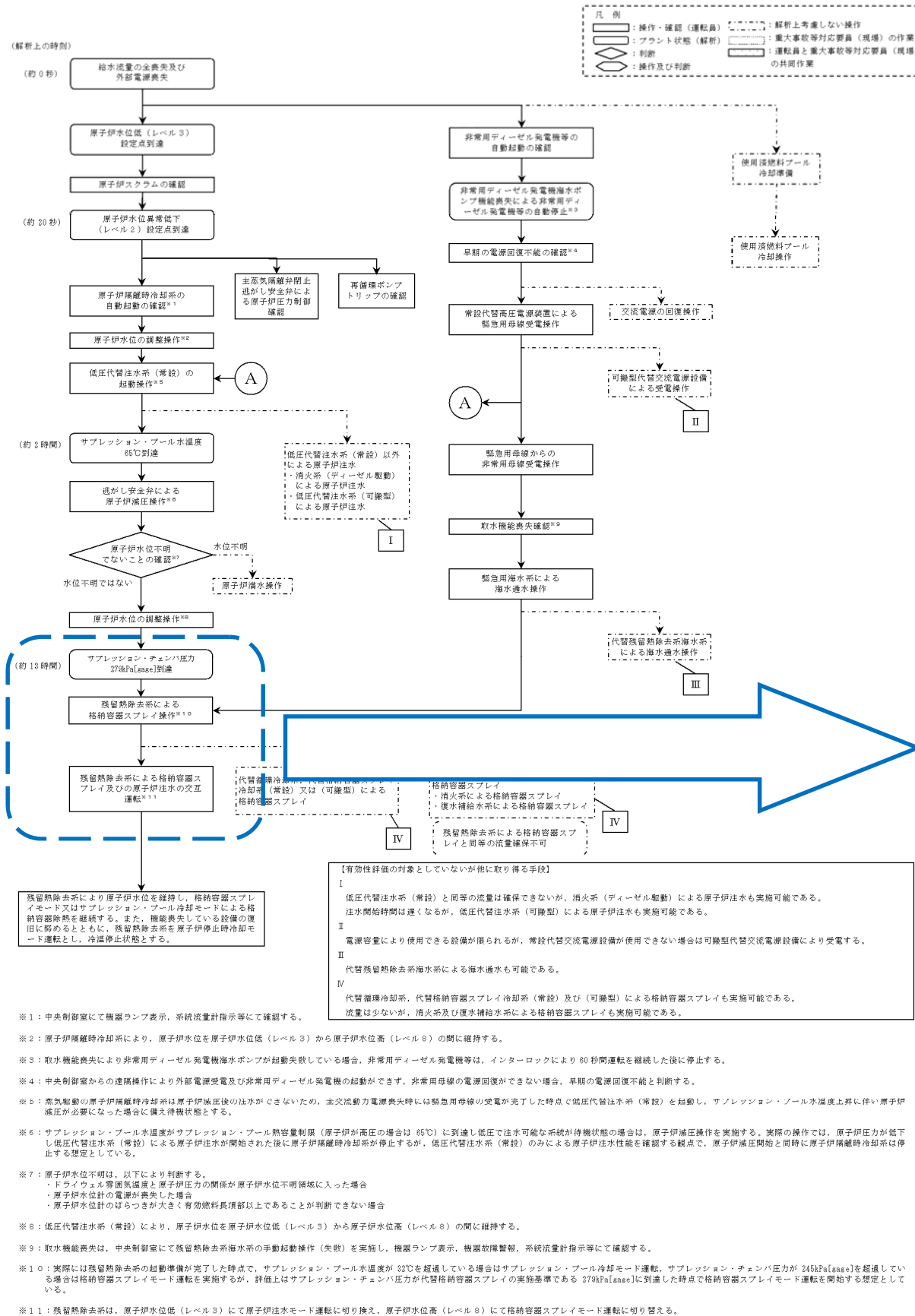
原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位計正常を確認後、「S/P温度制御」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

取水機能喪失により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁の排気及び原子炉隔離時冷却系の排気により、格納容器圧力が上昇する。

ドライウエル圧力が 13.7kPa [gage] 以上であることを確認し、「PCV圧力制御」に移行する。

サブプレッション・プール圧力の監視を行い、サブプレッション・プール圧力が 279kPa[gage] 以上となったことを確認し、緊急用海水系を使用した残留熱除去系による格納容器スプレイ操作を行う。

以降、原子炉水位低 (レベル3) まで低下したら、残留熱除去系による原子炉注水を再開し、原子炉水位高 (レベル8) まで上昇したら、格納容器スプレイを再開することを繰り返す。

重大事故等対策要領

1.4 崩壊熱除去機能喪失

1.4.2 残留熱除去系が故障した場合

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(原子炉冷却材喪失事故を除く。)の発生後、炉心冷却には成功するが、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、炉心の崩壊熱により発生した蒸気が格納容器に流入し格納容器圧力が上昇することで、緩和措置が取られない場合には、炉心損傷より先に格納容器破損に至る。これに伴い炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

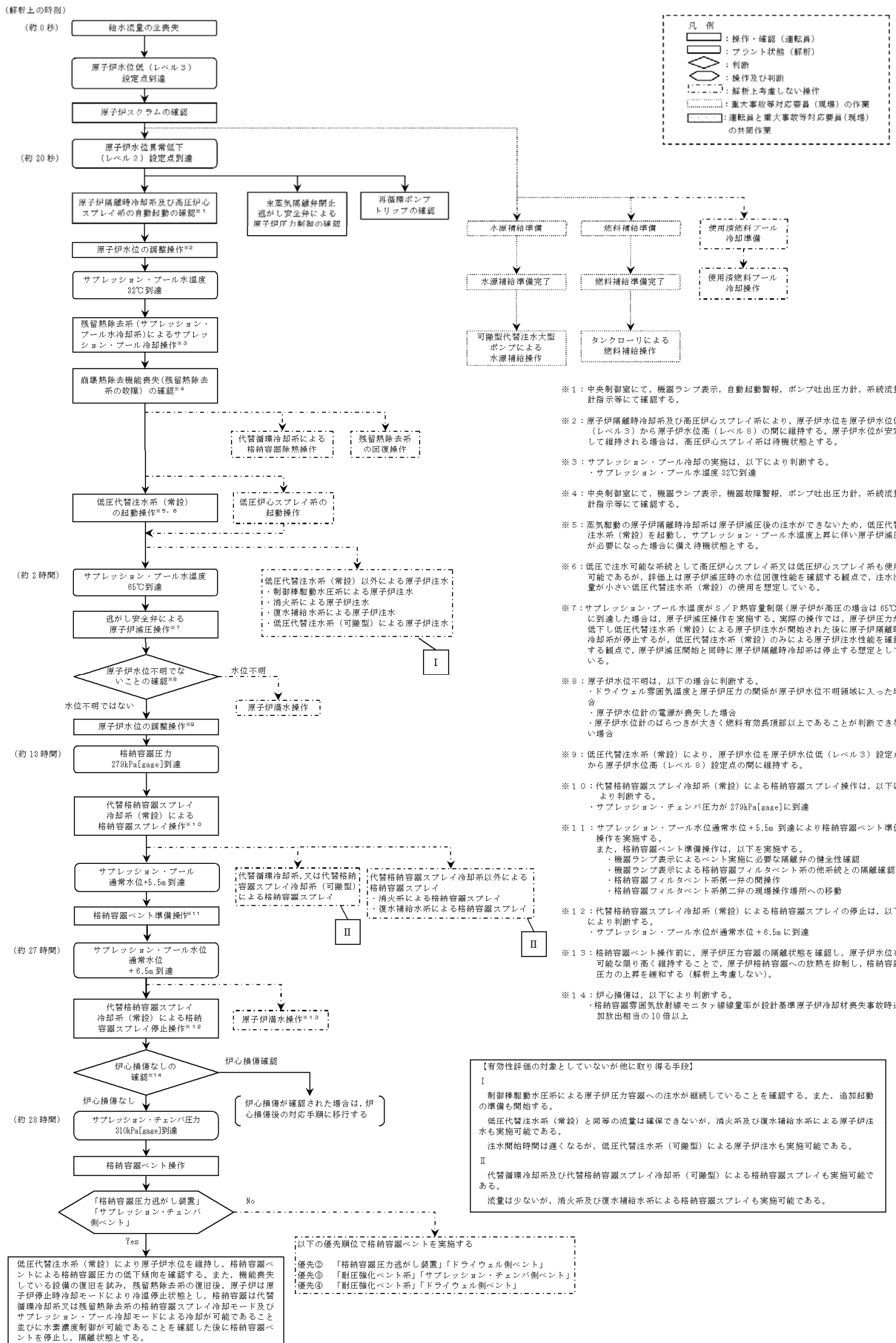
基本的な考え方

原子炉注水設備を用いて原子炉へ注水することにより炉心損傷の防止を図る。また、代替の格納容器除熱設備を用いて最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行い格納容器破損の防止を図る。

対応手順概要

- 原子炉スクラムの確認
- 原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系による原子炉注水
- 崩壊熱除去機能喪失の確認
- 逃がし安全弁による原子炉減圧
- 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
- 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却
- 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱

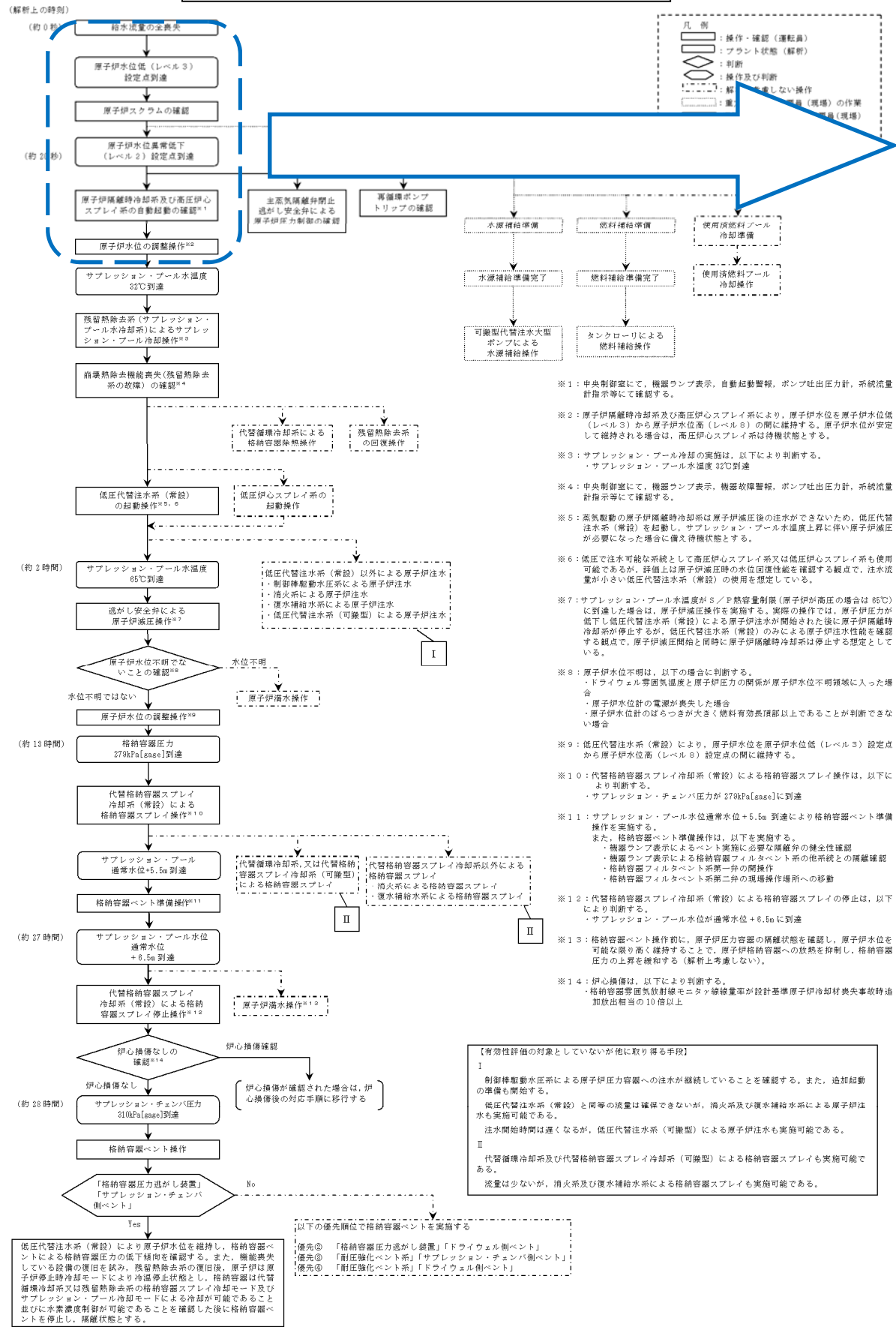
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「給水流量全喪失」事象発生
原子炉水位低(レベル3)信号により原子炉がスクラムする。そのため、「スクラム」にて対応する。

最初に「原子炉出力」制御にて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。

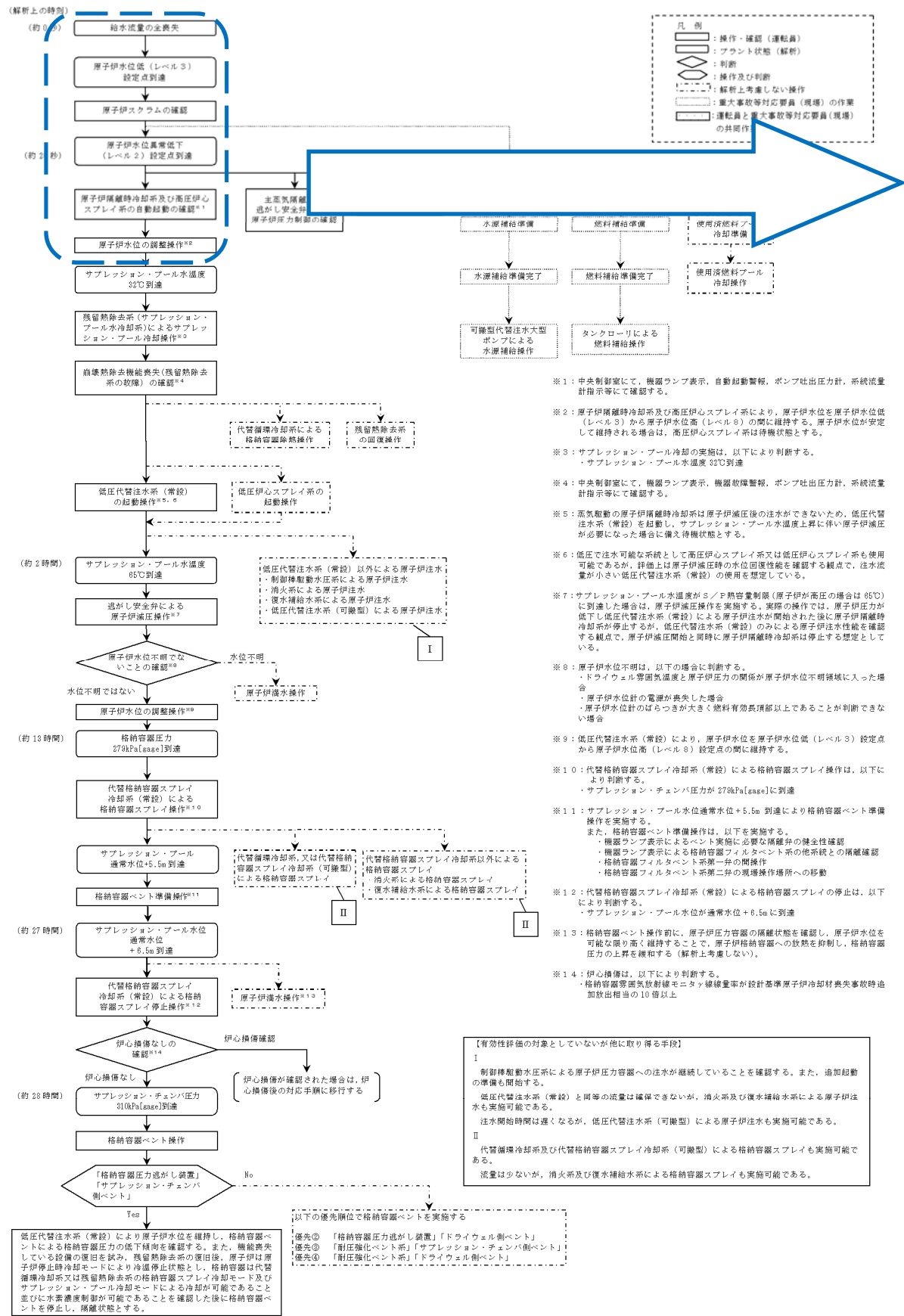
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。

全給水喪失により原子炉スクラム後も原子炉水位は低下し、原子炉水位低(レベル3)～原子炉水位高(レベル8)に維持できないため、「水位確保」へ移行する。

重大事故等対策要領

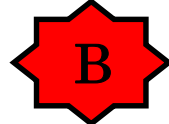
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

原子炉水位異常低下(レベル2)にて原子隔離時冷却系及び高圧炉心スプレィ系が自動起動し、注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)～原子炉水位高(レベル8)に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

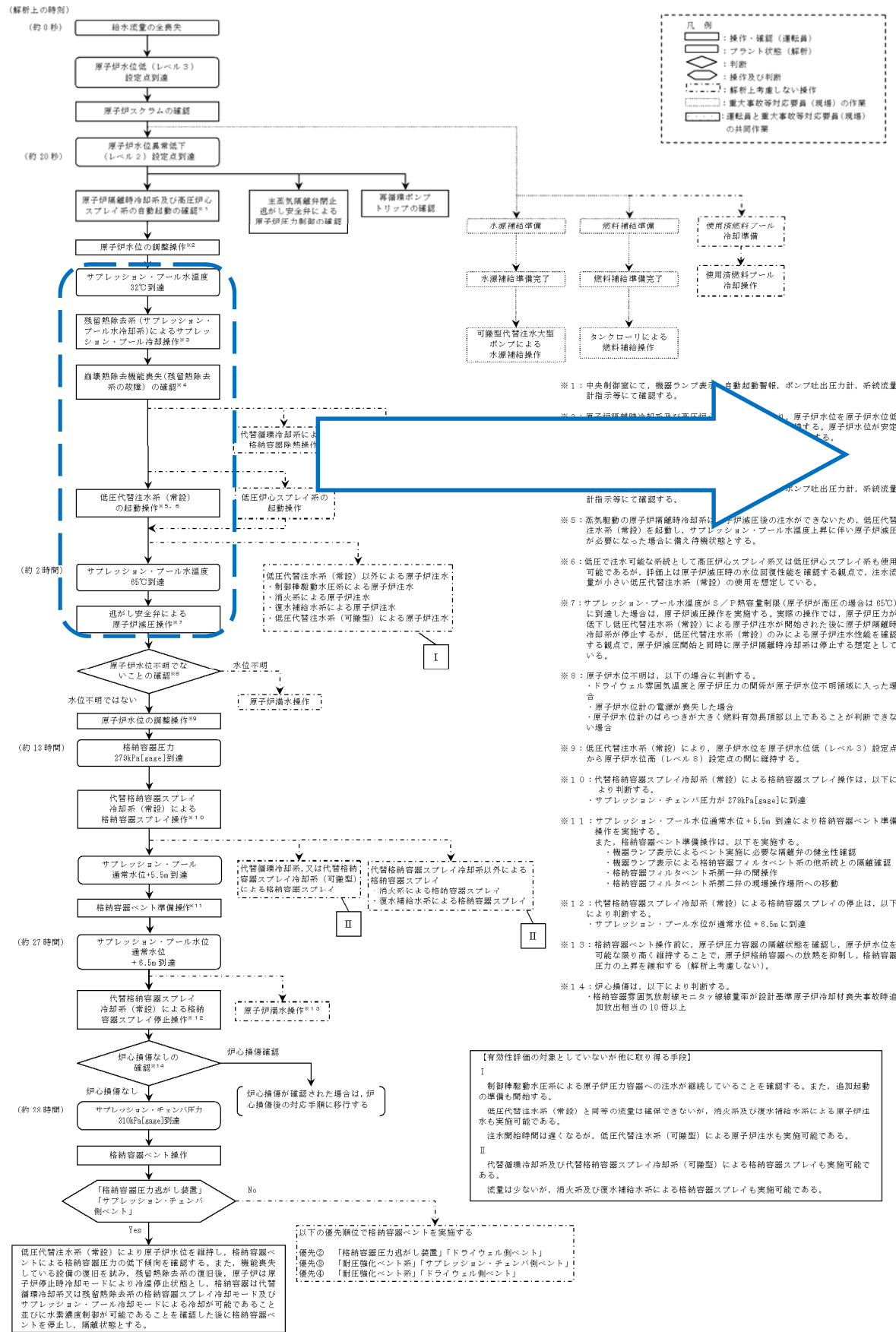
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



重大事故等対策要領

詳細手順説明

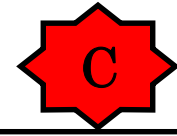
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

残留熱除去系の機能喪失により、崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁の排気及び原子炉隔離時冷却系の排気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。

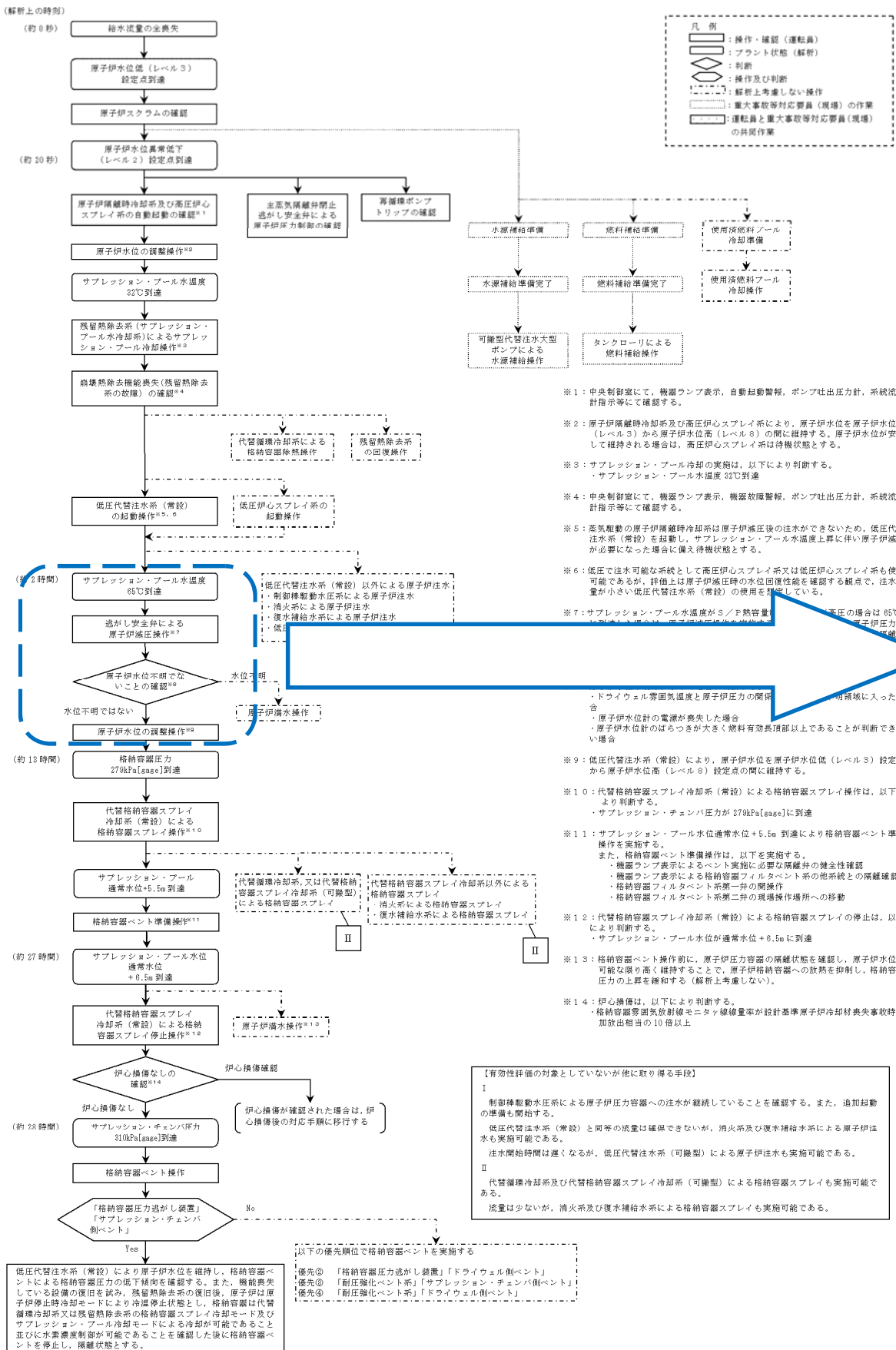
サブプレッション・プール水温度が32°C以上であることを確認し、「S/P温度制御」に移行する。

サブプレッション・プール水温度を継続監視し、サブプレッション・プール水熱容量制限図の運転禁止領域に入ったことを確認した場合は、「急速減圧」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

低圧代替注水系 (常設) を起動後、逃がし安全弁 7 弁を手動開放し原子炉を減圧する。また、原子炉減圧に伴い原子炉隔離時冷却系が停止することを確認する。

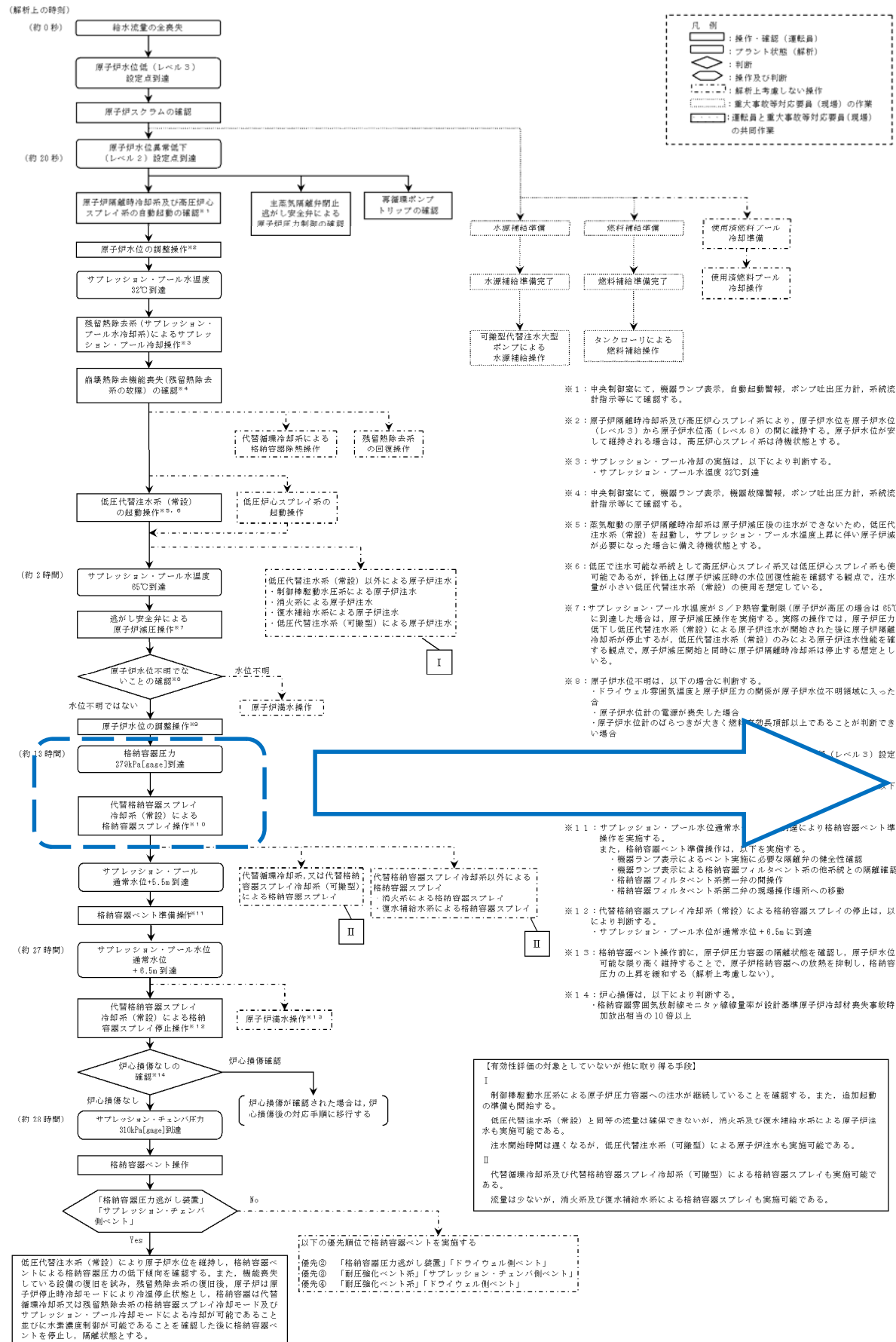
原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウエル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位計正常を確認後、「S/P 温度制御」へ移行する。

重大事故等対策要領

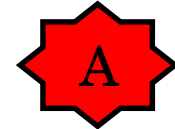
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム (RC)」



事故時対応手順書(徴候ベース)「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

残留熱除去系の崩壊熱除去機能が喪失していることから、逃がし安全弁からの排気によりサブプレッション・プール圧力が上昇する。

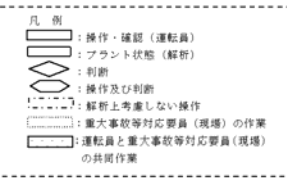
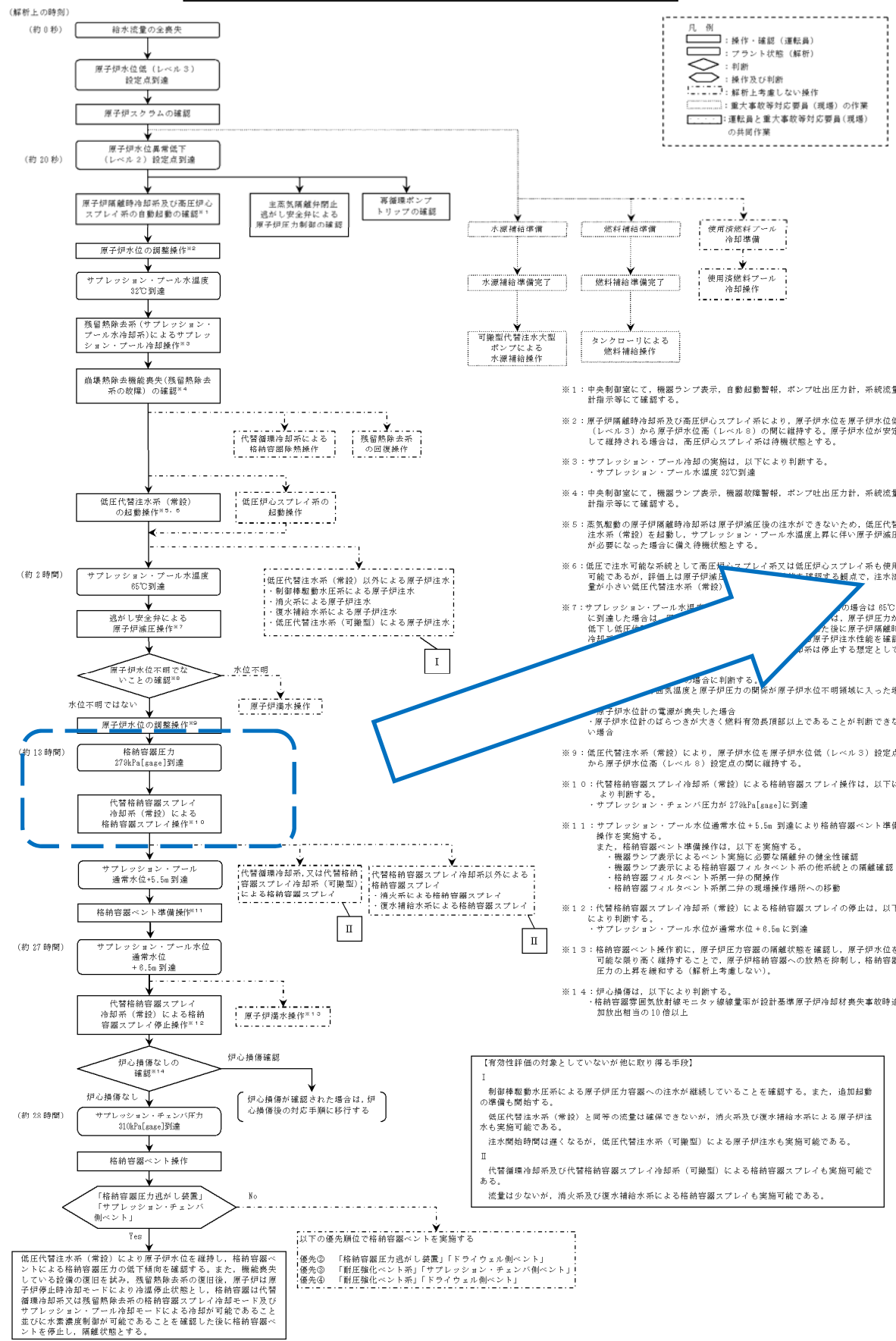
ドライウェル圧力が13.7kPa [gage]以上であることを確認し、「PCV圧力制御」に移行する。

サブプレッション・プール圧力の監視を行う。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書II (徴候ベース)「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

サブプレッション・チェンバ圧力が279kPa[gage]以上となったことを確認し、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)により、格納容器スプレイを行う。

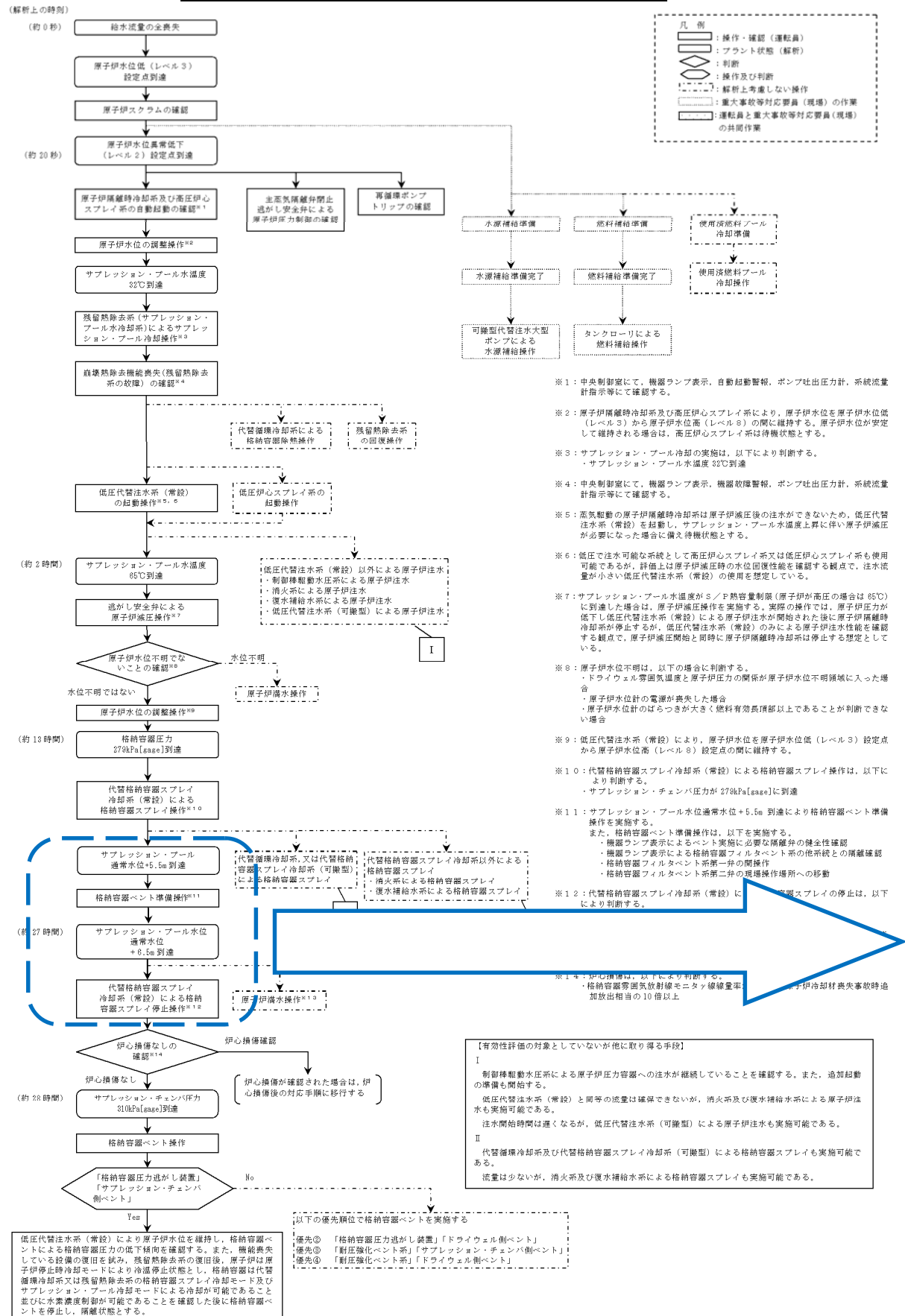
重大事故等対策要領

- ※1: 中央制御室にて、機器ランプ表示、自動起動警報、ポンプ吐出圧力計、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2: 原子炉降熱時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により、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)の間に維持する。原子炉水位が安定して維持される場合は、高圧炉心スプレイ系は待機状態とする。
- ※3: サプレッション・プール冷却の実施は、以下により判断する。
- サプレッション・プール水温度 32℃到達
- ※4: 中央制御室にて、機器ランプ表示、機器故障警報、ポンプ吐出圧力計、系統流量計指示等にて確認する。
- ※5: 蒸気駆動の原子炉降熱時冷却系は原子炉減圧後の注水ができないため、低圧代替注水系(常設)を起動し、サブプレッション・プール水温度上昇に伴い原子炉減圧が必要になった場合に備え待機状態とする。
- ※6: 低圧で注水可能な系統として高圧炉心スプレイ系又は低圧炉心スプレイ系も使用可能であるが、詳細は原子炉減圧時注水(常設)の注水開始条件にて確認する。
- ※7: サプレッション・プール水温度 65℃到達後は、原子炉圧力が低下し低圧代替注水系(可搬型)による注水を実施する。原子炉圧力が低下し低圧代替注水系(可搬型)による注水を実施する場合は、原子炉圧力が低下し低圧代替注水系(可搬型)による注水を実施する。
- ※8: 原子炉水位不明でないことの確認は、原子炉水位計の電源が喪失した場合、原子炉水位計のばらつきが大きくなり燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※9: 低圧代替注水系(常設)により、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点から原子炉水位高(レベル8)設定点の間に維持する。
- ※10: 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ操作は、以下により判断する。
- サプレッション・チェンバ圧力が270kPa[gage]に到達
- ※11: サプレッション・プール水位通常水位+5.5m到達により格納容器ベント準備操作を実施する。
また、格納容器ベント準備操作は、以下を実施する。
- 機器ランプ表示によるベント実施に必要な隔離弁の健全性確認
- 機器ランプ表示による格納容器フィルタベント系の他系統との隔離確認
- 格納容器フィルタベント系第一弁の開閉操作
- 格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所への移動
- ※12: 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイの停止は、以下により判断する。
- サプレッション・プール水位が通常水位+8.5mに到達
- ※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、原子炉水位を可能な限り高く維持することで、原子炉格納容器への放熱を抑制し、格納容器圧力の上昇を緩和する(断上考慮しない)。
- ※14: 炉心損傷は、以下により判断する。
- 格納容器雰囲気放射線モニタ線線量率が設計基準原子炉冷却材喪失事故時追加放出量の10倍以上

【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】
I
制御種別動水圧系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、追加起動の準備も開始する。
低圧代替注水系(常設)と同等の流量は確保できないが、消火系及び復水補給水系による原子炉注水も実施可能である。
注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水も実施可能である。
II
代替降熱時冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)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、消火系及び復水補給水系による格納容器スプレイも実施可能である。

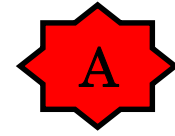
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

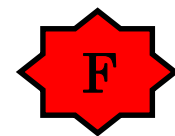


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/P 水位制御」



操作補足事項

外部水源を使用した代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器スプレィにより、サブプレッション・プール水位が上昇する。

サブプレッション・プール水位が +16.7 cm 以上であることを確認し、「S/P 水位制御」に移行する。

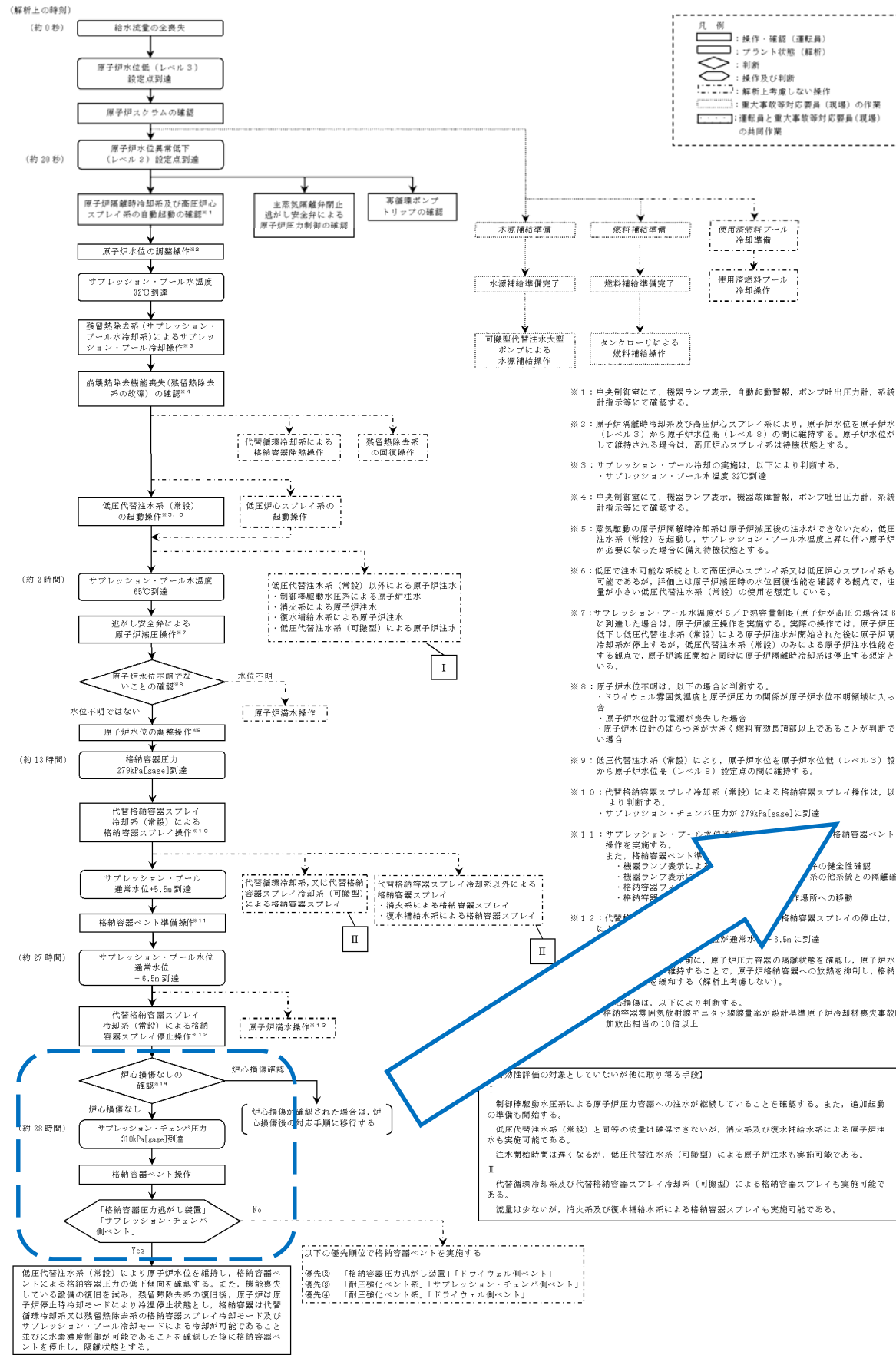
サブプレッション・プール水位の監視を行い、+5.5m 以上にて格納容器ベント準備操作を実施する。

また、サブプレッション・プール水位の上昇が継続することにより +6.5m 以上となったことを確認し、代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による格納容器スプレィを停止する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」 格子容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

代替格子容器スプレィ冷却系 (常設) による格子容器スプレィ停止により、サブプレッション・プール圧力が上昇する。
サブプレッション・プール圧力が 310kPa[gage] 到達したことを確認し、格子容器圧力逃がし装置による格子容器ベントを実施する。

重大事故等対策要領

1.5 原子炉停止機能喪失

特徴

運転時の異常な過渡変化の発生後、炉心冷却には成功するが、原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため、原子炉は臨界状態が継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、炉心で発生した蒸気が格納容器に流入し格納容器圧力が上昇することで、緩和措置が取られない場合には、炉心損傷より先に格納容器先行破損に至る。これに伴い炉心冷却機能を喪失する場合には、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

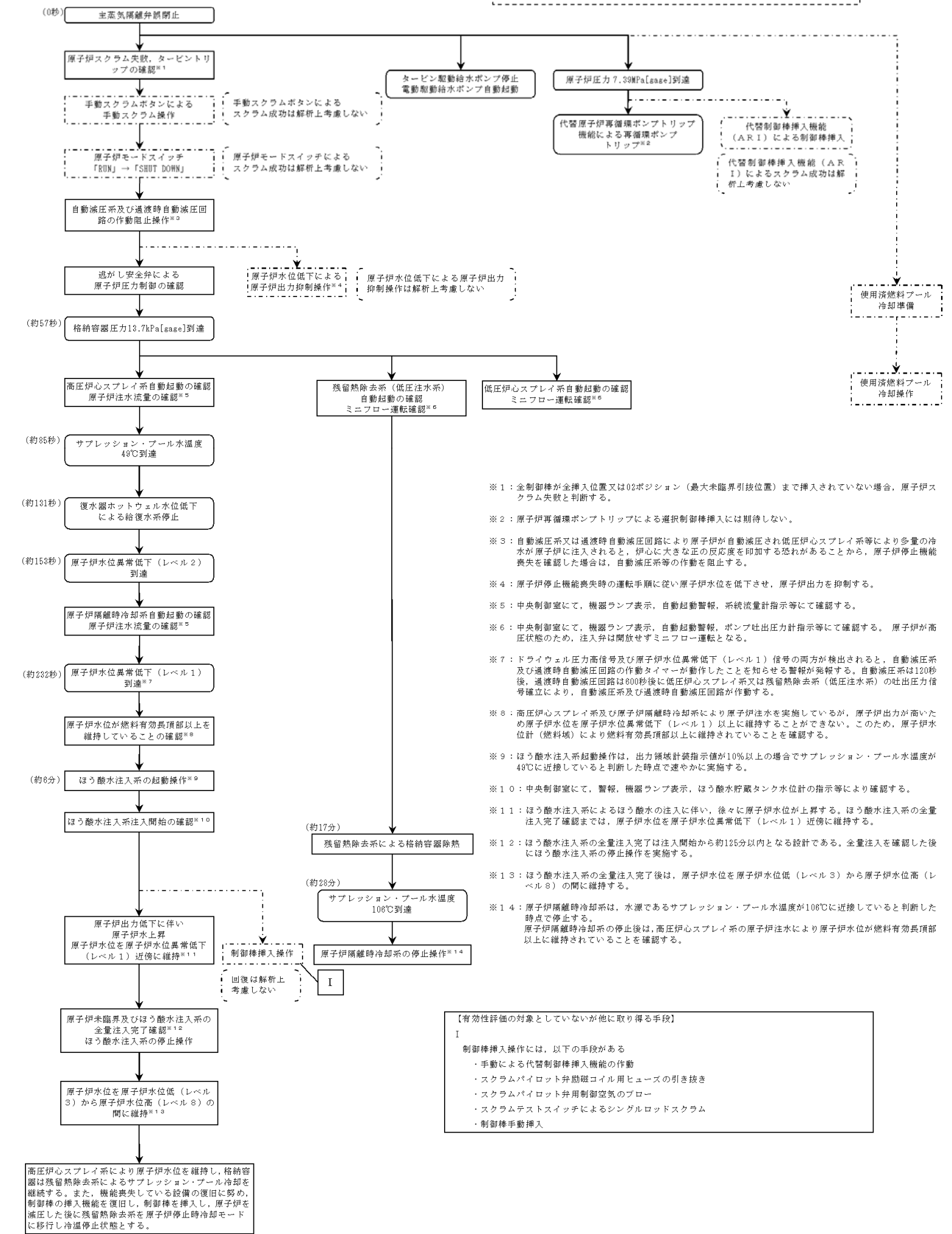
代替の原子炉停止設備を用いて原子炉出力を抑制し、発生蒸気量を低減するとともに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行い格納容器破損の防止を図るとともに、原子炉注水設備を用いて原子炉水位を適切に維持することにより炉心損傷の防止を図る。

対応手順概要

- 原子炉スクラム失敗の確認
- 格納容器圧力上昇による高压炉心スプレィ系、低压炉心スプレィ系等の自動起動確認
- 自動減圧系等の作動阻止操作
- 原子炉隔離時冷却系の自動起動確認
- ほう酸水注入系の起動
- 残留熱除去系による格納容器除熱

解析上の対応手順の概要フロー

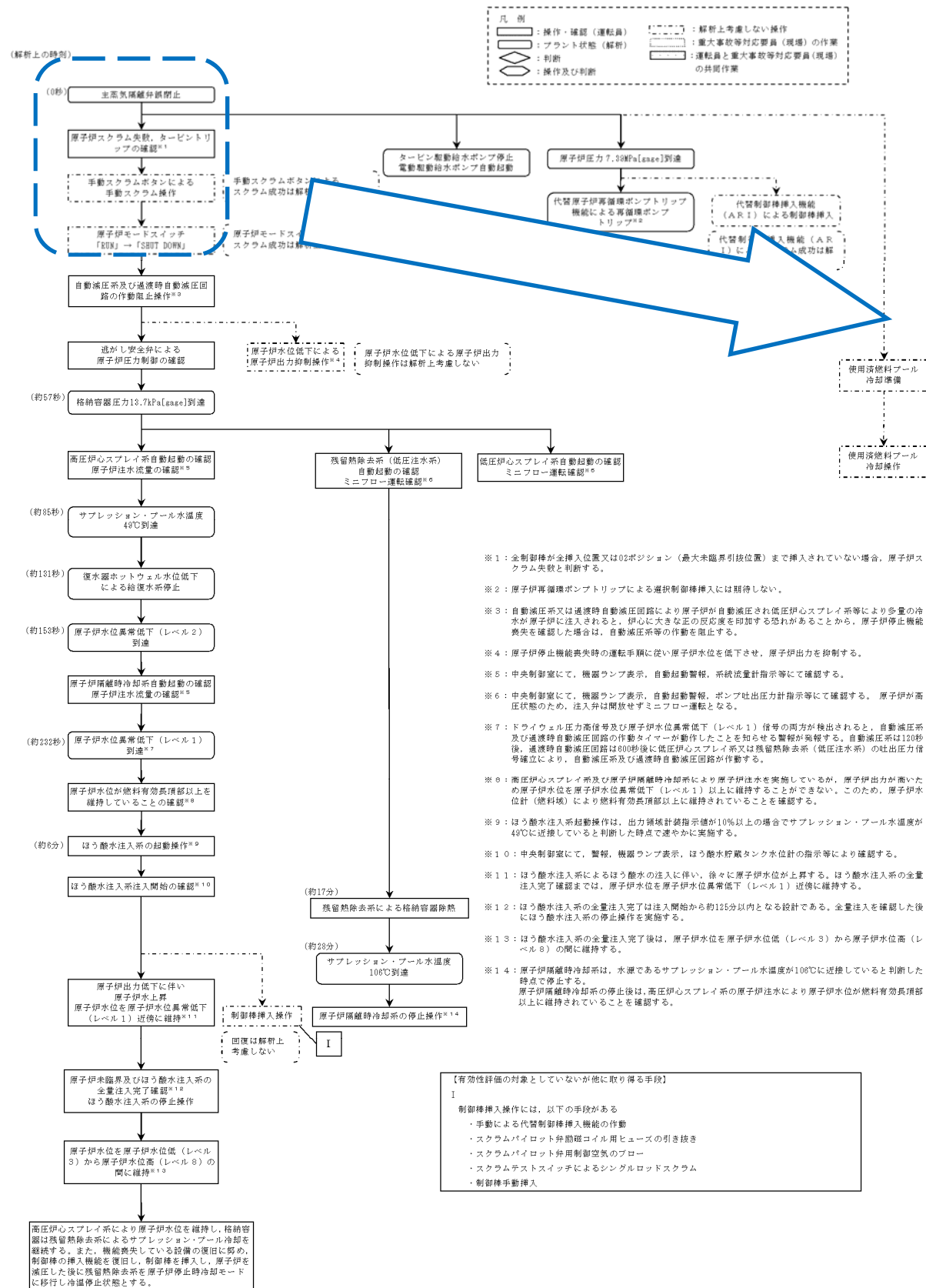
(解析上の時刻)



非常時運転手順書 全体対応フロー

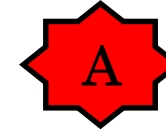
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

最初に「原子炉出力」制御にて原子炉の停止状態を確認する。

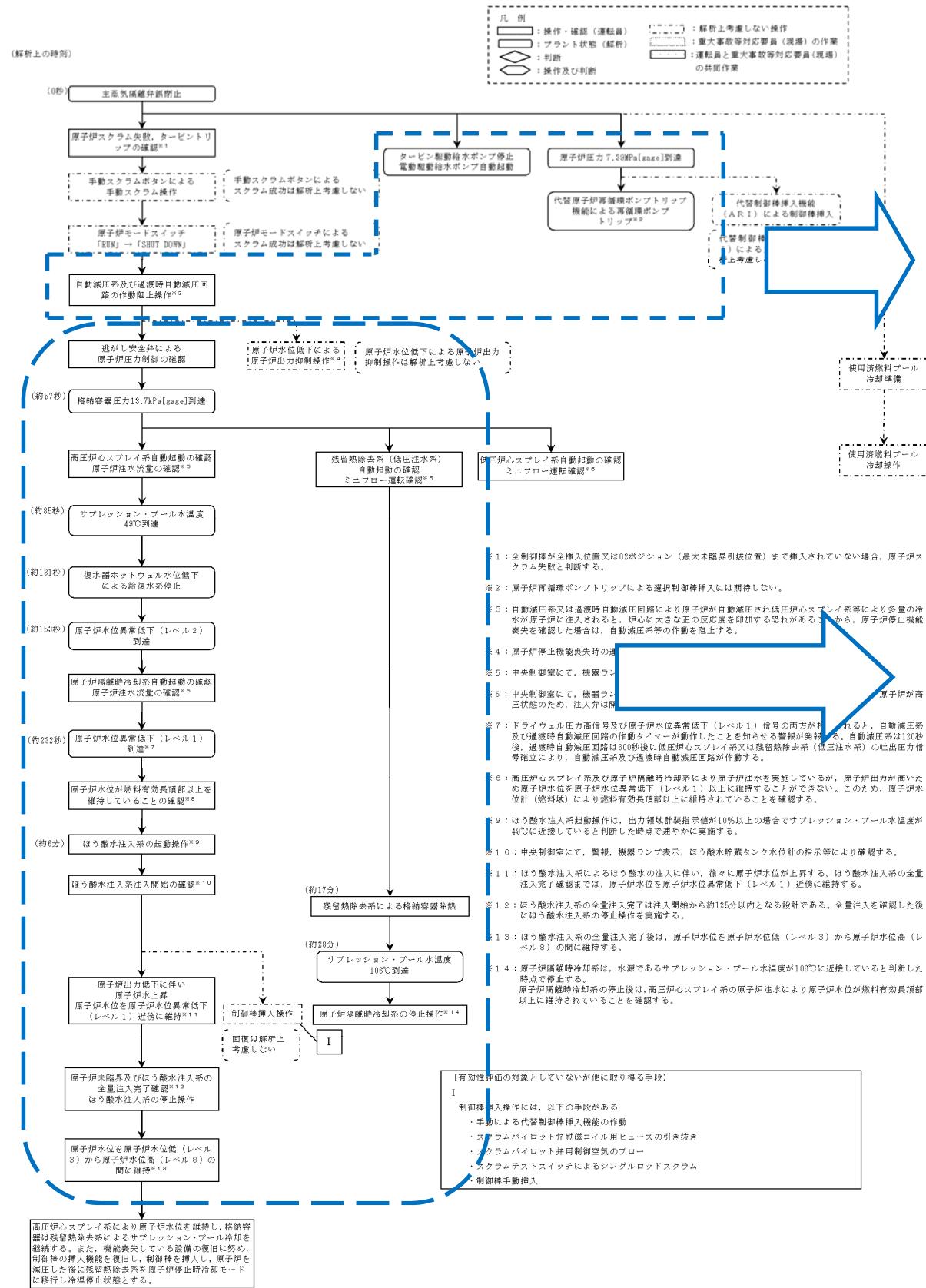
原子炉スクラムに失敗しているため「反応度制御」へ移行する。

また、「格納容器制御導入」を継続監視するが、以降は「反応度制御」を優先する。

重大事故等対策要領

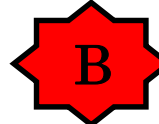
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「反応度制御」



操作補足事項

原子炉冷却材再循環ポンプの停止確認又は手動により停止させる。

ドライウェル圧力高 (13.7kPa [gage]) 信号と原子炉水位レベル1信号が検出され120秒経過後、自動減圧系が作動し、非常用炉心冷却系による多量の注水による反応度投入防止のため自動減圧系等の作動阻止を行う。

「SLC」操作
ほう酸水注入系を起動し、原子炉にほう酸水を注入することで、原子炉出力を低下させる。

逃がし安全弁の排気により、サプレッション・プール水温が上昇することから、残留熱除去系によるサプレッション・プール水冷却を行う。

また、サプレッション・プール水温が106℃近接にてRCICを停止する。

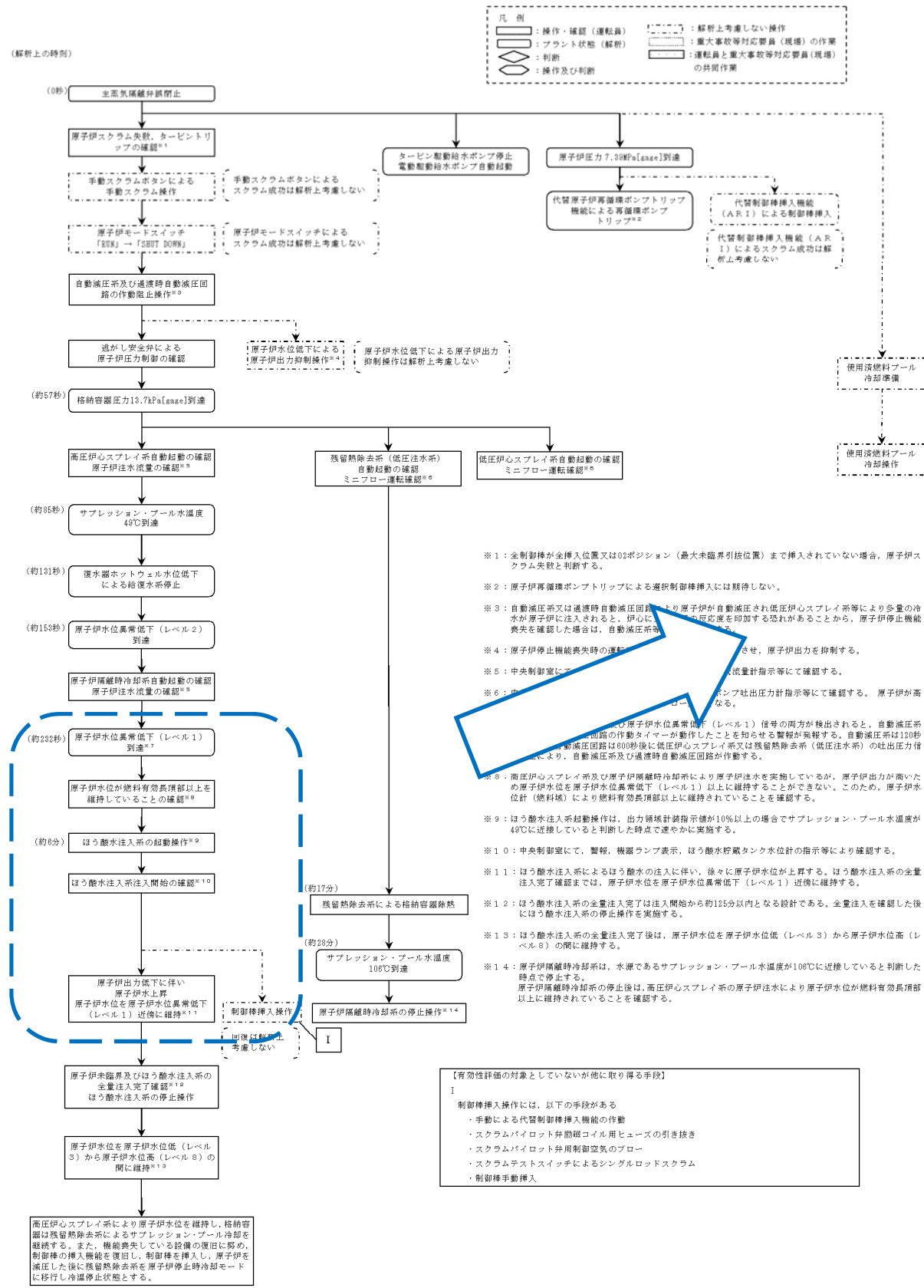
「CR」操作
代替制御棒挿入機能、スクラムテストスイッチ、ヒューズ引き抜き、制御棒手動挿入等により、制御棒を挿入する。

ほう酸水の全量注入完了又は制御棒02ポジション以下まで挿入完了後、「スクラム」へ移行する。

重大事故等対策要領

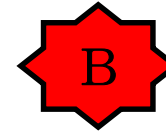
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書II (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「反応度制御」



操作補足事項

「水位」操作
主蒸気隔離弁の閉止により給水全喪失に至るが、格納容器圧力 13.7kPa[gage]で原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系が自動起動し、原子炉注水が確保される。原子炉出力が高い場合は、原子炉への注水量を調整し、原子炉水位を原子炉水位異常低下 (レベル1) 付近まで低下させることで、原子炉出力を低下させる。

「圧力」操作
逃がし安全弁にて、原子炉圧力を一定に維持する。

非常時運転手順書II (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



重大事故等対策要領

1.6 L O C 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ンダリを構成する配管に中小規模の破断が発生した後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失することで原子炉へ注水する機能が喪失することを想定する。このため、破断箇所からの原子炉冷却材の流出により、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、緩和措置が取られない場合には、炉心が露出することで炉心損傷に至る。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よる崩壊熱除去機能喪失を想定する。

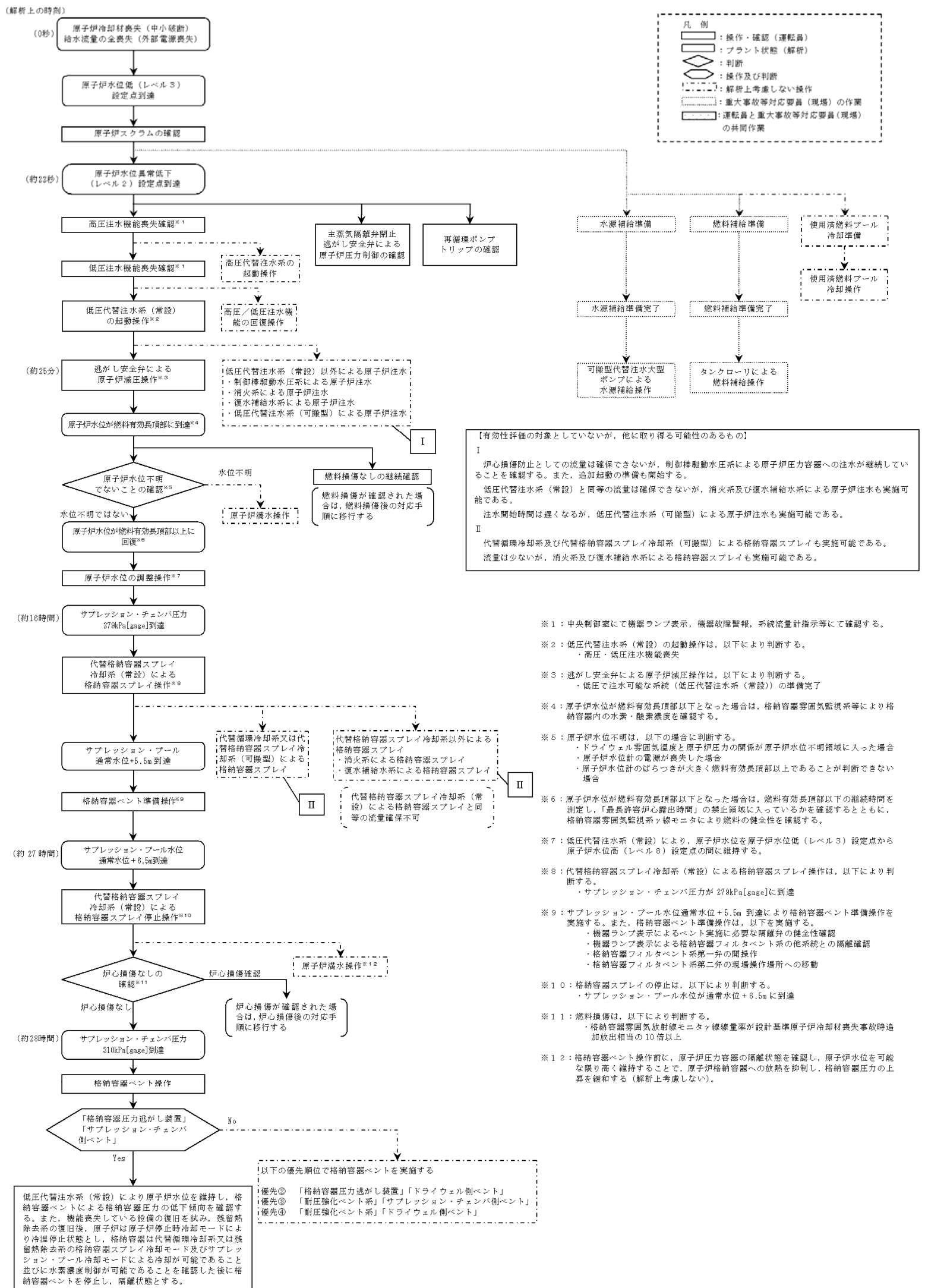
基本的な考え方

原子炉減圧後に低圧の注水機能を用いて原子炉へ注水することによって炉心損傷の防止を図るとともに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行い、格納容器破損の防止を図る。

対応手順概要

- 原子炉スクラムの確認
- 高圧・低圧注水機能喪失の確認
- 逃がし安全弁による原子炉減圧
- 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
- 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却
- 格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱

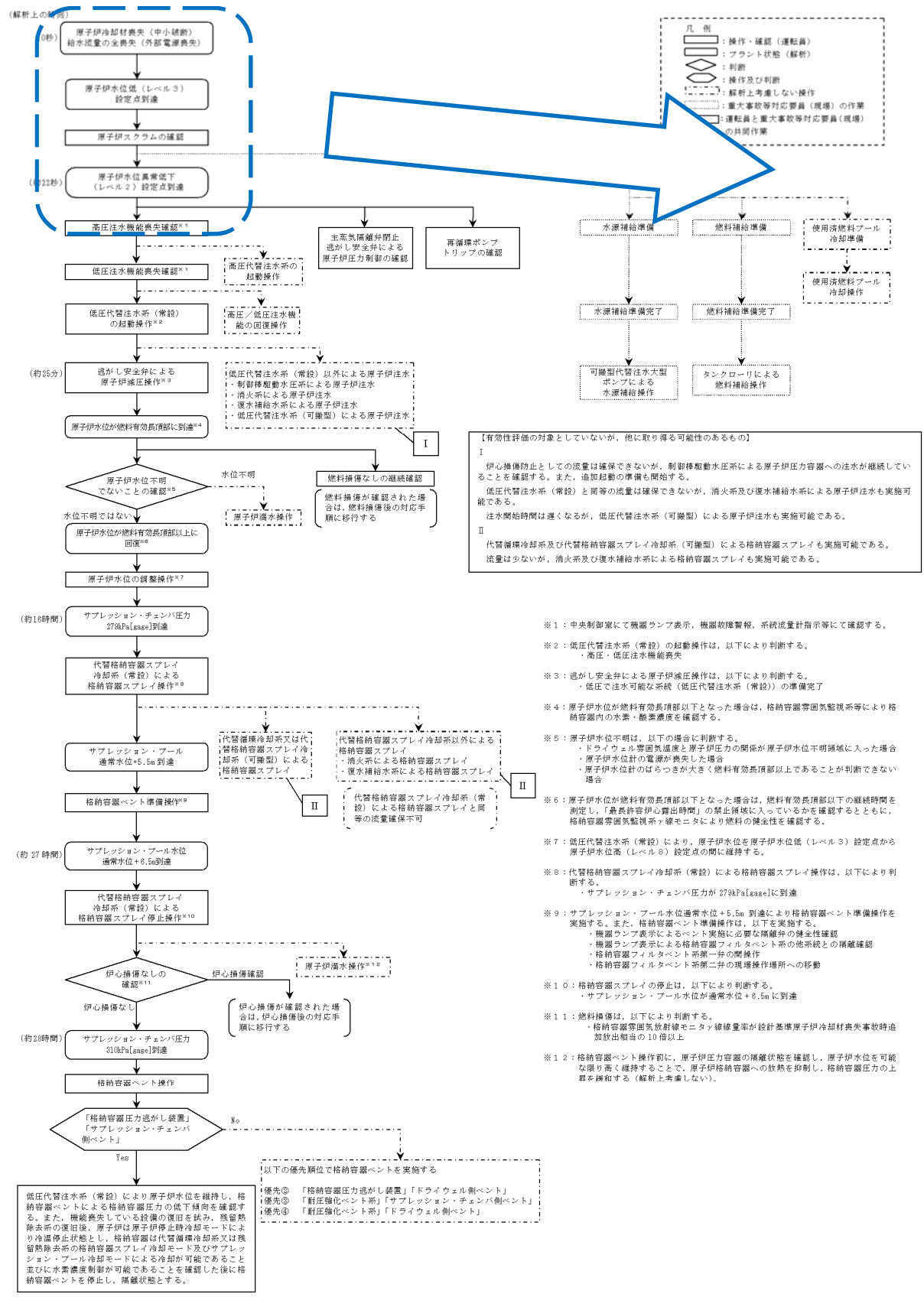
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

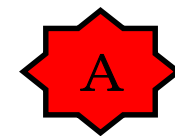
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



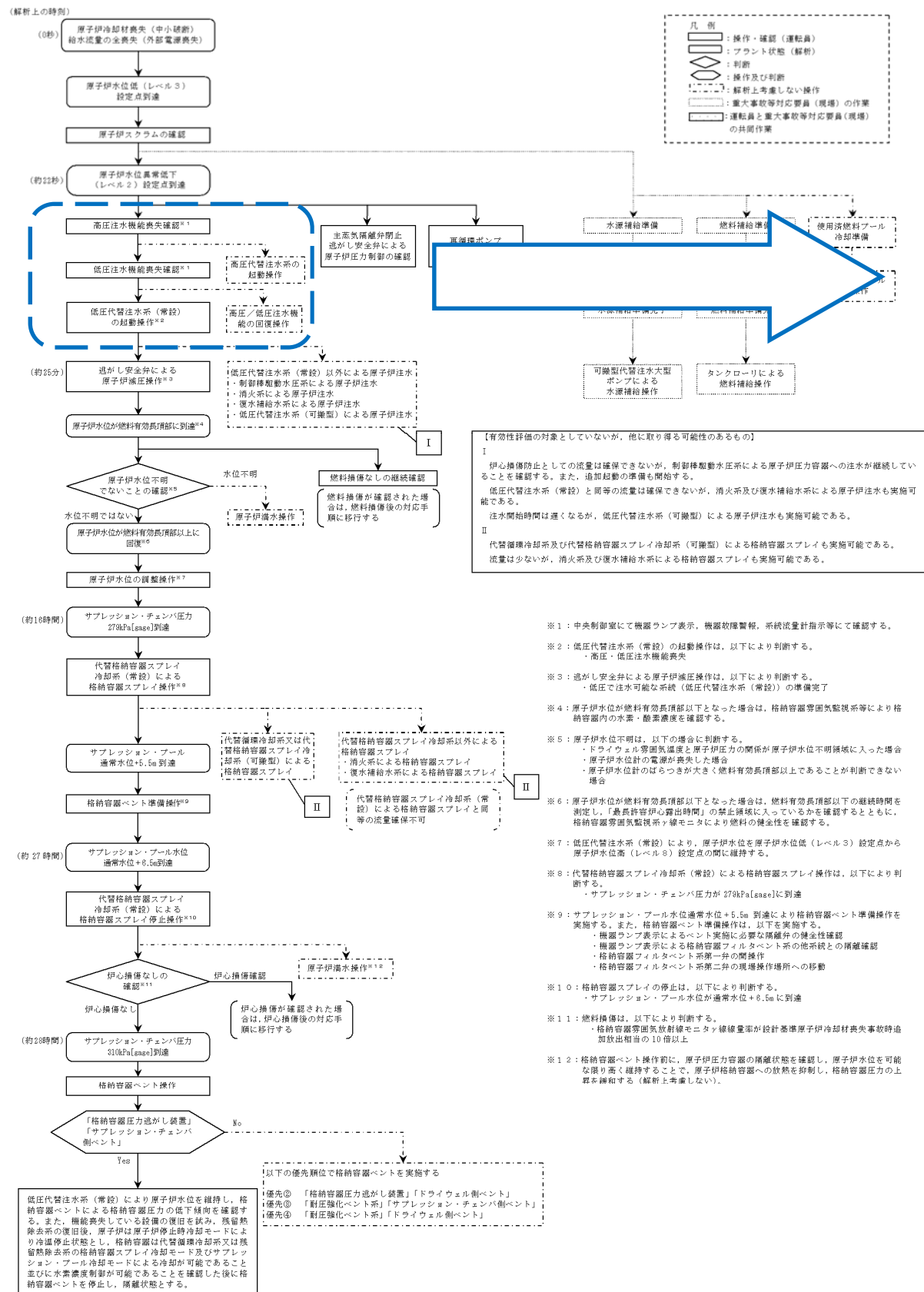
操作補足事項

「冷却材喪失事故」発生
最初に「原子炉出力」制御にて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。
外部電源喪失により、給水機能が喪失していることから、原子炉水位異常低下 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動するが、高圧注水機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。
原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) ~ 原子炉水位高 (レベル8) に維持できないことから「水位確保」制御へ移行する。

重大事故等対策要領

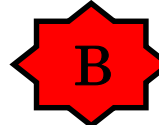
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

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。

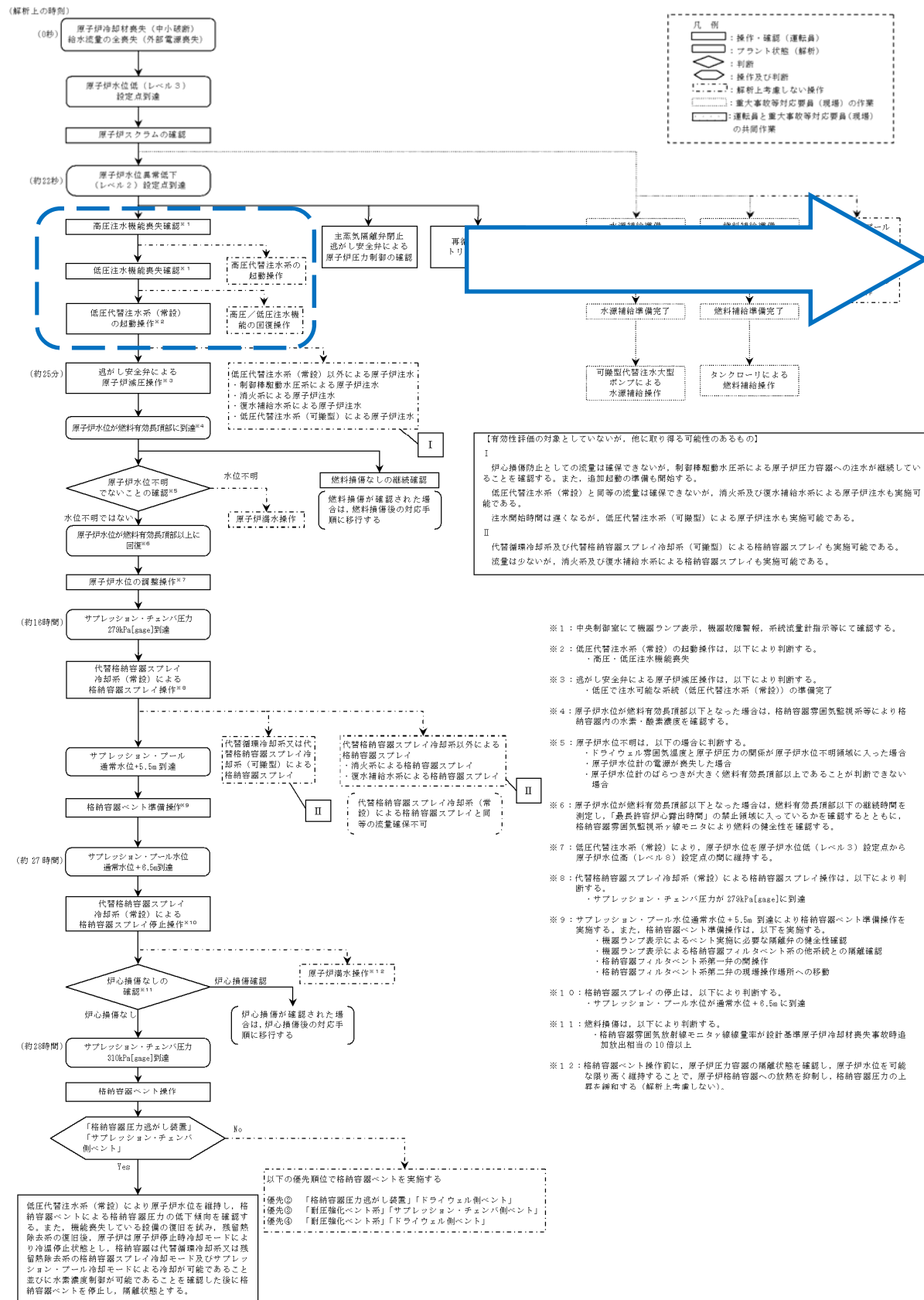
高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。

原子炉水位が原子炉水位異常低下 (レベル1) 以上維持可能でないことを確認し、「水位回復」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



【有効性評価の対象としないが、他に取得可能なもの】

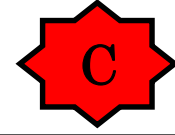
I
 伊心挿入防止としての流量は確保できないが、制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する。
 低圧代替注水 (常設) と同等の流量は確保できないが、消火系及び復水補給水系による原子炉注水も実施可能である。
 注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水も実施可能である。

II
 代替格納冷却系及び代替格納管スプレイ冷却系 (可搬型) による格納管スプレイも実施可能である。
 流量は少ないが、消火系及び復水補給水系による格納管スプレイも実施可能である。

- ※ 1 : 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
- ※ 2 : 低圧代替注水 (常設) の起動操作は、以下により判断する。
 ・高圧・低圧注水機能喪失
- ※ 3 : 過がし安全弁による原子炉減圧操作は、以下により判断する。
 ・低圧で注水可能な系統 (低圧代替注水 (常設)) の準備完了
- ※ 4 : 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納管周囲監視系等により格納管内部の水素・酸素濃度を確認する。
- ※ 5 : 原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
 ・ドライウェル周囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
 ・原子炉水位計の電源が喪失した場合
 ・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※ 6 : 原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容伊心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納管周囲監視系モニタにより燃料の健全性を確認する。
- ※ 7 : 低圧代替注水 (常設) により、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) 設定点から原子炉水位高 (レベル8) 設定点の間に維持する。
- ※ 8 : 代替格納管スプレイ冷却系 (常設) による格納管スプレイ操作は、以下により判断する。
 ・サブプレッション・チェンバ圧力が 27kPa[aseel]に到達
- ※ 9 : サプレッション・プール水位通常水位+5.5m 到達により格納管ベント準備操作を実施する。また、格納管ベント準備操作は、以下を実施する。
 ・機器ランプ表示によるベント実施に必要な隔離弁の健全性確認
 ・機器ランプ表示による格納管フィルタベント系他系統との隔離確認
 ・格納管フィルタベント系第一弁の開操作
 ・格納管フィルタベント系第二弁の現場操作場所への移動
- ※ 10 : 格納管スプレイの停止は、以下により判断する。
 ・サブプレッション・プール水位が通常水位+8.5mに到達
- ※ 11 : 燃料補給は、以下により判断する。
 ・格納管周囲監視系モニタ記録値が設計基準原子炉冷却材喪失事故時追加放出量の10倍以上
- ※ 12 : 格納管ベント操作前に、原子炉圧力容器の隔離状態を確認し、原子炉水位を可能な限り高く維持することで、原子炉格納管への放熱を抑制し、格納管圧力の上昇を抑制する (軽視上考慮しない)。

非常時運転手順書

非常時運転手順書II (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

原子炉水位低下が継続し、原子炉水位異常低下 (レベル1) で低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系が自動起動するが、低圧注水系機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。

低圧注水機能喪失判断後、低圧代替注水系 (常設) の起動準備を開始する。

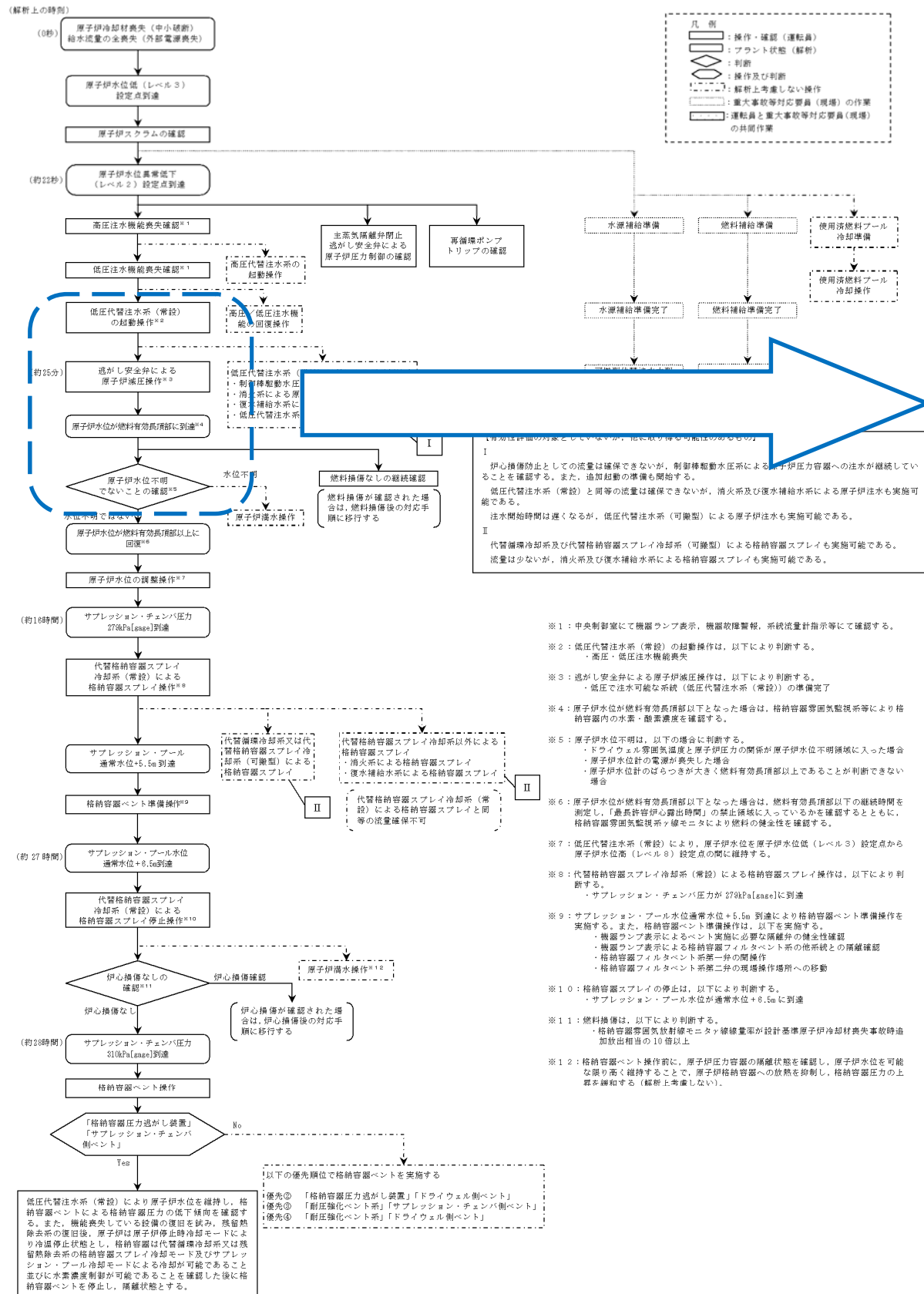
原子炉水位が原子炉水位異常低下 (レベル1) 到達後、更に低下傾向であることを確認し、低圧代替注水系 (常設) を起動する。

低圧代替注水系 (常設) が起動していることを確認し「急減圧」へ移行する。

重大事故等対策要領

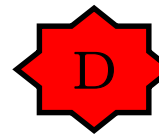
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

低圧代替注水系 (常設) が起動していることを確認し、逃がし安全弁 7 弁を手動開放し原子炉を減圧する。

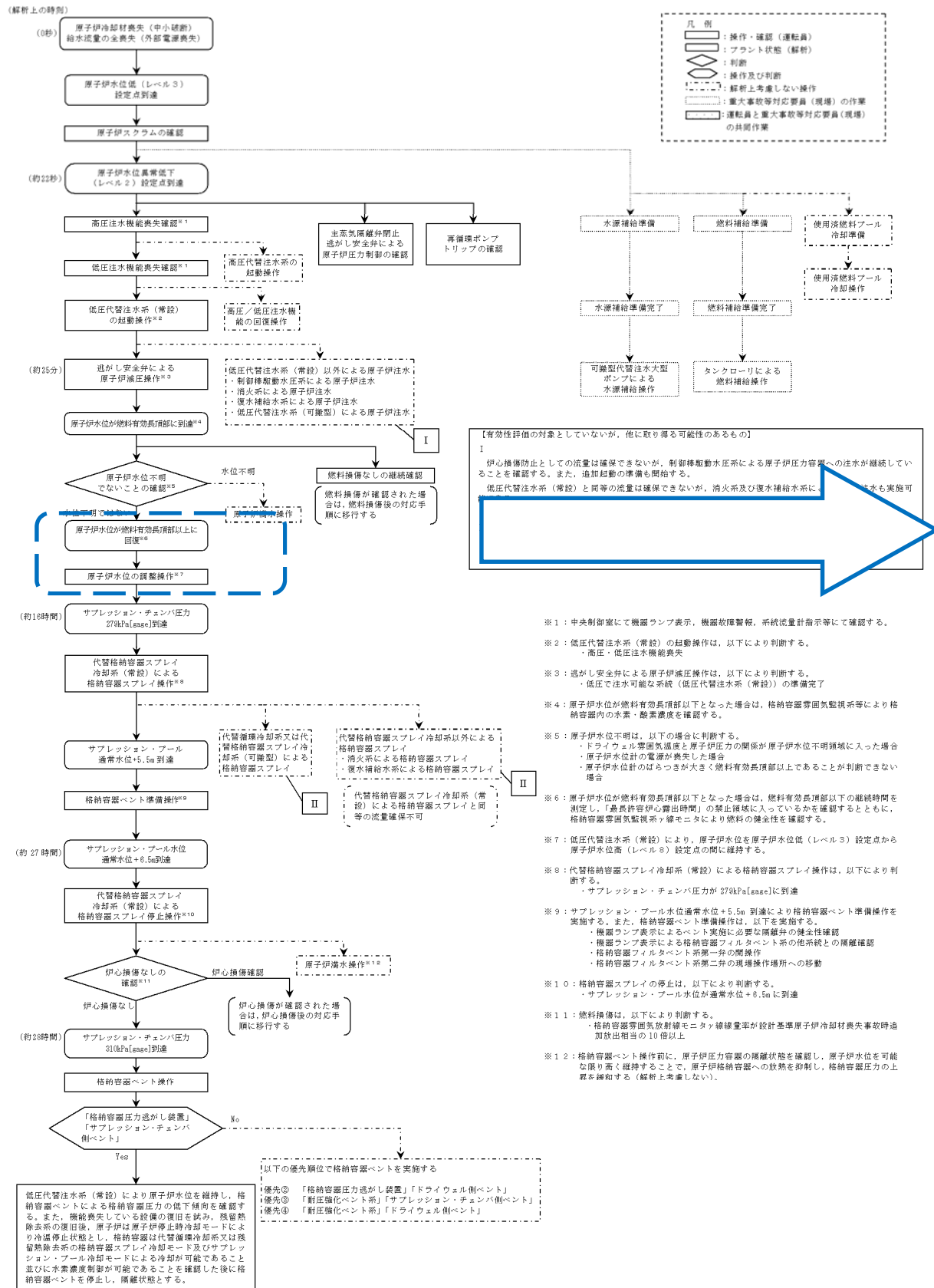
原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位計正常を確認後「水位回復」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

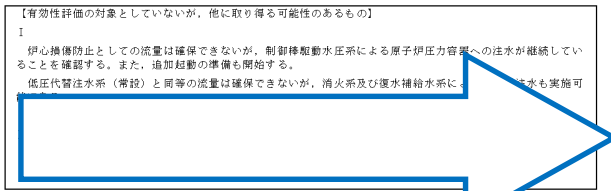
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書



非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」
不測事態「水位回復」



- ※1：中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。
- ※2：低圧代替注水系統（常設）の起動操作は、以下により判断する。
・高圧・低圧注水機能喪失
- ※3：過がし安全弁による原子炉減圧操作は、以下により判断する。
・低圧で注水可能な系統（低圧代替注水系統（常設））の準備完了
- ※4：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、格納容器周囲気監視系等により格納容器内の水素・酸素濃度を確認する。
- ※5：原子炉水位不明は、以下の場合に判断する。
・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位計の電源が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きき燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
- ※6：原子炉水位が燃料有効長頂部以下となった場合は、燃料有効長頂部以下の継続時間を測定し、「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っているかを確認するとともに、格納容器周囲気監視系モニタにより燃料の健全性を確認する。
- ※7：低圧代替注水系統（常設）により、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）設定点から原子炉水位高（レベル0）設定点の間に維持する。
- ※8：代替格納容器スプレッド冷却系（常設）による格納容器スプレッド操作は、以下により判断する。
・サブプレッション・チェンバ圧力が 270kPa[ange]に到達
- ※9：サブプレッション・フル水位通常水位+5.5m到達により格納容器ベント準備操作は、以下を実施する。
・機器ランプ表示によるベント実施に必要な隔離弁の健全性確認
・機器ランプ表示による格納容器フィルタベント系の他系統との隔離確認
・格納容器フィルタベント系第一弁の開操作
・格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所への移動
- ※10：格納容器スプレッドの停止は、以下により判断する。
・サブプレッション・フル水位が通常水位+8.5mに到達
- ※11：燃料補給は、以下により判断する。
・格納容器周囲気放射線モニタ計線量率が設計基準原子炉冷却材喪失事故時追加放出相当の10倍に上
- ※12：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、原子炉水位を可能な限り高く維持することで、原子炉格納容器への放熱を抑制し、格納容器圧力の上昇を緩和する（検討上考慮しない）。

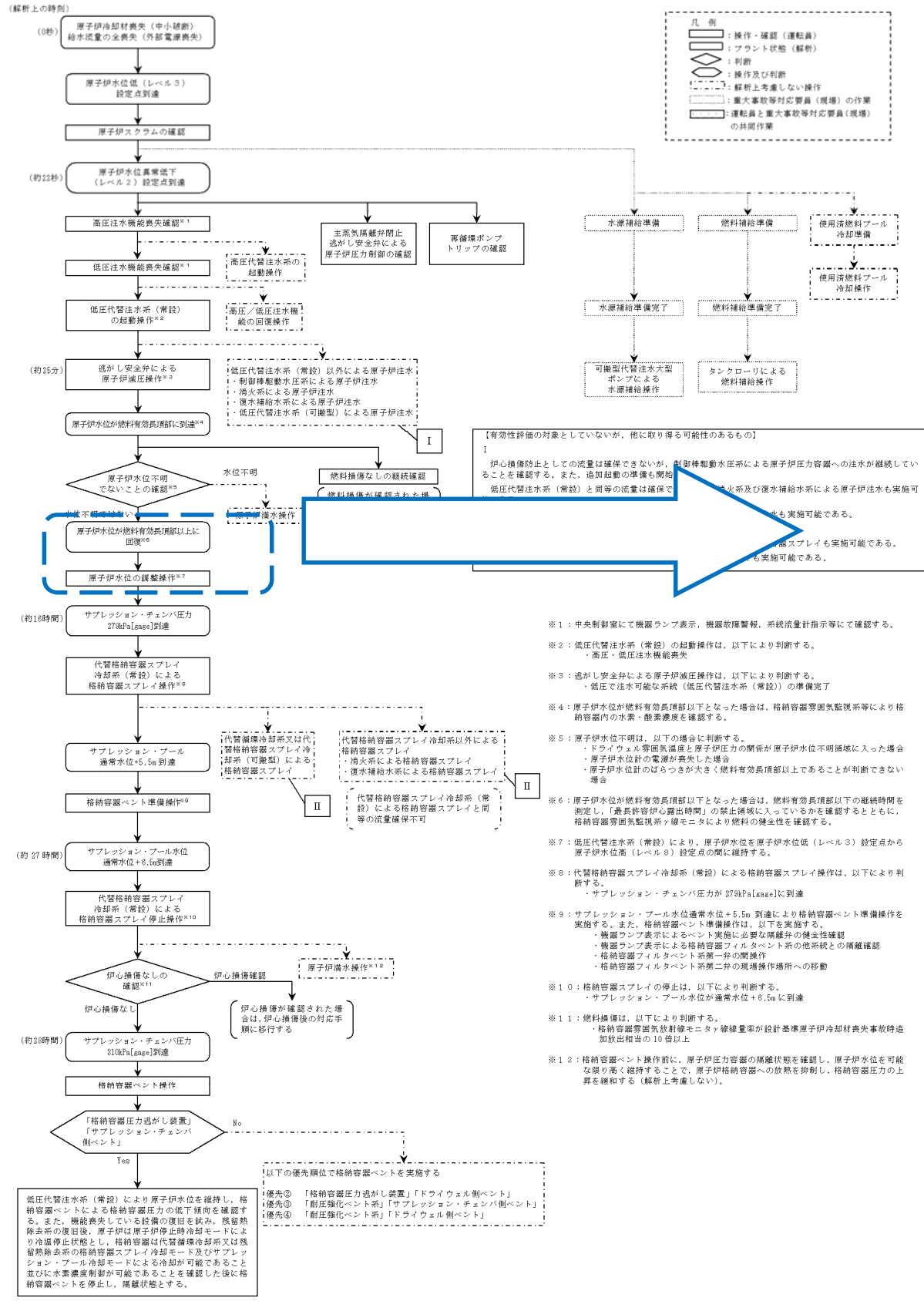
操作補足事項

原子炉減圧により、低圧代替注水系統（常設）による注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。
原子炉水位が燃料有効長頂部未満でないことを確認し「水位確保」に移行する。

重大事故等対策要領

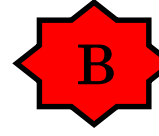
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」

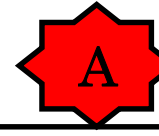


操作補足事項

低圧代替注水系 (常設) により、原子炉水位が原子炉水位低 (レベル3) ~ 原子炉水位高 (レベル8) に維持可能であることを確認し「スクラム」へ移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

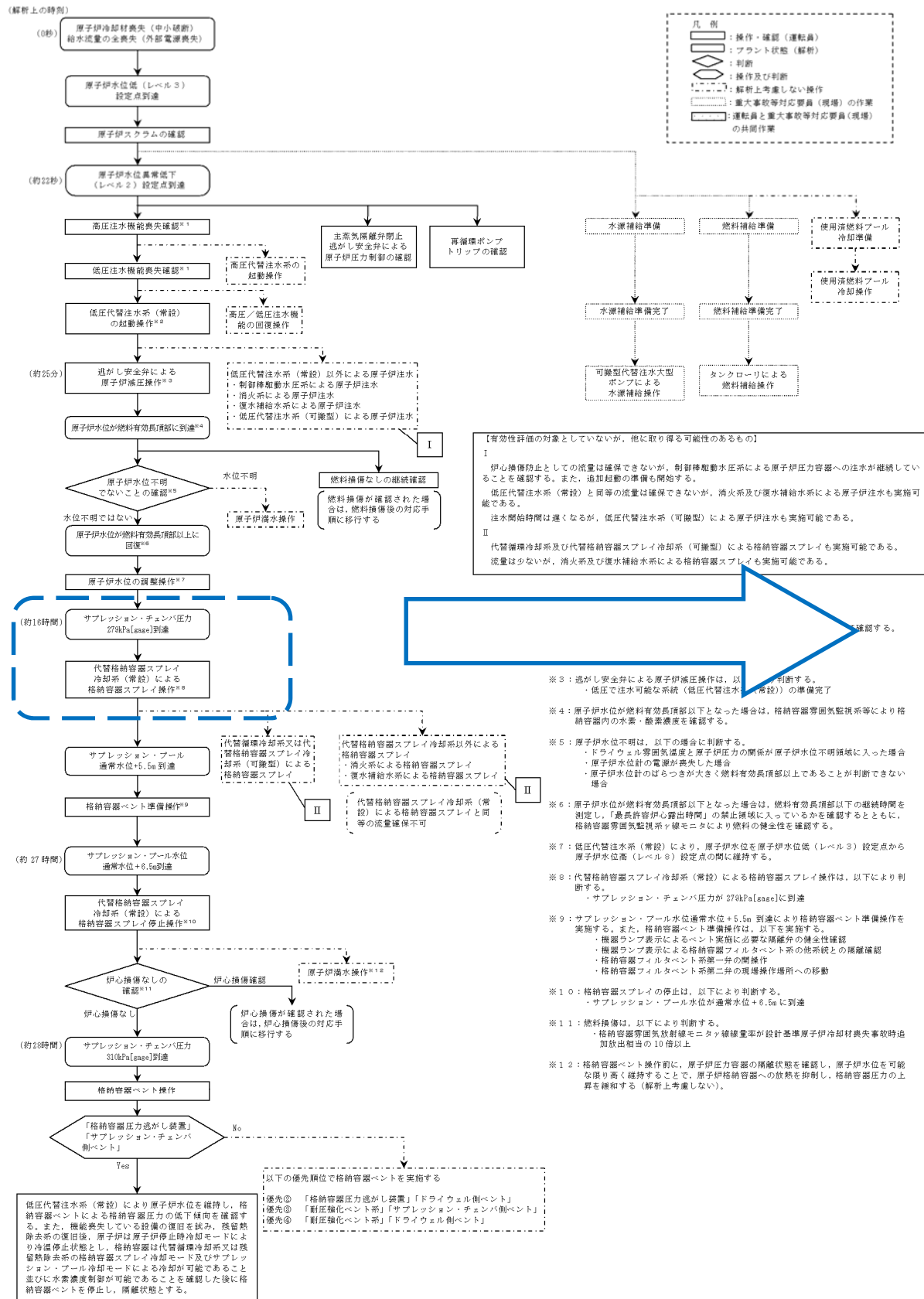
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

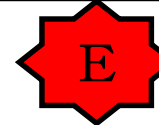


非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」
原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」
格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

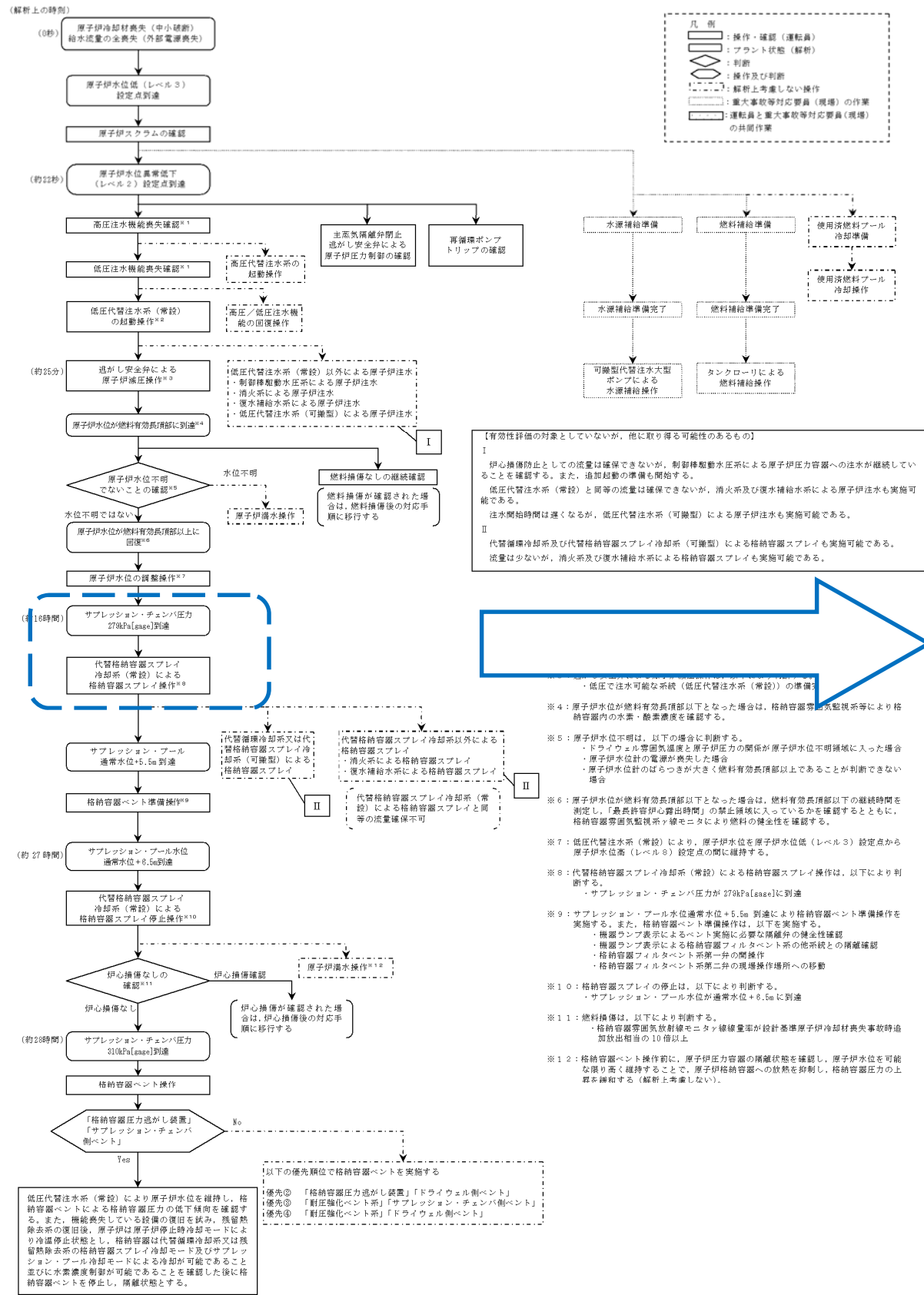
低圧注水機能喪失により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁からの排気によりサブプレッション・チェンバ圧力が上昇する。

ドライウェル圧力が 13.7kPa [gage] 以上であることを確認し「PCV圧力制御」に移行する。サブプレッション・チェンバ圧力の監視を行う。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「PCV圧力制御」



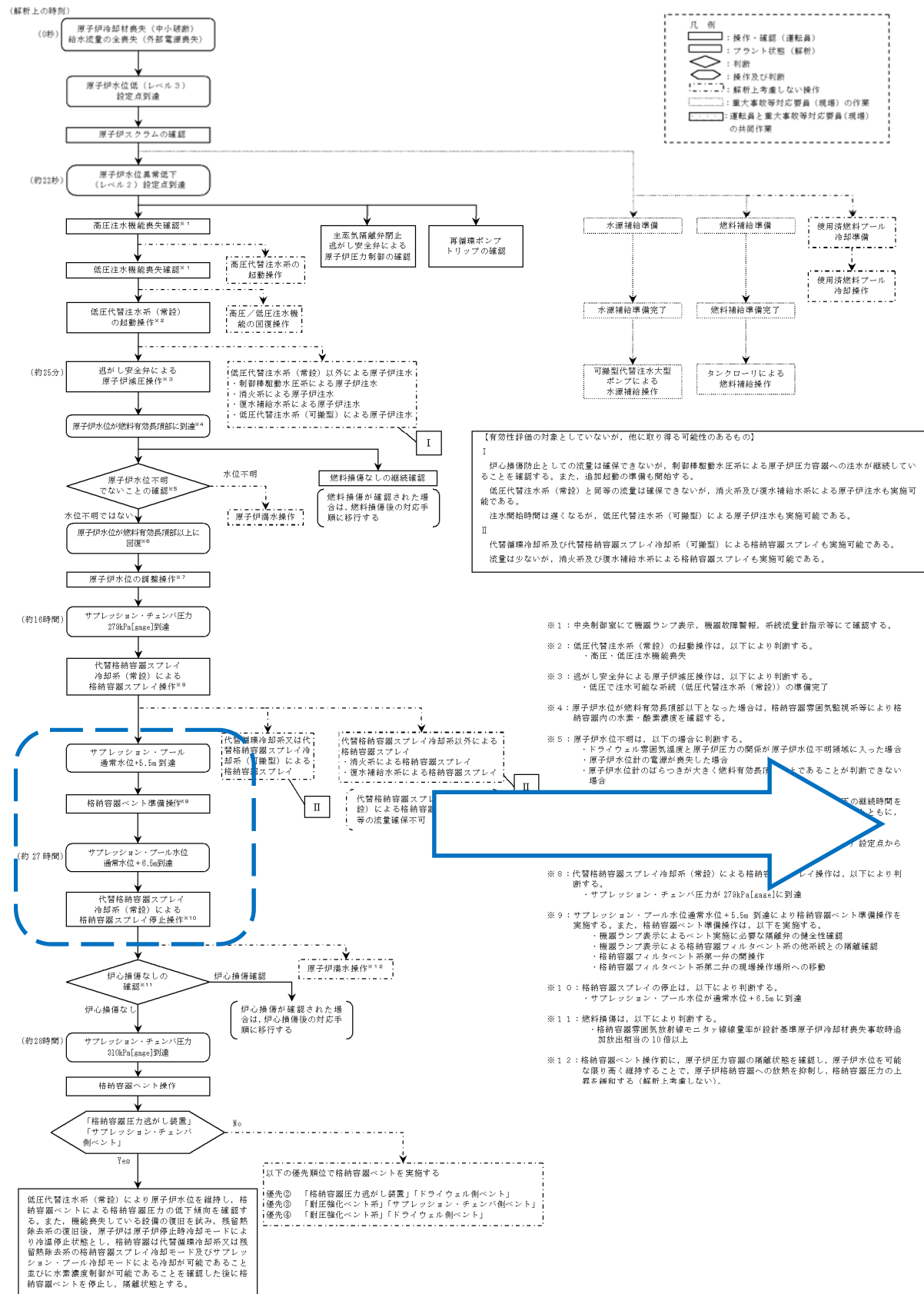
操作補足事項

サブプレッション・チェンバ圧力が 279kPa[gage] に到達したら、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を停止し、代替格納容器スプレィを実施する。

重大事故等対策要領

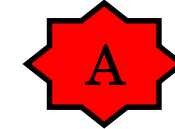
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

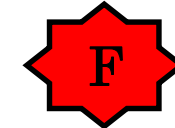


非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「S/P水位制御」



操作補足事項

外部水源を使用した代替格納容器スプレイにより、サブプレッション・プール水位が上昇する。
サブプレッション・プール水位が+16.7cm以上であることを確認し、「S/P水位制御」に移行する。

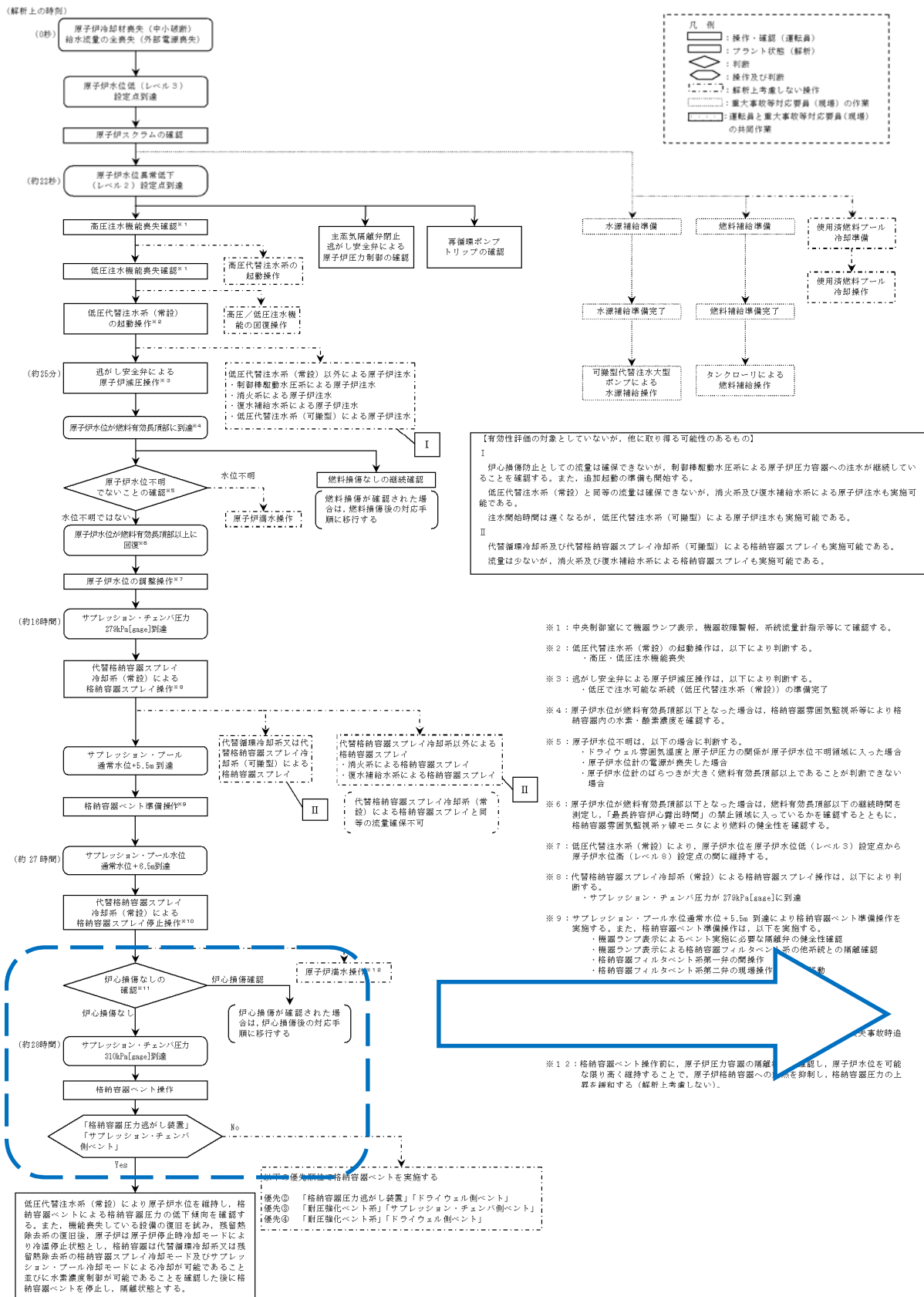
サブプレッション・プール水位の監視を行い、+5.5m以上にて格納容器ベント準備操作を実施する。

また、サブプレッション・プール水位の上昇が継続することにより+6.5m以上となったことを確認し、代替格納容器スプレイを停止する。

重大事故等対策要領

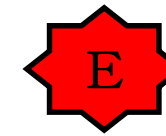
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

サブプレッション・チェンバ圧力を監視し、310kPa[gage]に到達したことを確認したら、格納容器ベントを実施する。

重大事故等対策要領

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ウンダリと接続された系統において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開等により、低圧設計部分が過圧されて破損し、原子炉冷却材が格納容器外へ漏えいすることを想定する。このため、破断箇所からの原子炉冷却材の流出により、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、緩和措置が取られない場合には、炉心が露出することで炉心損傷に至る。

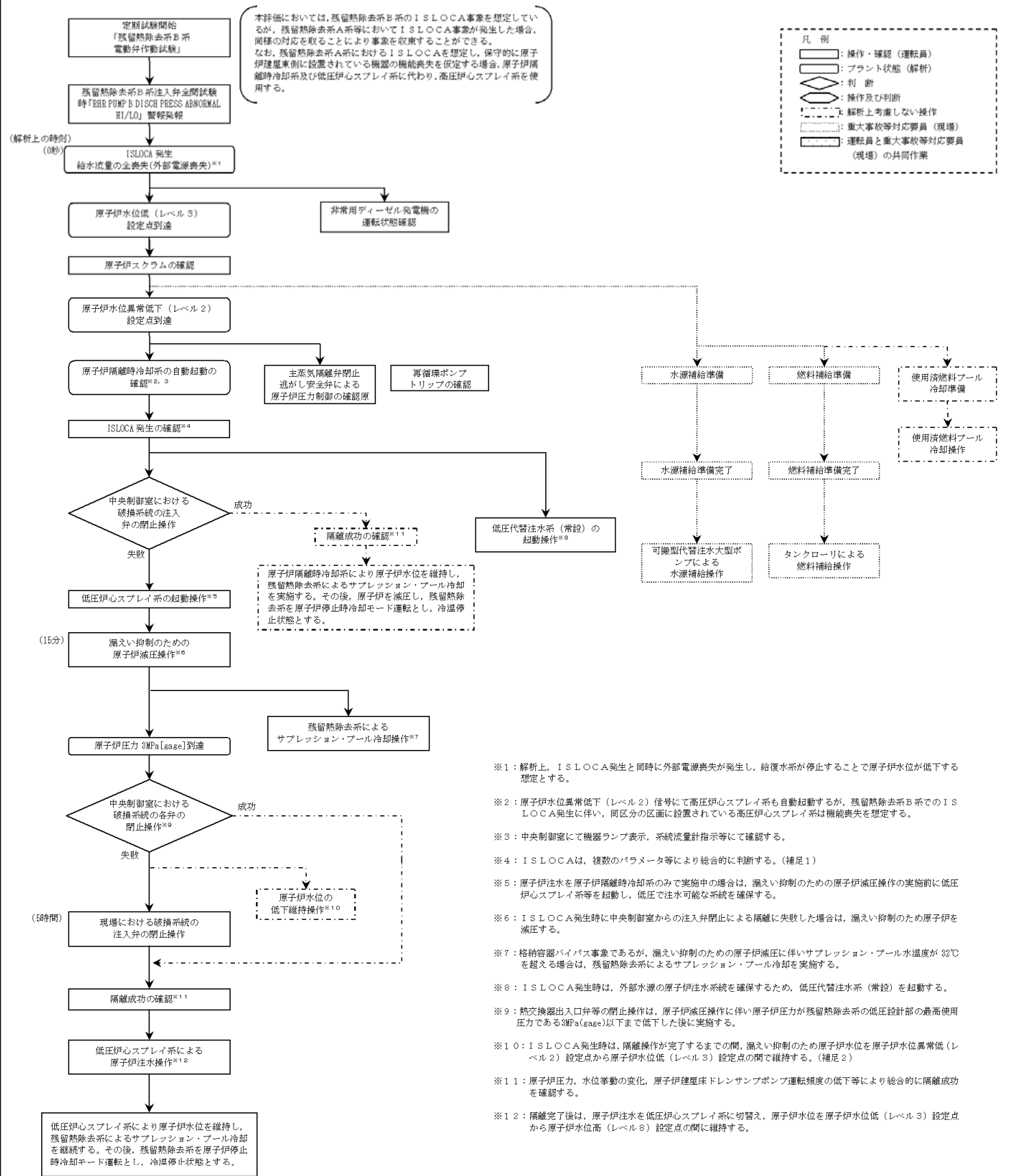
基本的な考え方

健全な原子炉注水機能を用いて原子炉へ注水することによって炉心損傷の防止を図るとともに、原子炉を減圧することにより原子炉冷却材の流出の抑制を図り、漏えい箇所を隔離することによって格納容器外への原子炉冷却材の流出の停止を図る。また、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって除熱を行い、格納容器破損の防止を図る。

対応手順概要

- ISLOCAの発生
- 原子炉スクラムの確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- 中央制御室操作による残留熱除去系の隔離失敗
- 逃がし安全弁による原子炉減圧
- 原子炉水位維持
- 残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却
- 現場操作による残留熱除去系の隔離
- 残留熱除去系隔離後の原子炉水位維持

解析上の対応手順の概要フロー



凡例

□	操作・確認 (運転員)
○	プラント状態 (解析)
◇	判断
◇	操作及び判断
○	解析上考慮しない操作
□	重大事故等対応要員 (現場)
□	運転員と重大事故等対応要員 (現場) の共同作業

- ※1: 解析上、ISLOCA発生と同時に外部電源喪失が発生し、給復水系が停止することで原子炉水位が低下する想定とする。
- ※2: 原子炉水位異常低下(レベル2)信号にて高圧炉心スプレイ系も自動起動するが、残留熱除去系B系でのISLOCA発生に伴い、同区分の区画に設置されている高圧炉心スプレイ系は機能喪失を想定する。
- ※3: 中央制御室にて機器ランプ表示、系統流量計指示等にて確認する。
- ※4: ISLOCAは、複数のパラメータ等により総合的に判断する。(補足1)
- ※5: 原子炉注水を原子炉隔離時冷却系のみで実施中の場合は、漏えい抑制のための原子炉減圧操作の実施前に低圧炉心スプレイ系等を起動し、低圧で注水可能な系統を確認する。
- ※6: ISLOCA発生時に中央制御室からの注入弁閉止による隔離に失敗した場合は、漏えい抑制のための原子炉を減圧する。
- ※7: 格納容器バイパス事象であるが、漏えい抑制のための原子炉減圧に伴いサブプレッション・プール水温度が32℃を超える場合は、残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却を実施する。
- ※8: ISLOCA発生時は、外部水源の原子炉注水系統を確保するため、低圧代替注水系(常設)を起動する。
- ※9: 熱交換器出入口弁等の閉止操作は、原子炉減圧操作に伴い原子炉圧力が残留熱除去系の低圧設計部の最高使用圧力である3MPa[eage]以下まで低下した後実施する。
- ※10: ISLOCA発生時は、隔離操作が完了するまでの間、漏えい抑制のための原子炉水位を原子炉水位異常低(レベル2)設定点から原子炉水位低(レベル3)設定点の間で維持する。(補足2)
- ※11: 原子炉圧力、水位挙動の変化、原子炉建屋床ドレンサンプポンプ運転頻度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。
- ※12: 隔離完了後は、原子炉注水を低圧炉心スプレイ系に切替、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点から原子炉水位高(レベル8)設定点の間に維持する。

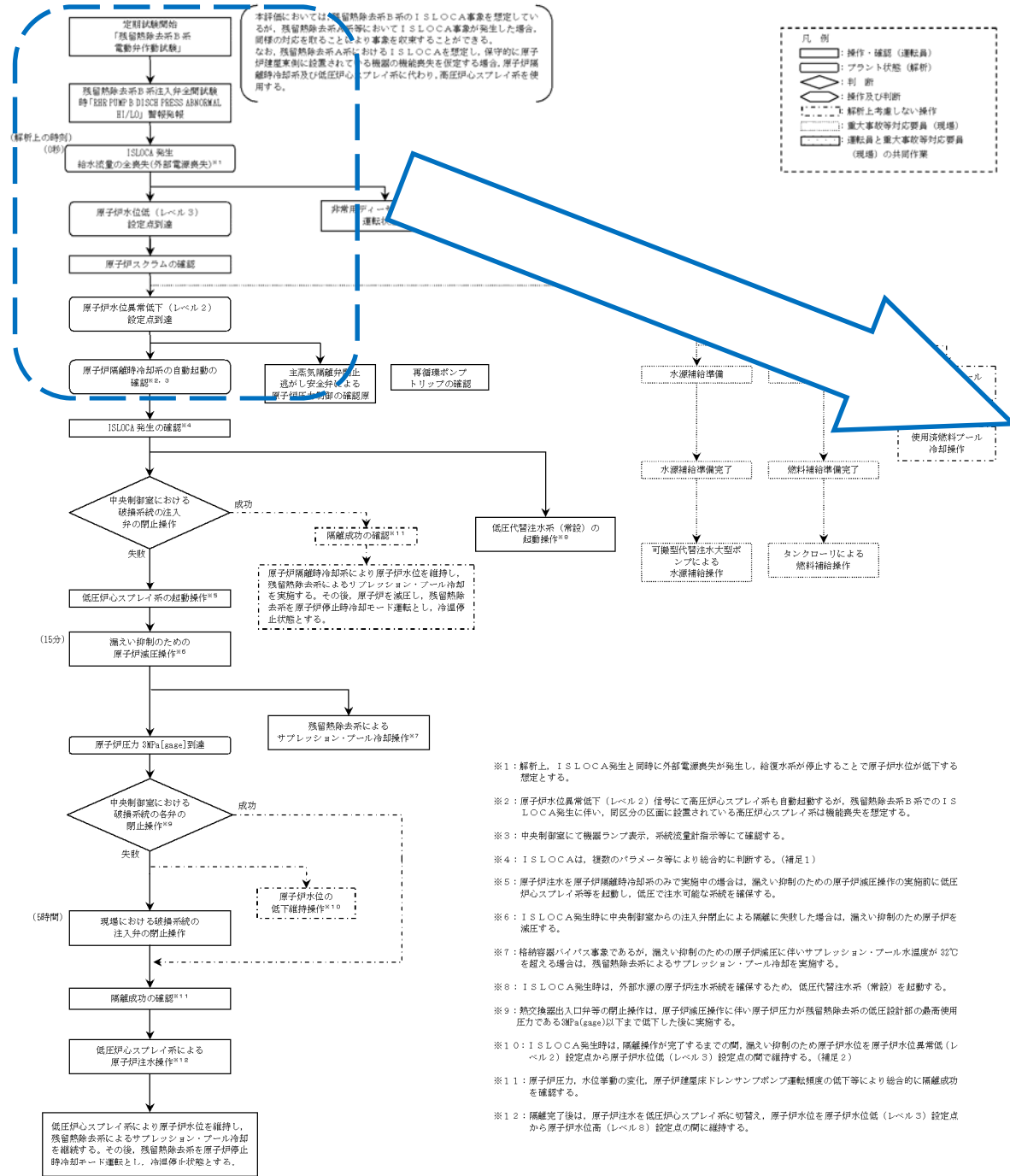
補足1
ISLOCAの発生は、隔離弁等の閉鎖操作実施時に以下の特徴を確認した場合に総合的に判断する。
・系統異常過圧警報 (RRR PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LOW 等) 発報
・系統圧力の過常圧力からの上昇又は低下
・区画過水警報 (RRR H: AREA FLOODING 等) 発報
・区画温度上昇警報 (RRR EQUIPMENT AREA AMBIENT TEMP HI 等) 発報
・火災警報発報
・原子炉建屋内空間総量率上昇警報 (R/B AREA RADIATION HIGH) 発報
・原子炉建屋内ダストモニタ上昇警報 (DUST MONITOR SYS ABNORMAL) 発報
・原子炉圧力の低下
・原子炉水位の低下
・主蒸気流量と給水流量のミスマッチ発生
・原子炉建屋内異常漏えい警報 (R/B FD SUMP LEAKAGE HIGH, R/B FD SUMP LEVEL HI-HI 等) 発報
・原子炉建屋床ドレンサンプポンプ運転頻度増加又は連続運転

補足2
ISLOCAの発生時は、原子炉の冠水を維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉水位を低下することが好ましい。
・原子炉水位低(レベル3) 200mm
・原子炉水位異常低下(レベル2) 950mm
・高圧炉心スプレイ系注水ノズル 1,227mm
・低圧炉心スプレイ系注水ノズル 1,227mm
・原子炉水位異常低下(レベル1) 3,800mm
・残留熱除去系注水ノズル 3,983mm
・燃料有効長頂部 4,249mm

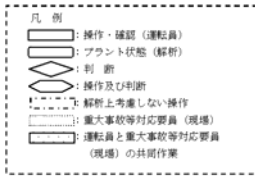
非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



本詳細においては、残留熱除去系B系のISLOCA事象を想定しているが、残留熱除去系A系等においてISLOCA事象が発生した場合、同様の対応を取ることでより事象を収束することができる。なお、残留熱除去系A系におけるISLOCAを想定し、保守的に原子炉建屋東側に設置されている機能喪失を想定する場合、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレィ系に代わり、高圧炉心スプレィ系を使用する。



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

原子炉水位低(レベル3)信号により原子炉がスクラムする。そのため、「スクラム」にて対応する。

最初に「原子炉出力」制御にて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。

全給水喪失していることから、原子炉水位異常低下(レベル2)で原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレィ系が自動起動するが、高圧炉心スプレィ系が同区分の区画であるため機能喪失を仮定する。

原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)～原子炉水位高(レベル8)に維持できないことから「水位確保」へ移行する。

重大事故等対策要領

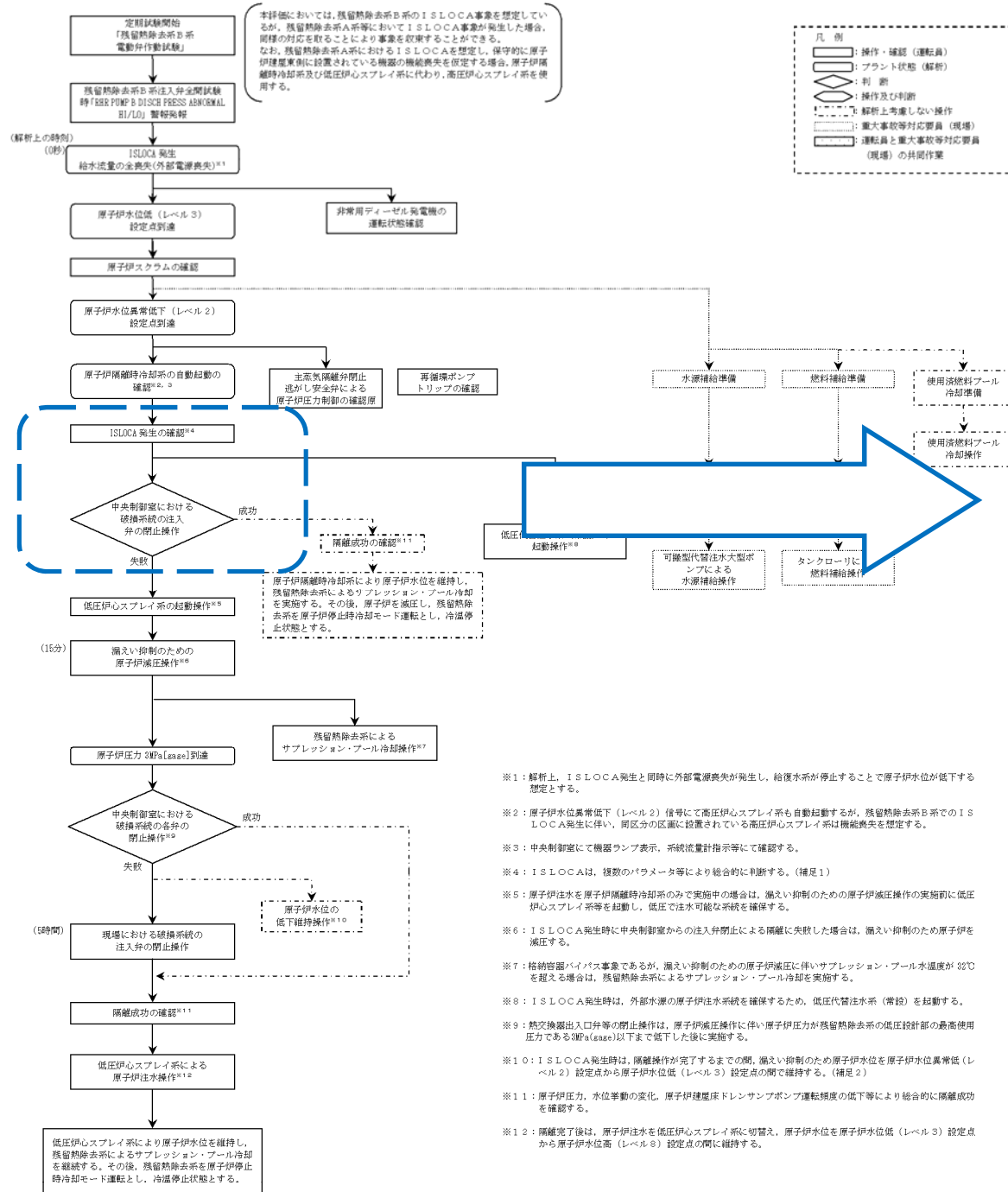
- ※1: 解析上、ISLOCA発生と同時に外部電源喪失が発生し、給排水系が停止することで原子炉水位が低下する想定とする。
- ※2: 原子炉水位異常低下(レベル2)信号にて高圧炉心スプレィ系も自動起動するが、残留熱除去系B系でのISLOCA発生に伴い、同区分の区画に設置されている高圧炉心スプレィ系は機能喪失を想定する。
- ※3: 中央制御室にて機器ランプ表示、系統流量計指示等にて確認する。
- ※4: ISLOCAは、複数のパラメータ等により総合的に判断する。(補足1)
- ※5: 原子炉注水を原子炉隔離時冷却系のみで実施中の場合は、漏えい抑制のための原子炉減圧操作の実施前に低圧炉心スプレィ系等を起動し、低圧で注水可能な系統を確保する。
- ※6: ISLOCA発生時に中央制御室からの注入弁閉止による隔離に失敗した場合は、漏えい抑制のための原子炉を減圧する。
- ※7: 格納容器パイプス事故であるが、漏えい抑制のための原子炉減圧に伴いサブプレッション・プール水温度が32℃を超える場合は、残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却を実施する。
- ※8: ISLOCA発生時は、外部水源の原子炉注水系統を確保するため、低圧代替注水系(兼給)を起動する。
- ※9: 熱交換器出入口弁等の閉止操作は、原子炉減圧操作に伴い原子炉圧力が残留熱除去系の低圧設計部の最高使用圧力である3(MPa)以下まで低下した後実施する。
- ※10: ISLOCA発生時は、隔離操作が完了するまでの間、漏えい抑制のための原子炉水位を原子炉水位異常低下(レベル2)設定点から原子炉水位低(レベル3)設定点の間で維持する。(補足2)
- ※11: 原子炉圧力、水位変動の変化、原子炉建屋床下レンサンプンポンプ運転頻度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。
- ※12: 隔離完了後は、原子炉注水を低圧炉心スプレィ系に切替え、原子炉水位を原子炉水位低(レベル3)設定点から原子炉水位高(レベル8)設定点の間で維持する。

補足1
ISLOCAの発生は、種別等の既操作実施時に以下の条件を確認した場合に総合的に判断する。
・系統異常過圧警報 (KER PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LO等) 発報
・系統圧力の過剰圧力からの上昇又は低下
・区画浸水警報 (KER HX AREA FLOODING等) 発報
・区画温度上昇警報 (KER EQUIPMENT AREA AMBIENT TEMP HI等) 発報
・北風警報発報
・原子炉建屋内空間線量率上昇警報 (R/A AREA RADIATION HIGH) 発報
・原子炉建屋内ダストモニタ上昇警報 (DUST MONITOR SYS ABNORMAL) 発報
・原子炉圧力の低下
・原子炉水位の低下
・主蒸気流量と給水流量とのミスマッチ発生
・原子炉建屋内異常漏えい警報 (R/B FD SUMP LEAKAGE HIGH, R/B FD SUMP LEVEL HI-HI等) 発報
・原子炉建屋床下レンサンプンポンプ運転頻度増加又は連続運転

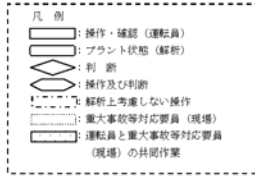
補足2
ISLOCAの発生時は、原子炉の冠水を維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉水位を低下することが好ましい。
・原子炉水位低(レベル3) 800mm
・原子炉水位異常低下(レベル2) 950mm
・高圧炉心スプレィ系注水ノズル 1,227mm
・低圧炉心スプレィ系注水ノズル 1,227mm
・原子炉水位異常低下(レベル1) 3,800mm
・残留熱除去系注水ノズル 3,885mm
・燃料有効長頂部 4,249mm

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



本詳細においては、残留熱除去系B系のISLOCA事象を想定しているが、残留熱除去系A系等においてISLOCA事象が発生した場合、同様の対応をすることにより事象を収束することができる。なお、残留熱除去系A系におけるISLOCAを想定し、保守的に原子炉建屋内部に設置されている機器の機能喪失を想定する場合、原子炉隔離時冷却系及び低圧抑制系に代わり、高圧抑制系を使用する。



補足1
ISLOCAの発生は、隔離弁等の開閉操作実施時に以下の状態を確認した場合に総合的に判断する。
・系統異常過圧警報 (SEE PUMP DISCH PRESS ABNORMAL HI/LOR) 発報
・系統圧力の異常圧力からの上昇又は低下
・区画過水警報 (SEE B/ ASGA FLOODING) 発報
・区画温度上昇警報 (SEE EQUIPMENT AREA AMBIENT TEMP HI) 発報
・火災警報発報
・原子炉建屋内部放射線量率上昇警報 (B/B AREA RADIATION HIGH) 発報
・原子炉建屋内ダストモニタ上昇警報 (DUST MONITOR SYS ABNORMALLY) 発報
・原子炉圧力の低下
・原子炉水位の低下
・主蒸気流量と給水流量とのミスマッチ発生
・原子炉建屋内部異常漏えい警報 (B/B FD SUMP LEAKAGE HIGH, B/B FD SUMP LEVEL HI-BI) 発報
・原子炉建屋床下ドレンポンプ運転頻度増加又は連続運転

補足2
ISLOCAの発生時は、原子炉の注水を維持しつつ、漏えい抑制のための可能な限り原子炉水位を低下することが好ましい。
・原子炉水位低 (レベル3) 200mm
・原子炉水位異常低下 (レベル2) 850mm
・高圧抑制系スプレイ系注水ノズル -1,227mm
・低圧抑制系スプレイ系注水ノズル -1,227mm
・原子炉水位異常低下 (レベル1) -3,800mm
・残留熱除去系注水ノズル -3,805mm
・燃料有効長頂部 -4,240mm

- ※1: 解析上、ISLOCA発生と同時に外部電源喪失が発生し、給水系統が停止することで原子炉水位が低下する想定とする。
- ※2: 原子炉水位異常低下 (レベル2) 後等にて高圧抑制系も自動起動するが、残留熱除去系B系でのISLOCA発生に伴い、両区画の区画に設置されている高圧抑制系は機能喪失を想定する。
- ※3: 中央制御室にて機器ランプ表示、系統流量計指示等にて確認する。
- ※4: ISLOCAは、複数のパラメータ等により総合的に判断する。(補足1)
- ※5: 原子炉注水を原子炉隔離時冷却系のみで実施中の場合は、漏えい抑制のための原子炉減圧操作の実施前に低圧抑制系等を起動し、低圧で注水可能な系統を確保する。
- ※6: ISLOCA発生時に中央制御室からの注入弁閉止による隔離に失敗した場合は、漏えい抑制のための原子炉を減圧する。
- ※7: 格納容器パイルス事象であるが、漏えい抑制のための原子炉減圧に伴いサブプレッション・プール水温度が32℃を超える場合は、残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却を実施する。
- ※8: ISLOCA発生時は、外部水源の原子炉注水系統を確保するため、低圧代替注水系統 (常設) を起動する。
- ※9: 熱交換器出入口弁等の閉止操作は、原子炉減圧操作に伴い原子炉圧力が残留熱除去系の低圧設計部の最高使用圧力である3割a[asea]以下まで低下した後実施する。
- ※10: ISLOCA発生時は、隔離操作が完了するまでの間、漏えい抑制のための原子炉水位を原子炉水位異常低下 (レベル2) 設定点から原子炉水位 (レベル3) 設定点の間で維持する。(補足2)
- ※11: 原子炉圧力、水位変動の変化、原子炉建屋床下ドレンポンプ運転頻度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。
- ※12: 隔離完了後は、原子炉注水を低圧抑制系に切替えて、原子炉水位を原子炉水位 (レベル3) 設定点から原子炉水位高 (レベル0) 設定点の間で維持する。

非常時運転手順書

非常時運転手順書II (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



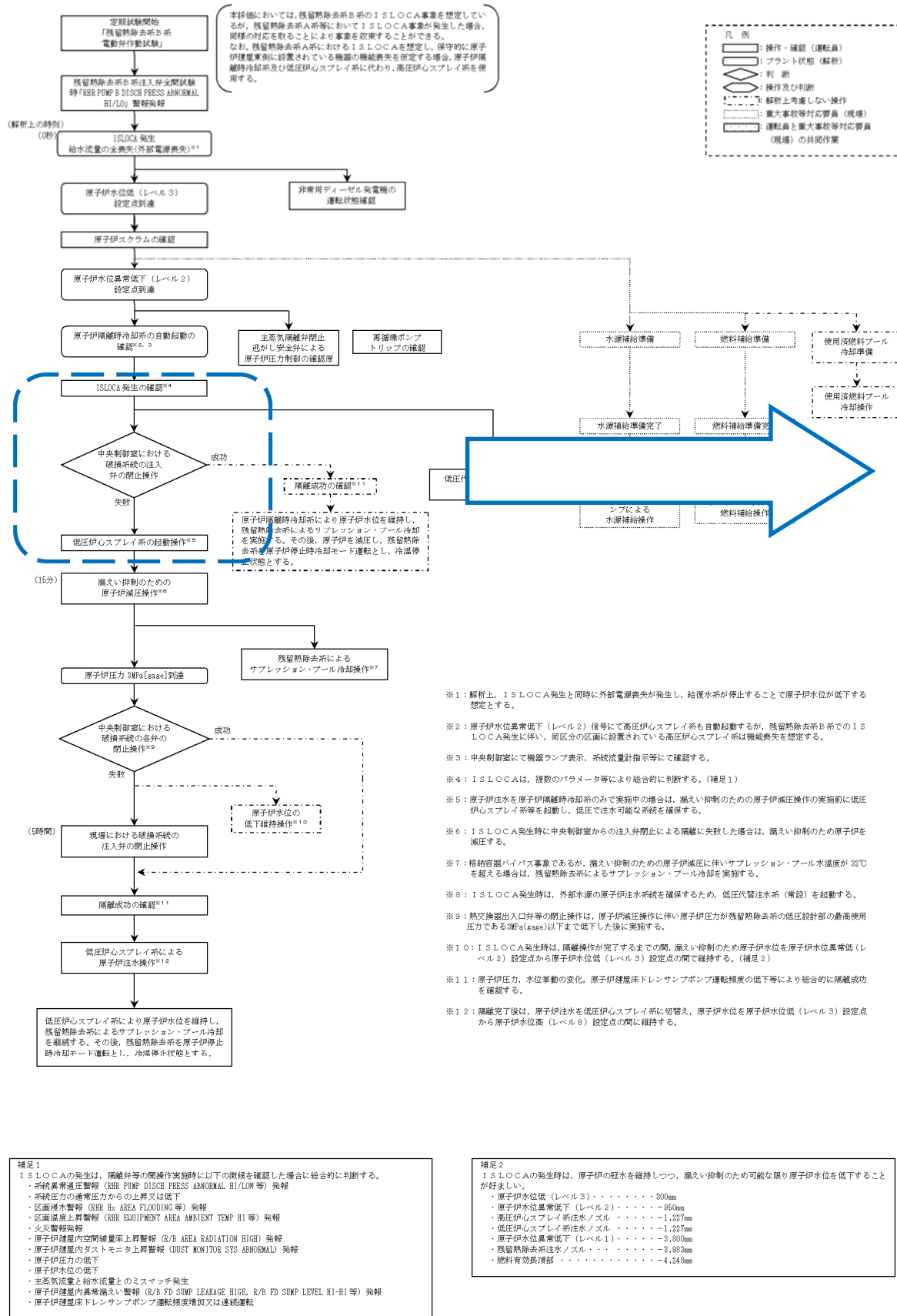
操作補足事項

原子炉水位の低下、原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えいに関する警報及び指示の上昇を確認し、「二次格納施設制御」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書II (微候ベース) 「EOP」 二次格納施設制御



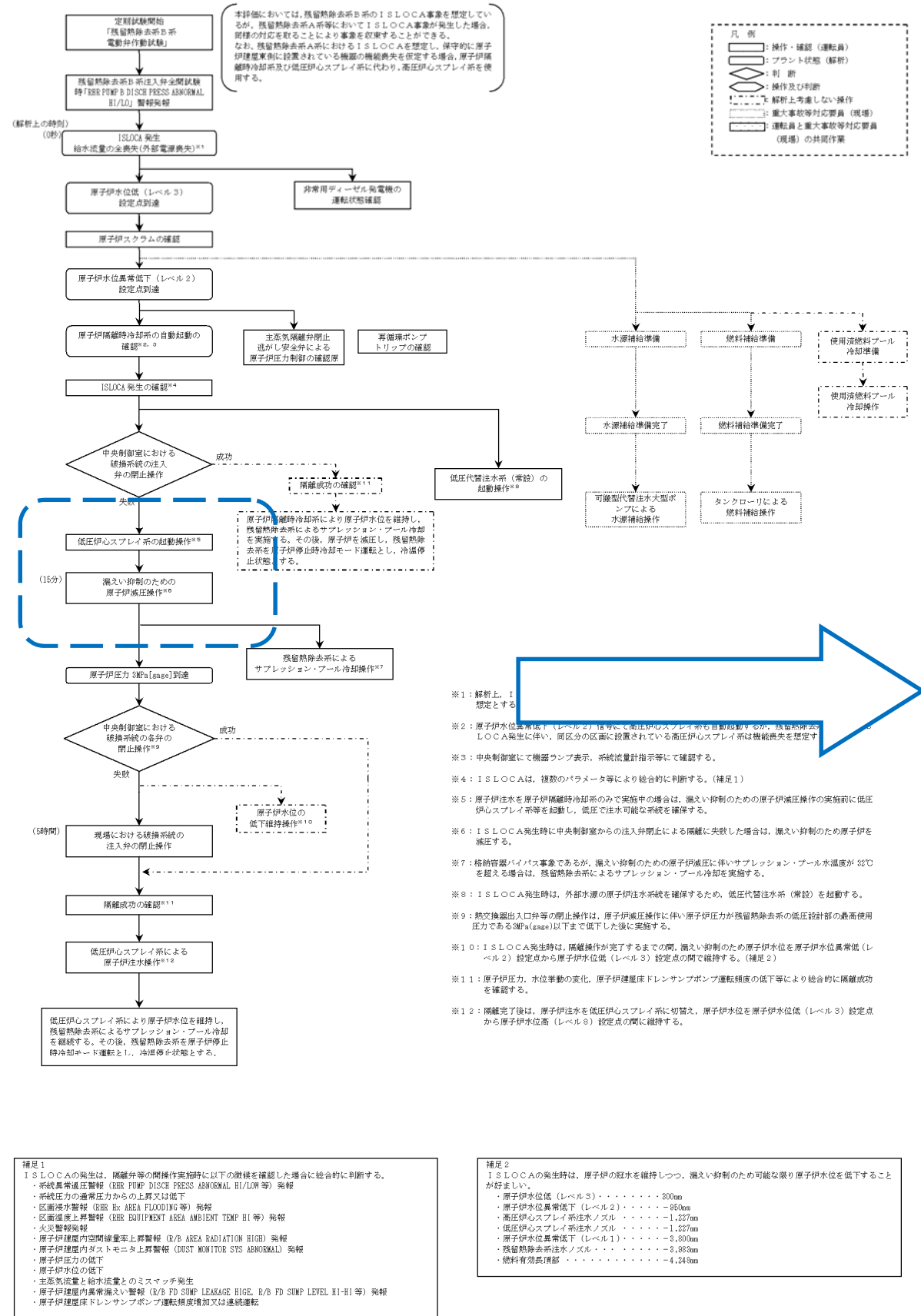
操作補足事項

インターフェースLOCAを判断した場合は、破損箇所を特定し隔離する。
 速やかな破損箇所の隔離が不可能な場合は低圧注水系1系統以上又は低圧代替注水系(常設)を起動し、原子炉を急速減圧する。

重大事故等対策要領

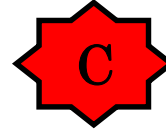
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

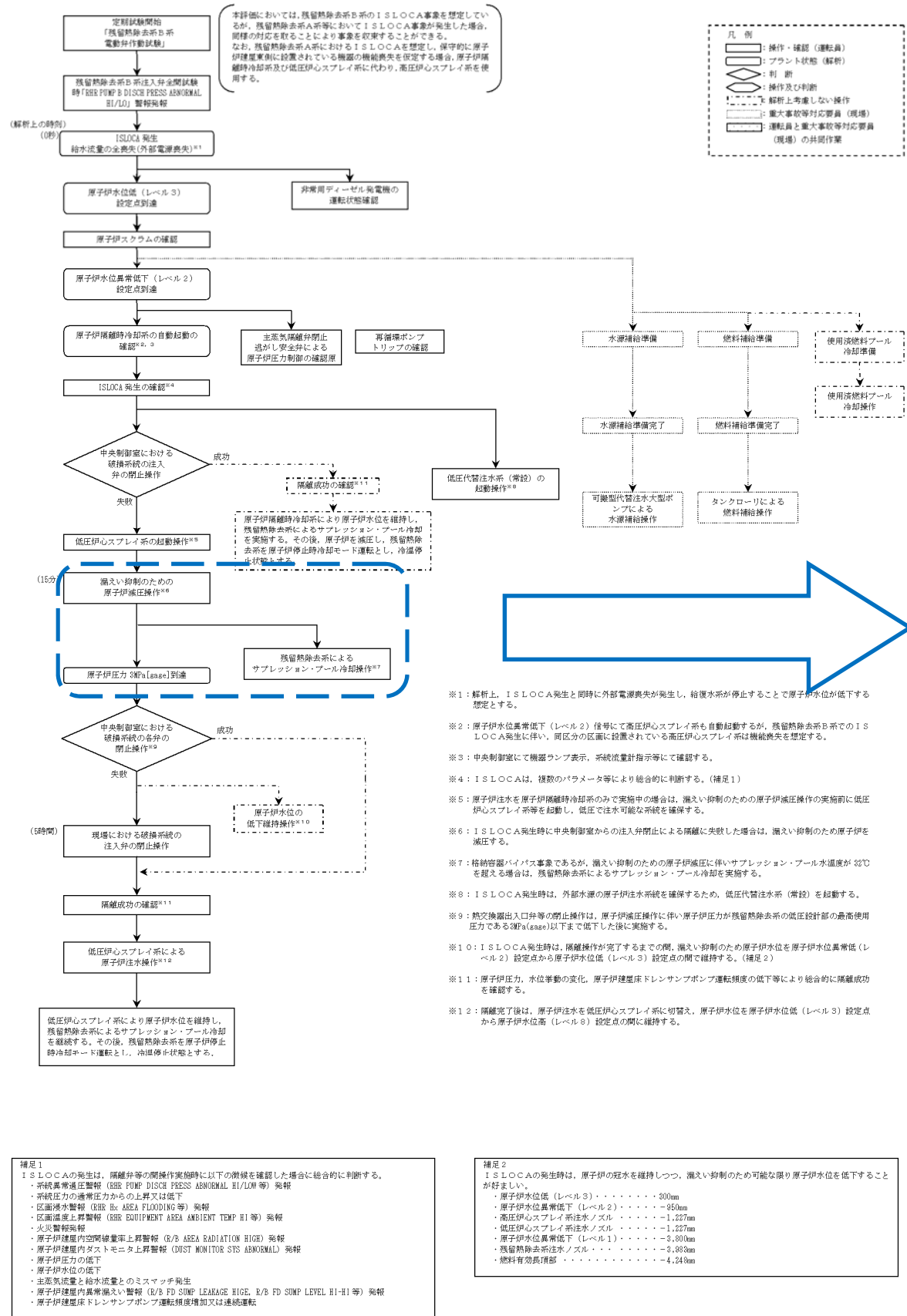
低圧で原子炉へ注水可能な系統を起動し、逃がし安全弁7弁を手動開放し原子炉を減圧する。原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位計正常を確認後「二次格納施設制御」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

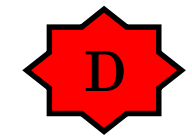


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「EOP」 格納容器制御「S/P温度制御」



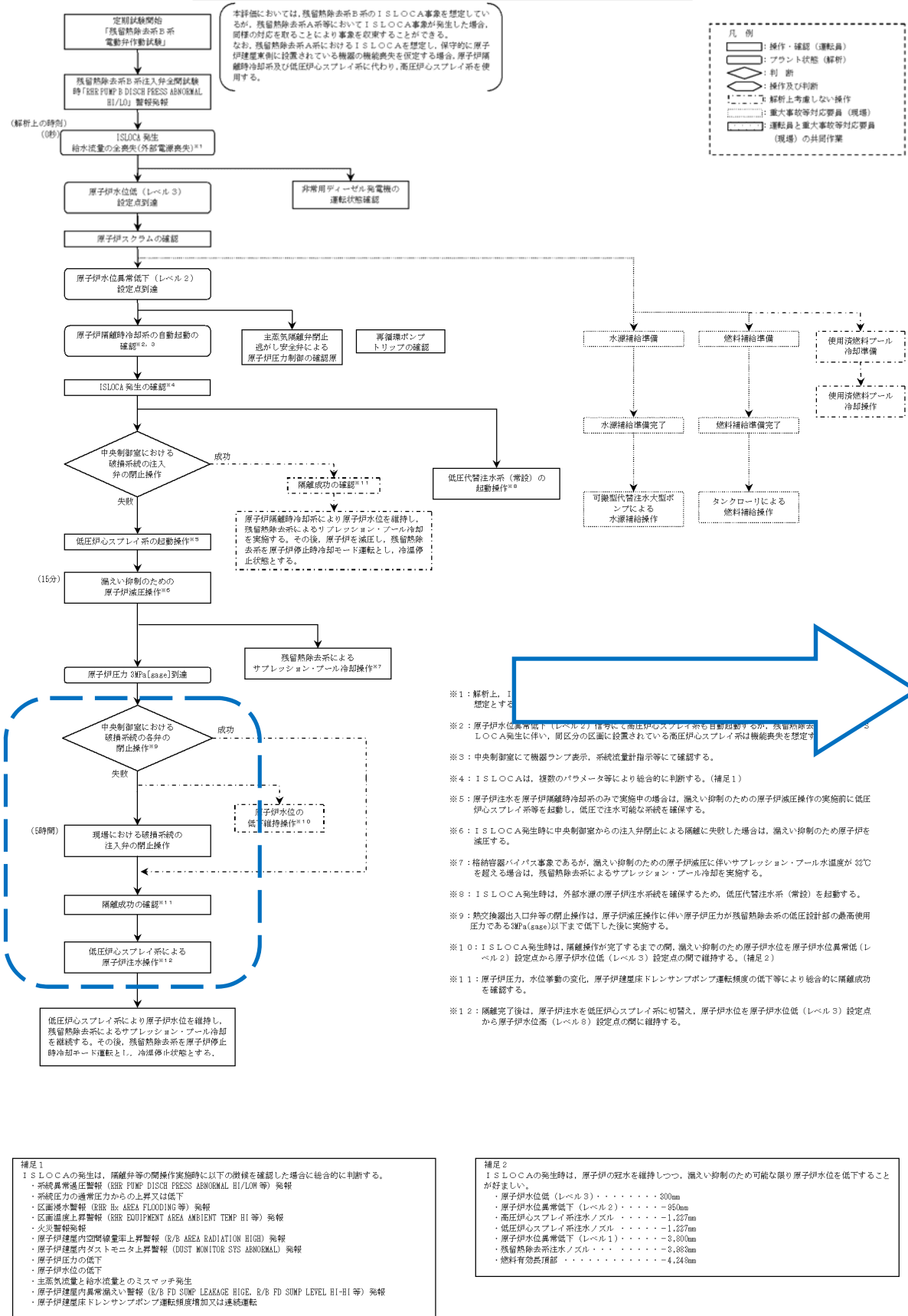
操作補足事項

原子炉の減圧に伴い、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32℃を超える場合は、残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却を実施する。

重大事故等対策要領

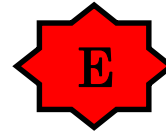
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書II (徴候ベース) 「EOP」 二次格納施設制御



操作補足事項

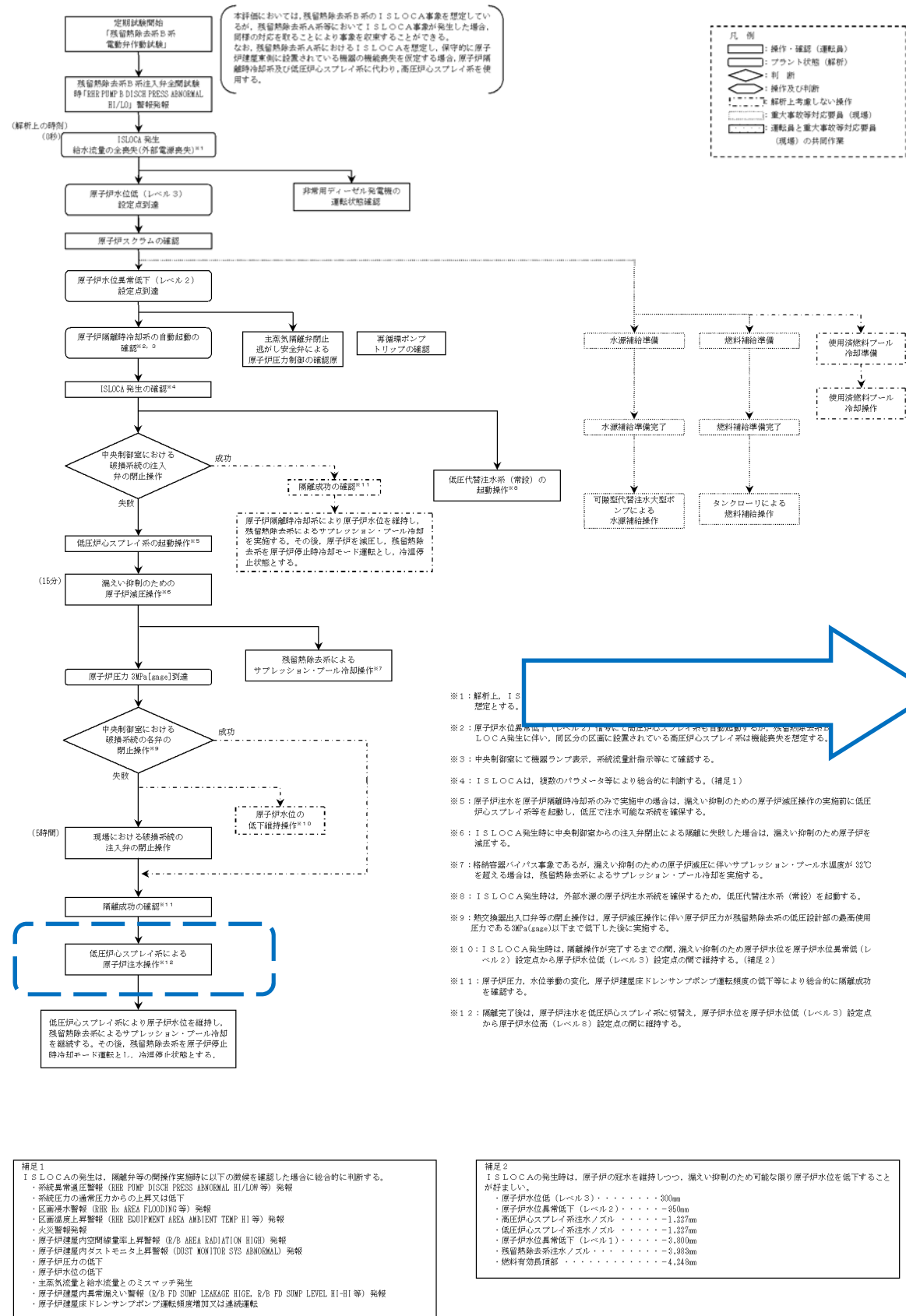
原子炉冷却材の流出が継続しているため、原子炉水位を原子炉水位異常低下 (レベル2) ~ 原子炉水位低 (レベル3) で維持するように制御する。

漏えい箇所の隔離が成功した場合、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル3) ~ 原子炉水位高 (レベル8) に維持可能であることを確認し「水位確保」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

低圧代替注水系 (常設) により、原子炉水位が原子炉水位低 (レベル3) ~ 原子炉水位高 (レベル8) に維持可能であることを確認し「スクラム」に移行する。
 「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



重大事故等対策要領

1.8 津波浸水における注水機能喪失

特徴

津波により海水取水ポンプエリア及び原子炉建屋への大量浸水が発生し、取水機能及び原子炉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原子炉圧力制御に伴う蒸気の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、緩和措置が取られない場合には、原子炉水位の低下が継続し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。

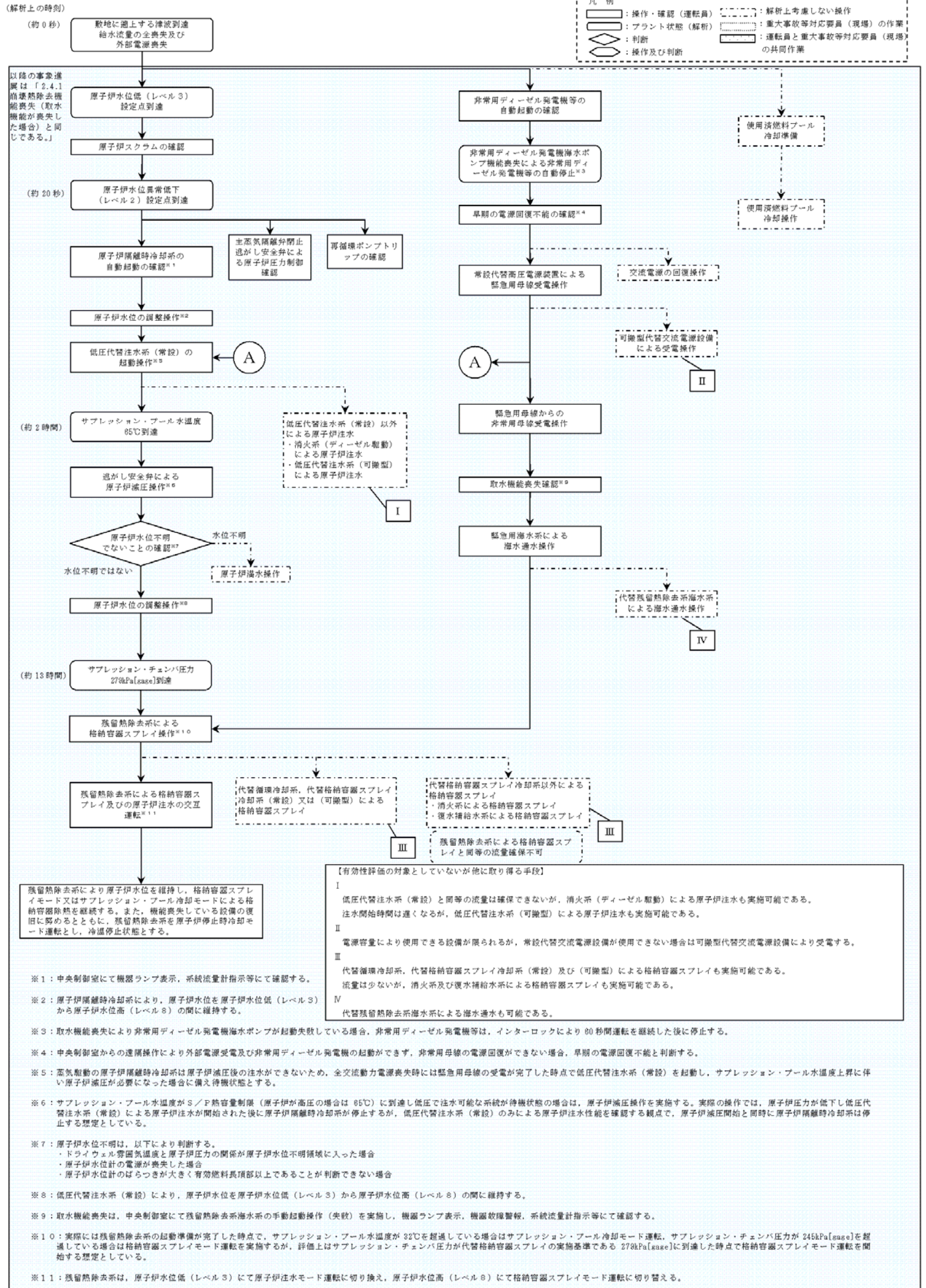
基本的な考え方

敷地に遡上する津波に対する浸水防護対策を実施した設備を用いて原子炉注水及び最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって炉心損傷防止及び格納容器破損の防止を図る。

対応手順概要

- 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認
- 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の確認並びに対応準備
- 逃がし安全弁による原子炉減圧操作
- 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
- 取水機能喪失の確認
- 緊急用海水系を用いた残留熱除去系による格納容器除熱及び原子炉注水

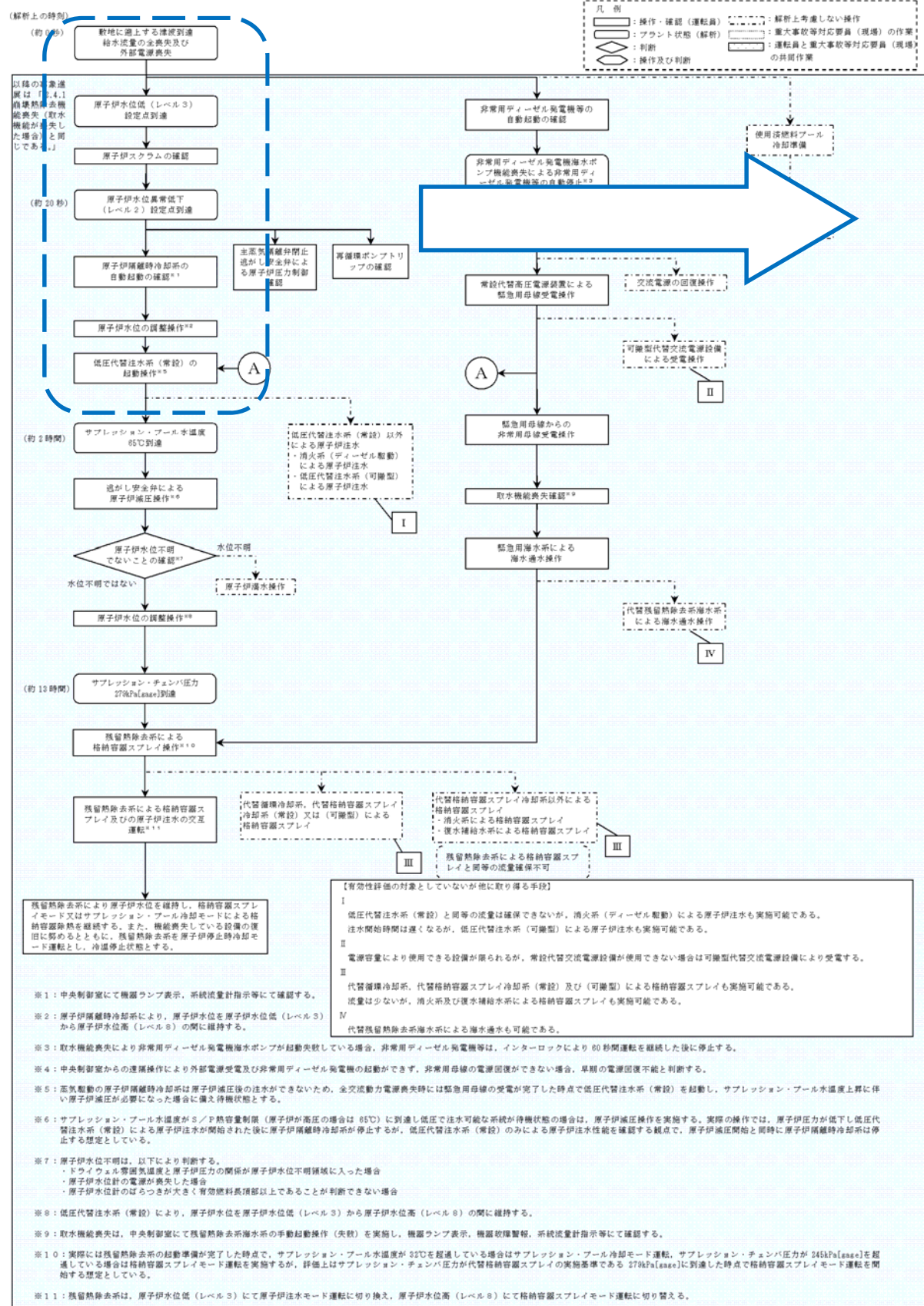
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「基準津波を超える津波」の到達及び「給水流量全喪失」事象発生

最初に「原子炉出力」制御にて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。

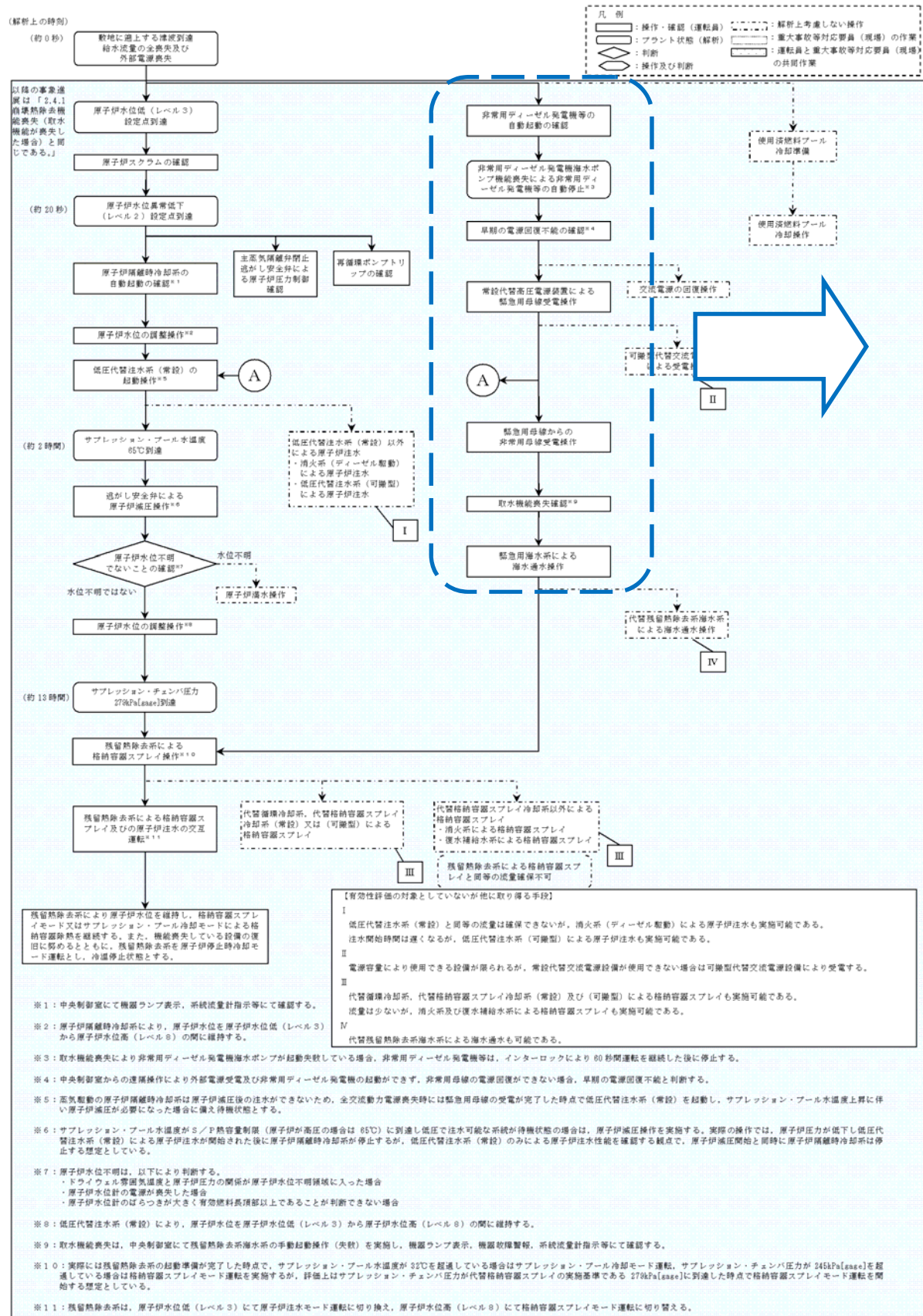
全給水喪失により原子炉スクラム後も原子炉水位は低下し、原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持不可能のため、「水位確保」へ移行する。

「タービン・電源」制御にて所内電源喪失を確認する事により、AOP「電源喪失」へ移行し対応する。

重大事故等対策要領

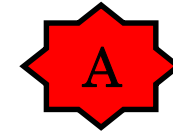
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書（事象ベース）「AOP」 「電源喪失」



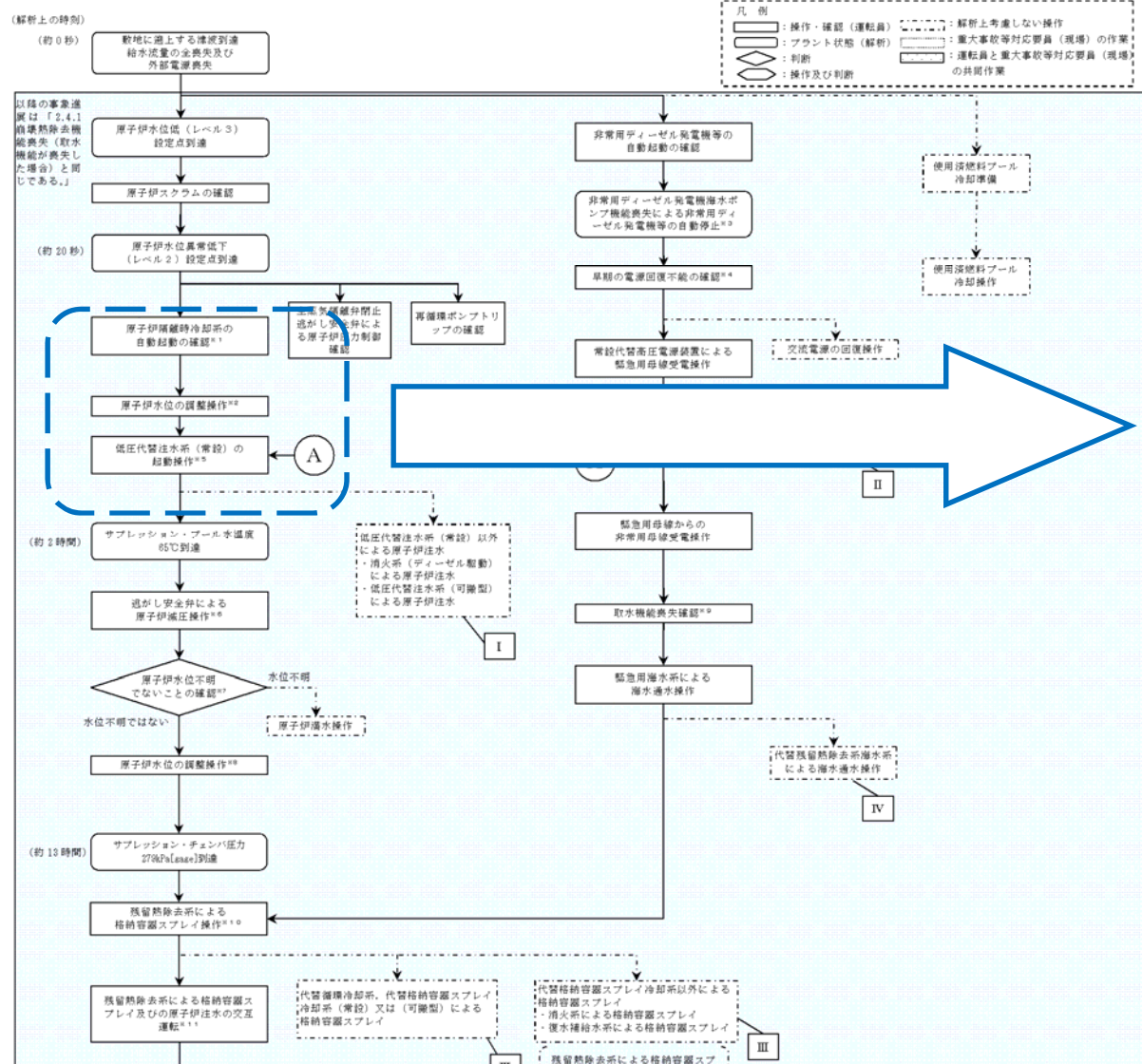
操作補足事項

全交流動力電源が喪失していることから、常設代替高圧電源装置を起動し、緊急用母線を受電する。その後、非常用交流電源の復旧を行う。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



【有性状態の対応としていないが他に取れる手段】

- 低圧代替注水（常設）と同等の流量は確保できないが、消火系（ディーゼル駆動）による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水（可搬型）による原子炉注水も実施可能である。
- 電源容量により使用できる設備が限られるが、常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備により受電する。
- 代替隔離冷却系、代替格納容器スプレッド冷却系（常設）及び（可搬型）による格納容器スプレッド冷却も実施可能である。流量は少ないが、消火系及び復水補給系による格納容器スプレッド冷却も実施可能である。
- 代替残熱除去系海水系による海水通水も可能である。

※1：中央制御室にて機器ランプ表示、系統流量計指示等にて確認する。

※2：原子炉隔離時冷却系により、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）の間に維持する。

※3：取水機能喪失により非常用ディーゼル発電機海水ポンプが起動失敗している場合、非常用ディーゼル発電機等は、インターロックにより60秒間運転を継続した後で停止する。

※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の起動ができず、非常用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：蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系は原子炉減圧後の注水ができないため、全交流動力電源喪失時には緊急用母線の受電が完了した時点で低圧代替注水（常設）を起動し、サブレーション・プール水温上昇に伴い原子炉減圧が必要になった場合に備え待機状態とする。

※6：サブレーション・プール水温度が5/4熱容量制限（原子炉が高温の場合は85℃）に到達し低圧で注水可能な系統が待機状態の場合は、原子炉減圧操作を実施する。実際の操作では、原子炉圧力が低下し低圧代替注水（常設）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、低圧代替注水（常設）のみによる原子炉注水性能を確認する観点で、原子炉減圧開始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。

※7：原子炉水位不明は、以下により判断する。
・トワイウォール帯間気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合
・原子炉水位計の電気が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きくなり異常燃料高積層部以上であることが判断できない場合

※8：低圧代替注水（常設）により、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）の間に維持する。

※9：取水機能喪失は、中央制御室にて残熱除去系海水系の手動起動操作（失敗）を実施し、機器故障警報、系統流量計指示等にて確認する。

※10：実際には残熱除去系の起動準備が完了した時点で、サブレーション・プール水温度が32℃を超過している場合はサブレーション・プール冷却モード運転、サブレーション・チェンバ圧力が245kPa(ange)を超過している場合は格納容器スプレッドモード運転を実施するが、詳細はサブレーション・チェンバ圧力が代替格納容器スプレッドの実施基準である270kPa(ase)に到達した時点で格納容器スプレッドモード運転を開始する想定としている。

※11：残熱除去系は、原子炉水位低（レベル3）にて原子炉注水モード運転に切り換え、原子炉水位高（レベル8）にて格納容器スプレッドモード運転に切り替える。

非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

原子炉水位異常低下（レベル2）にて原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉隔離時冷却系により注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

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。

原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）～原子炉水位高（レベル8）に維持可能であることを確認し、「スクラム」に移行する。

「スクラム」にて原子炉水位の連続監視を行う。

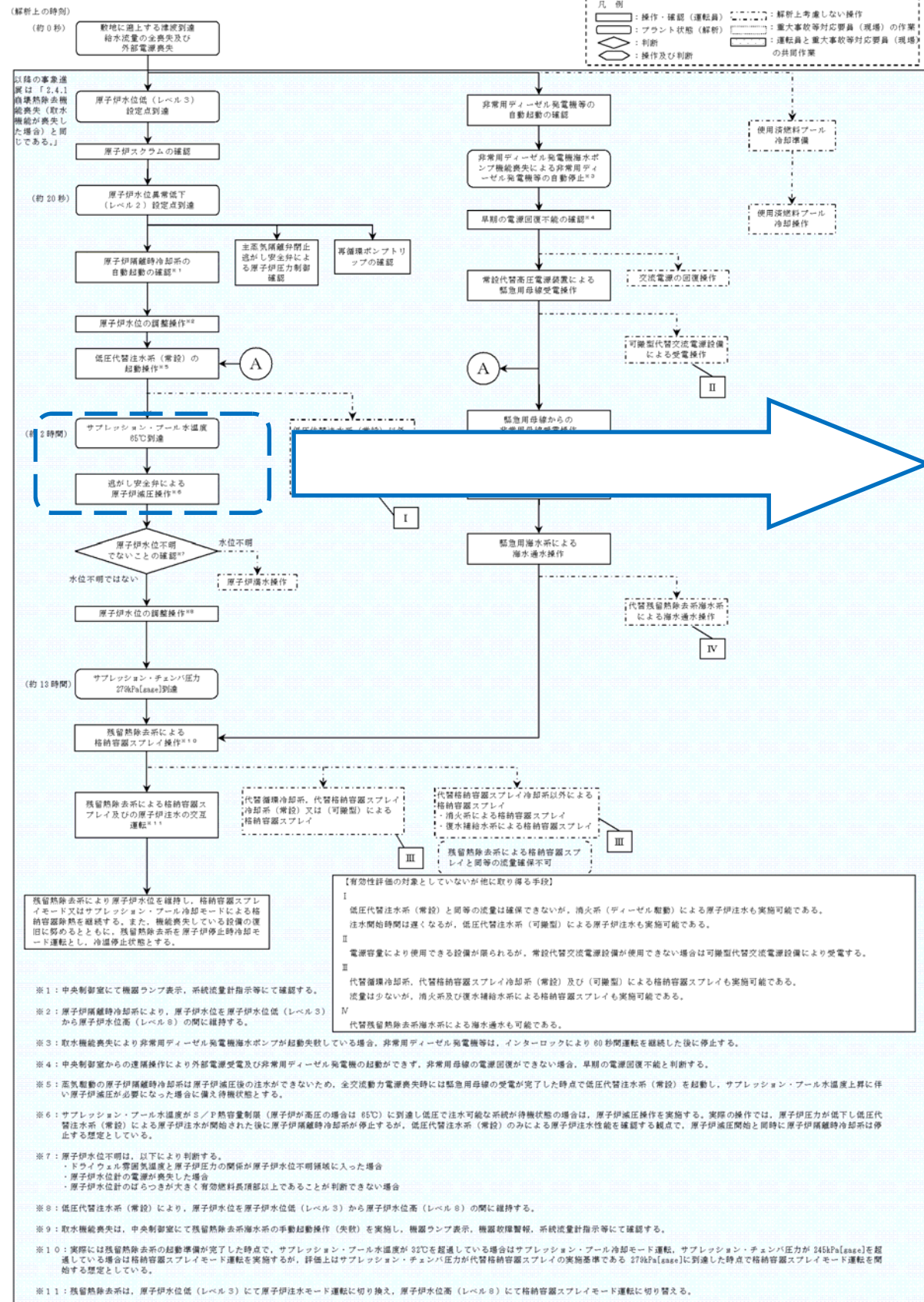
非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



重大事故等対策要領

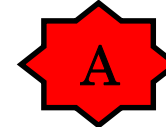
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

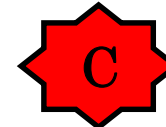


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「S/P温度制御」



操作補足事項

取水機能喪失により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁の排気及び原子炉隔離時冷却系の排気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。

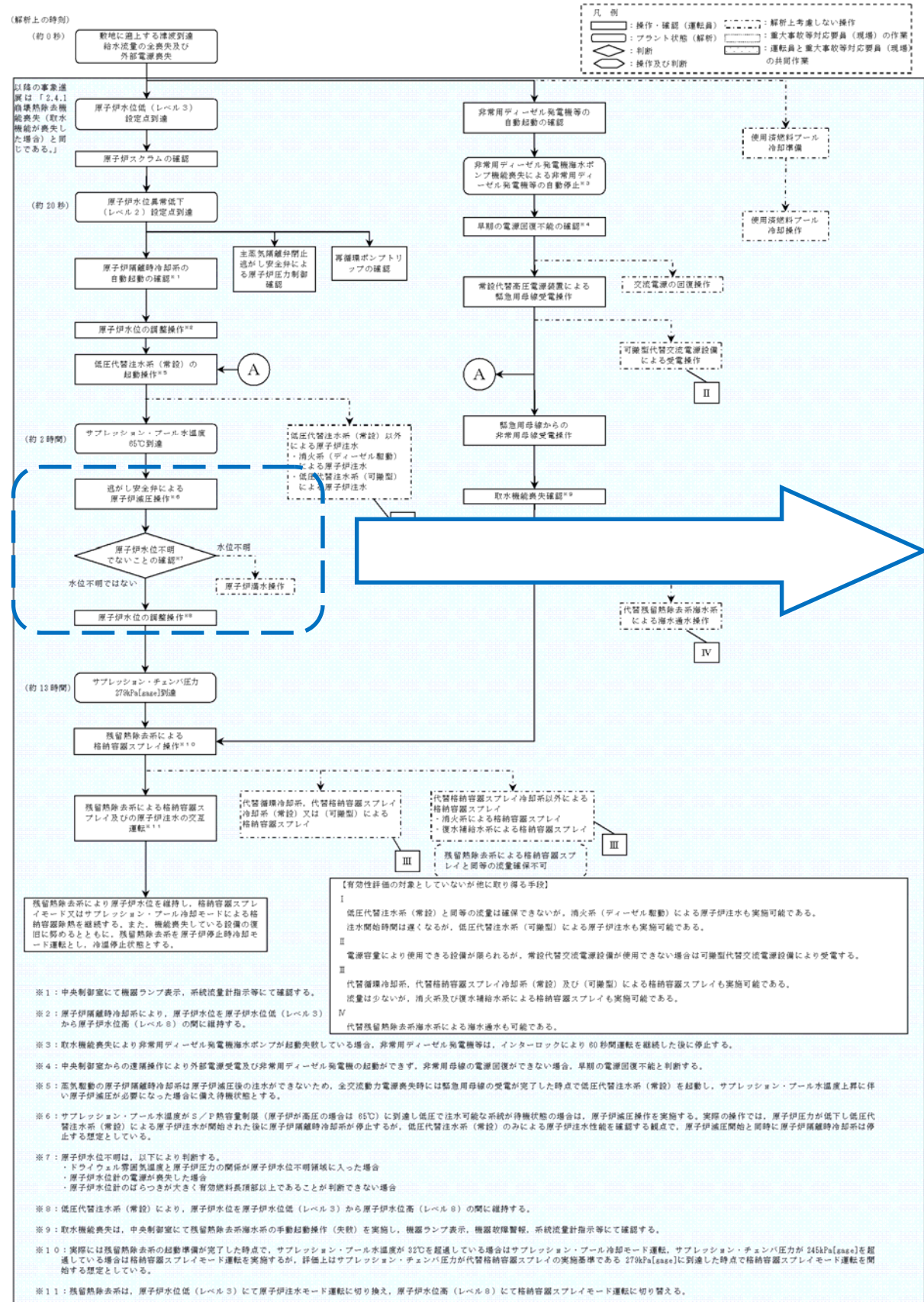
サブプレッション・プール水温度が32°C以上であることを確認し、「S/P温度制御」に移行する。

サブプレッション・プール水温度を継続監視し、サブプレッション・プール熱容量制限に到達した場合は、「急速減圧」へ移行する。

重大事故等対策要領

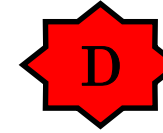
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

低圧代替注水系 (常設) を起動後、逃がし安全弁を手動開放し原子炉を減圧する。

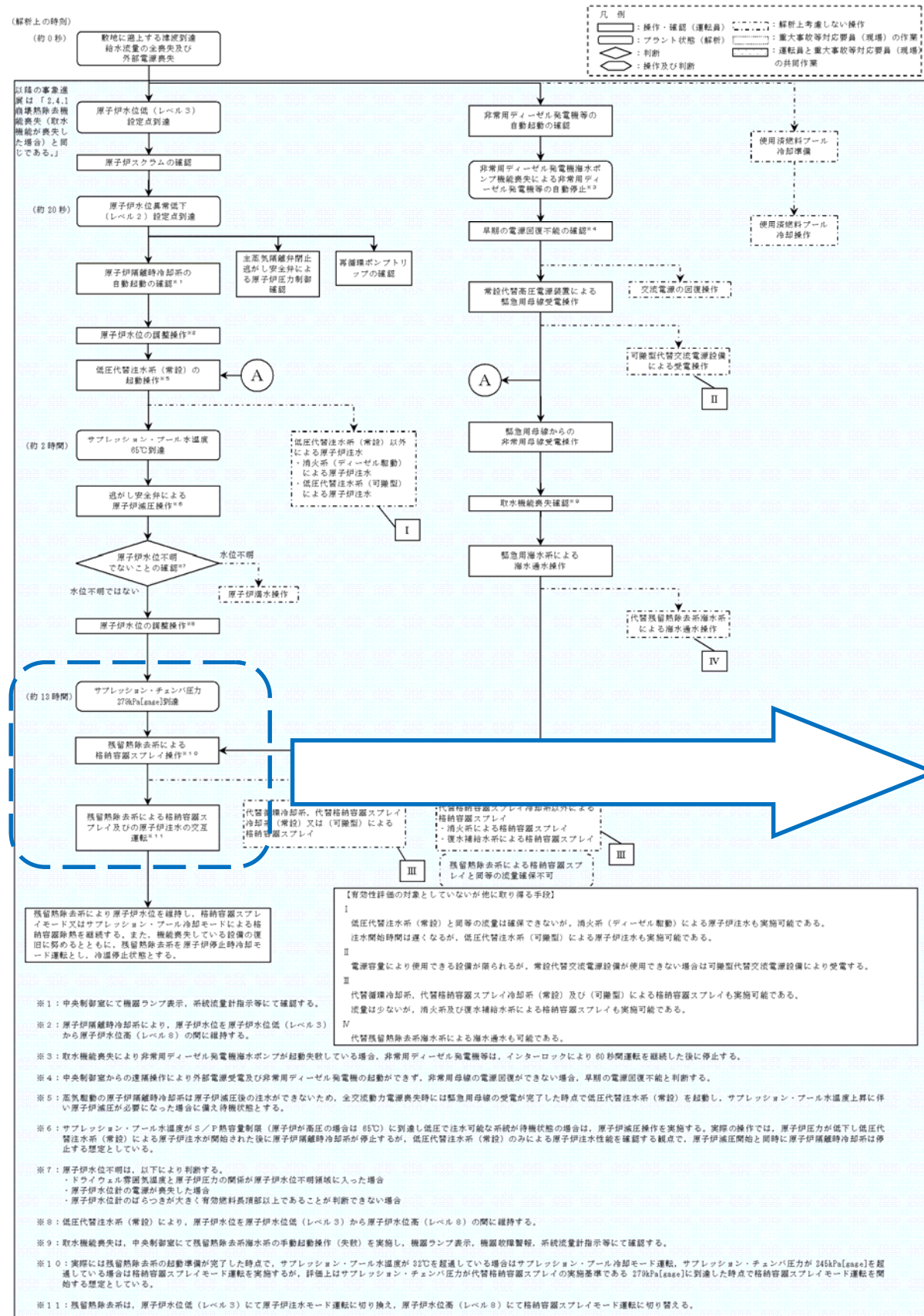
原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。

原子炉水位計正常を確認後、「S/P温度制御」へ移行する。

重大事故等対策要領

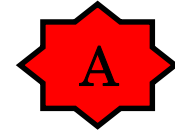
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

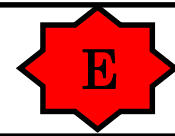


非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

取水機能喪失により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁の排気及び原子炉隔離時冷却系の排気により、格納容器圧力が上昇する。

ドライウェル圧力が 13.7kPa [gage] 以上であることを確認し、「PCV圧力制御」に移行する。

サブプレッション・チェンバ圧力の監視を行い、サブプレッション・チェンバ圧力が 279kPa [gage] 以上となったことを確認し、緊急用海水系を使用した残留熱除去系による格納容器スプレイ操作を行う。

重大事故等対策要領

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)

2.4 水素燃焼

特徴

運転時の異常な過渡変化, 原子炉冷却材喪失事故又は電源喪失事故が発生するとともに, 高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失が重畳する。このため, 緩和措置が取られない場合には, 格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気並びに水-ジルコニウム反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって, 格納容器の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し, 格納容器の過圧・過温により格納容器破損に至る。

基本的な考え方

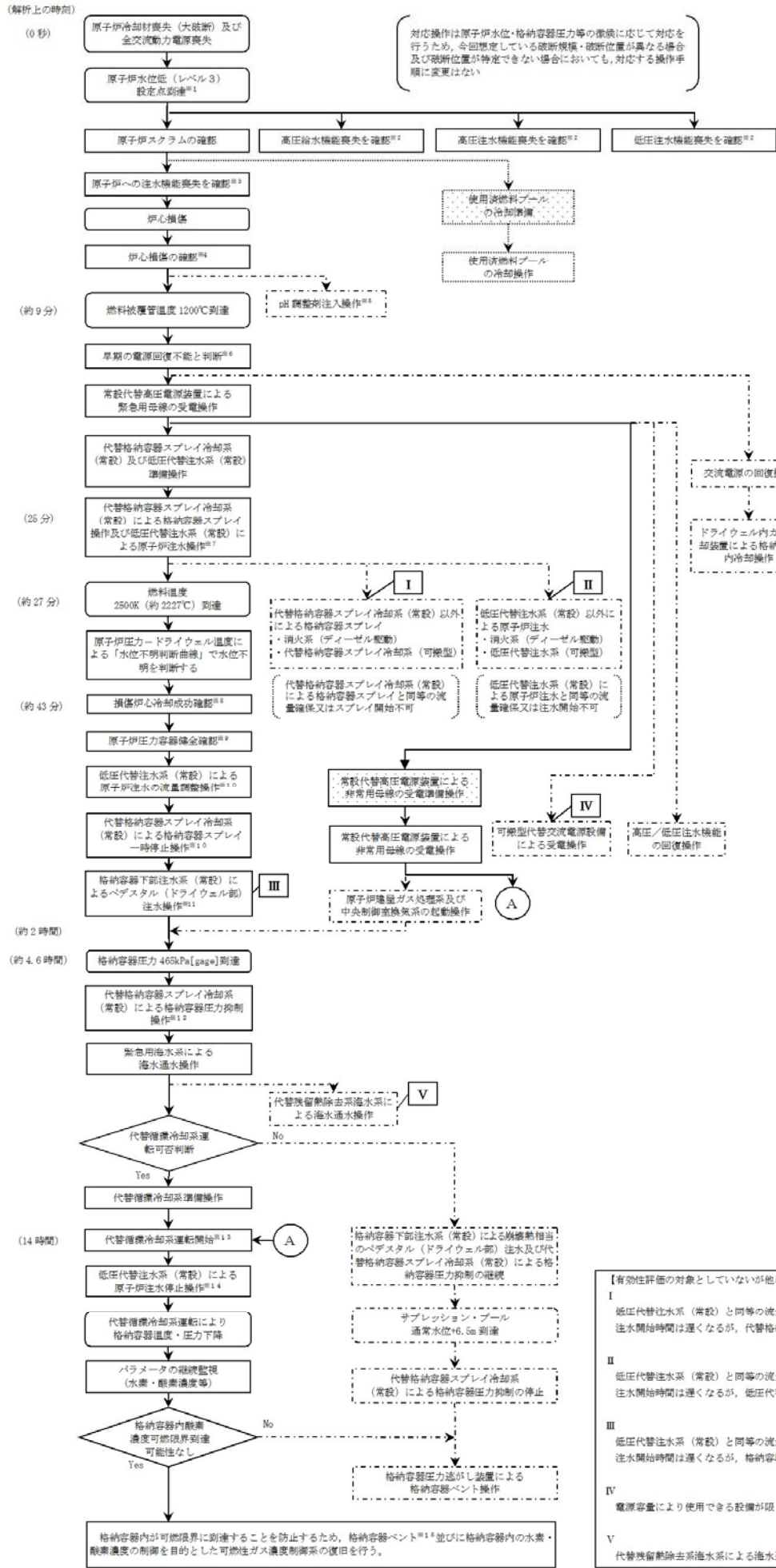
損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系(常設)による原子炉注水, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却, 並びに代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱によって, 格納容器破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出の防止を図る。

対応手順概要

- 原子炉スクラム確認及び高圧・低圧注水機能喪失確認
- 炉心損傷確認
- 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
- 常設代替高圧電源装置による交流電源供給および代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却並びに低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
- 格納容器下部注水系(常設)によるペダスタル(ドライウェル部)注水
- 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器圧力抑制
- ①代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱
②格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱

事故シーケンスグループ「水素燃焼」は「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の「代替循環冷却を使用する場合」と同じ手順である。

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1: 外部電源喪失に伴い, 原子炉スクラム, 主蒸気隔離弁閉止及び再循環ポンプトリップとなるが, 解析上は原子炉水位低(レベル3)設定点到達にて原子炉スクラム信号が発信するものとする。主蒸気隔離弁閉止及び再循環ポンプトリップについては, 外部電源喪失時とする
- ※2: 中央制御室にて機器ランプ表示, 機器故障警報, 系統流量指示針等にて機能喪失を確認する
- ※3: 非常用炉心冷却系の機能喪失及び全交流電源喪失により原子炉への注水機能が喪失する
- ※4: 格納容器雰囲気放射能モニタリング線検量率が設計基準値(原子炉冷却材喪失)時追加放出量相対の10倍以上により炉心損傷と判断する
- ※5: pH調整剤注入操作は原子炉注水操作実施後から実施する
- ※6: 外部電源及び受電及び非常用ディーゼル発電機の起動不可により早期の電源回復不能と判断する
- ※7: 原子炉冷却材喪失していること及び炉心損傷していることにより代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作を実施する。格納容器スプレイ流量は130m³/hとし, 原子炉注水流量は230m³/hとする
なお, 原子炉注水に伴い炉心内における蒸気発生により格納容器温度が上昇することを考慮し, 格納容器スプレイを優先する
- ※8: 原子炉水位レベル0以上(水位計監視不能時は継続冷却に必要な注水量以上)により, 炉心損傷と判断する
- ※9: 原子炉炉心温度監視用炉心温度破損判断パラメータにより判断する(補足1)
- ※10: 原子炉水位がレベル0に到達により低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の流量監視操作及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ一時停止操作を実施する。原子炉注水流量は継続冷却相当の注水量とする
なお, 流量監視後の原子炉注水により, 原子炉水位レベル0に維持できることを確認した後に, 格納容器スプレイを一時停止する運用のため, 原子炉注水の流量監視を優先する
- ※11: 原子炉注水(継続冷却相当)の実施及び格納容器スプレイの停止により格納容器下部注水系(常設)によるペダスタル(ドライウェル部)注水操作を実施する。ペダスタル(ドライウェル部)注水流量は100m³/hとし, ペダスタル(ドライウェル部)床面から2.2m 距離にて注水を停止する
- ※12: 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器圧力抑制操作は, 以下により判断する。格納容器圧力は465kPa [gase] 到達
・(開始条件) 格納容器圧力が465kPa [gase] 到達
・(停止条件) 格納容器圧力が400kPa [gase] 到達
- ※13: 緊急用海水による海水供給完了, 代替循環冷却系の系統構成完了及び炉心損傷除去による除熱機能の復旧の見込みがないことにより代替循環冷却系運転開始を判断する
- ※14: 代替循環冷却系運転開始により低圧代替注水系(常設)による原子炉注水停止操作を実施する
- ※15: 酸素濃度の可視限界(5%)に対して, 格納容器内水素・酸素濃度計の計測誤差(0.5%)及び検出を考慮し, 4.3%到達時に格納容器ベントを判断する

補足1
●事故の起因事象判定(LOCA事象又は過渡事象起因)
「原子炉水位異常低下(レベル1)設定点到達」かつ「格納容器圧力高13.7kPa [gase] 到達」
上記の条件が満たされる場合は、「LOCA事象起因」と判定する。
条件が満たされない場合は「過渡事象起因」と判定する。
(ベントリキック「I」OC A事象)を発生している。
LOCA事象起因時のパラメータ変化は以下の条件によって変わる。
・ペダスタル(ドライウェル部)に水位がある場合(LOCA①時と表記)
・ペダスタル(ドライウェル部)に水位が無い場合(LOCA②時と表記)

- 原子炉圧力容器破損の判断
(1)以下の複数のパラメータの変化傾向を確認することにより判断する。
【破損判断パラメータ(破損により変化するパラメータ)】
・「LOCA①時」
・ペダスタル(ドライウェル部)雰囲気温度の「急激な低下」
・サブプレッション・プール水温度の「急激な上昇」
・「LOCA②時」
・ペダスタル(ドライウェル部)雰囲気温度の「急激な上昇」
・ドライウェル水素濃度の「上昇」
【破損後パラメータ(破損の徴候を検知するパラメータ)】
・「LOCA①, ②時」
・原子炉水位の「低下(喪失)」
・制御棒位置の指示棒の「急激な増加」
・原子炉炉心温度・燃料温度の指示棒の「急激な増加」
【破損可能性パラメータ(破損の可能性を検知するパラメータ)】
・「LOCA①時」
・原子炉圧力の「上昇」
・ドライウェル圧力の「上昇」
・ドライウェル雰囲気温度の「低下」
・「LOCA②時」
・ドライウェル雰囲気温度の「上昇」
(2)(1)の判断に加え, 次の判定条件により判断の確度を上げる。
・過渡事象起因時
「原子炉圧力とドライウェル圧力の差圧が250kPa以下」
かつ
「ペダスタル(ドライウェル部)雰囲気温度が飽和温度以上」
・LOCA事象起因時
「ペダスタル(ドライウェル部)雰囲気温度が飽和温度以上」
かつ
「サブプレッション・プール水温度が5℃以上上昇」
又は
「ペダスタル(ドライウェル部)雰囲気温度が200℃以上」

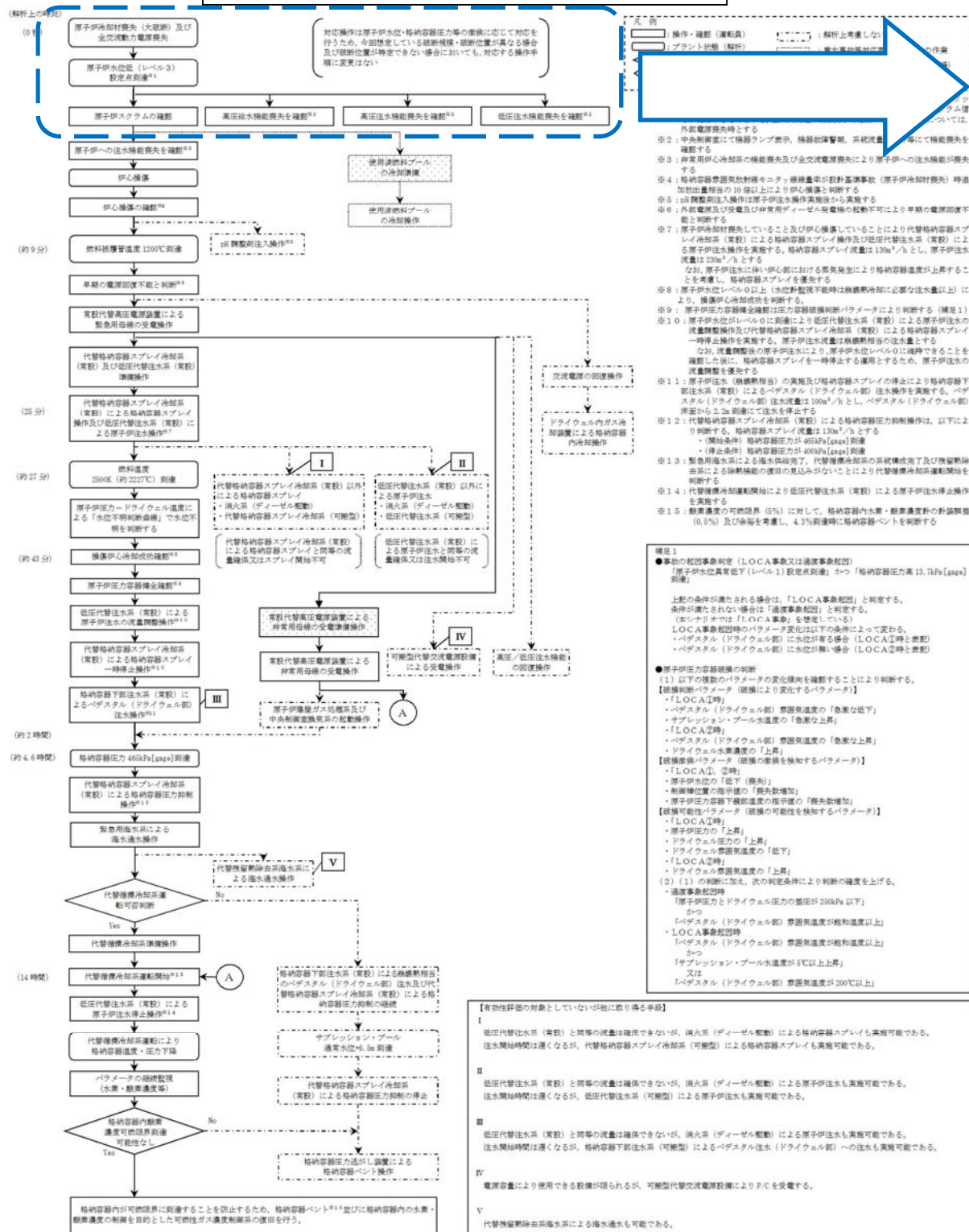
- 【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】
- 低圧代替注水系(常設)と同等の流量は確保できないが, 消火系(ディーゼル駆動)による原子炉注水も実施可能である。
注水開始時間は遅くなるが, 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイも実施可能である。
 - 低圧代替注水系(常設)と同等の流量は確保できないが, 消火系(ディーゼル駆動)による原子炉注水も実施可能である。
注水開始時間は遅くなるが, 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水も実施可能である。
 - 低圧代替注水系(常設)と同等の流量は確保できないが, 消火系(ディーゼル駆動)による原子炉注水も実施可能である。
注水開始時間は遅くなるが, 格納容器下部注水系(可搬型)によるペダスタル注水(ドライウェル部)への注水も実施可能である。
 - 電源容量により使用できる設備が限られるが, 可搬型代替交流電源設備によりP/Cを受電する。
 - 代替循環冷却系海水系による海水通水も可能である。

非常時運転手順書 全体対応フロー

非常時運転手順書 全体対応フロー

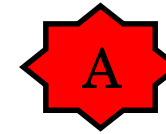
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

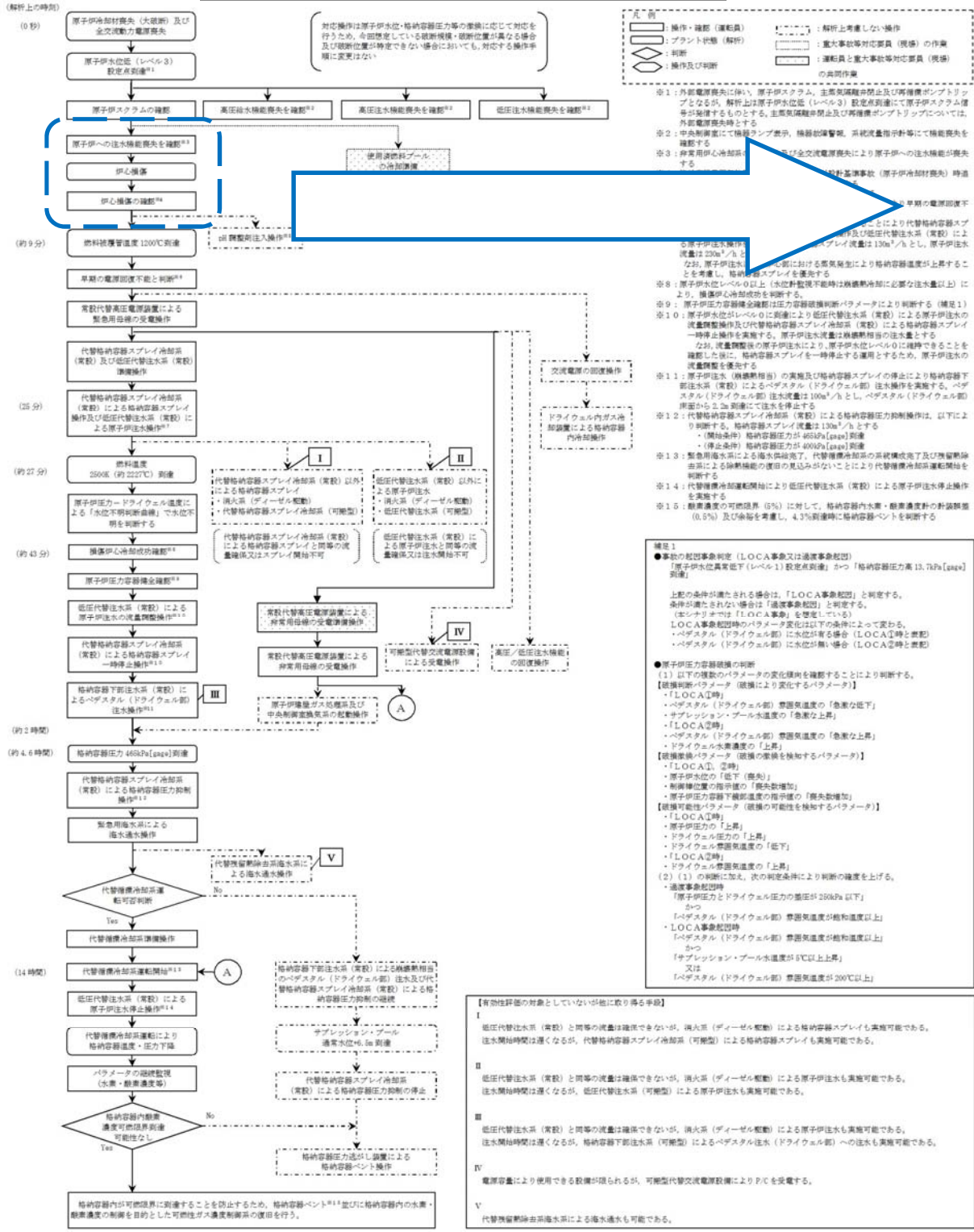
「冷却材喪失事故、全交流動力電源喪失」発生

原子炉水位低（レベル3）信号により原子炉がスクラムする。そのため、EOP「スクラム」へ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作はAOP「電源喪失」で対応する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書 II (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

最初に「原子炉出力」制御にて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。

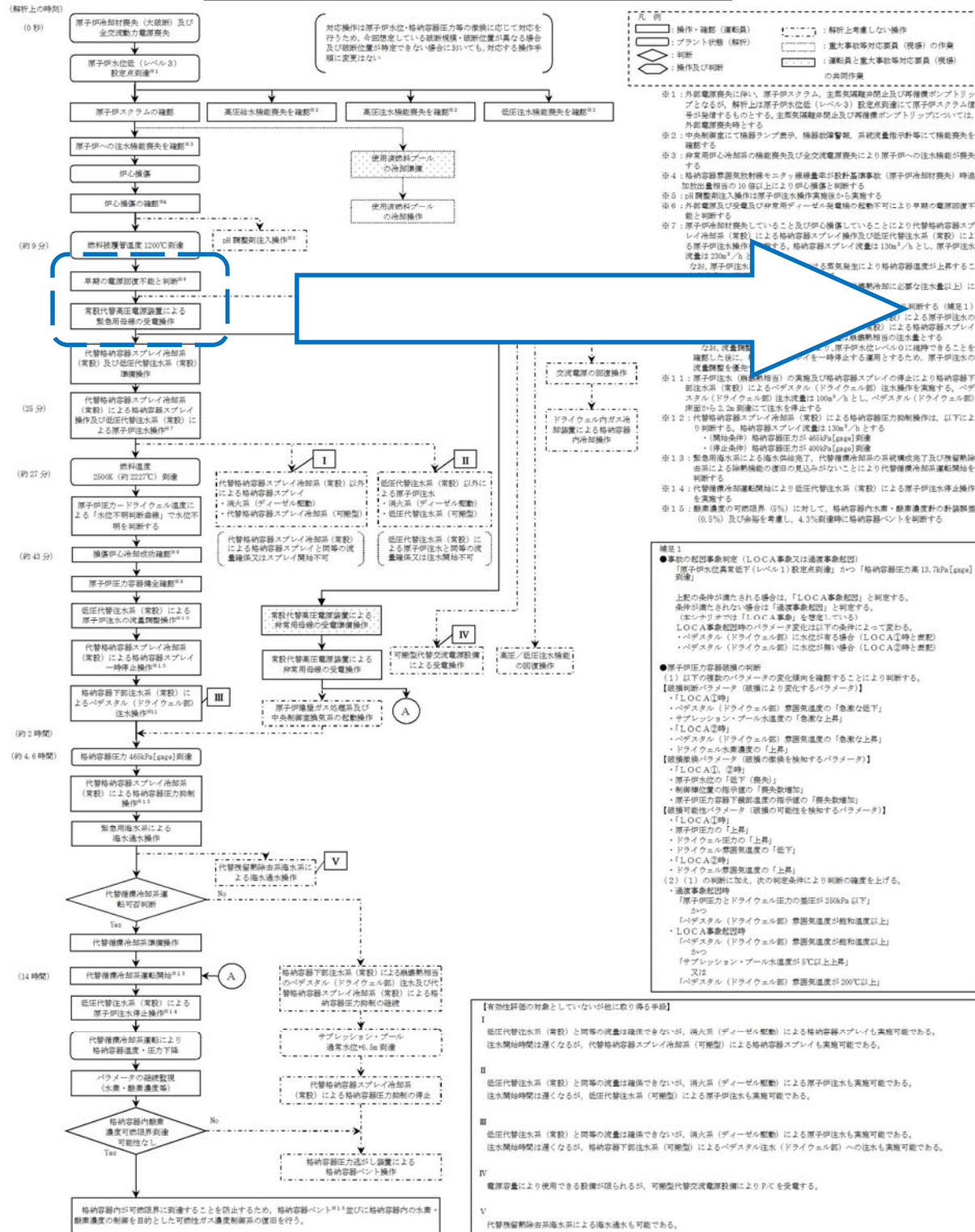
冷却材喪失、全交流動力電源喪失により D/W 圧力が上昇するため、「PCV圧力制御」に移行する。

原子炉への注水機能が喪失するため、原子炉水位 L-0 以上維持が不可となる。その後、CAMS 線線量率により炉心が損傷したことを確認し、「AM初期対応」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書(事象ベース)「AOP」 「電源喪失」



操作補足事項

全交流動力電源が喪失していることから、常設代替高压電源装置を起動し、緊急用母線を受電する。その後、非常用交流電源の復旧を行う。

重大事故等対策要領

「A」前

○ 操作・確認 (運転員)
□ 解析上考慮しない操作
◇ 重大事故等対応要領 (現場) の作業
◇ 運転員と重大事故等対応要領 (現場) の共同作業

※1：外部電源喪失に伴い、原子炉システム、主要設備停止及び格納容器ベント操作となるが、解析上は原子炉水位（レベル3）設定点到達にて原子炉システム機能喪失とする。主要設備停止及び格納容器ベント操作については、外部電源喪失時とする。

※2：中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示等にて機能喪失を確認する。

※3：非常用母線切替の機能喪失及び全交流電源喪失により原子炉への注水機能が喪失する。

※4：格納容器冷却系放射熱をシミュレーションで評価し、格納容器（原子炉冷却系）時過熱防止を目的として注水を開始する。

※5：注水開始後、注水は原子炉注水操作実施後から実施する。

※6：外部電源及び交流及び非常用ディーゼル発電機の起動により早期の電源回復を期待する。

※7：原子炉冷却系に異常が生じていること及び注水機能喪失していることにより代替格納容器スプレッド注水（実数）による格納容器スプレッド注水及び格納容器下部注水（実数）による原子炉注水操作を実施し、格納容器スプレッド注水は130m³/hとし、原子炉注水流量は200m³/hとし、注水を開始する。

※8：格納容器下部注水（実数）による注水流量が100m³/h以上となることを確認し、注水を開始する。

※9：ベグスタル（ドライウエル部）注水流量が100m³/h以上となることを確認し、注水を開始する。

※10：代替格納容器スプレッド注水（実数）による格納容器圧力制御操作は、以下により判断する。格納容器圧力が465Pa[abs]到達
・注水条件 格納容器圧力が465Pa[abs]到達
・注水条件 格納容器圧力が465Pa[abs]到達

※11：緊急用母線による注水供給終了、代替格納容器冷却系が系統喪失及び格納容器下部注水による注水供給終了により代替格納容器下部注水（実数）による原子炉注水停止操作を実施する。

※12：格納容器の可飽和界（5%）に対して、格納容器内水素・酸素濃度の制御装置（0.5%）及び制御を考慮し、4.5%到達時に格納容器ベントを判断する。

補足1

●事故の初期事象判定（LOC事象又は過渡事象判定）
「原子炉水位異常低下（レベル1）設定点到達」かつ「格納容器圧力高13.7kPa[abs]到達」

上記の条件が満たされる場合は、「LOC事象判定」と判定する。
条件が満たされない場合は「過渡事象判定」と判定する。
(注)「注水」は「LOC事象」を発生している。
LOC事象判定時のパラメータ変化は以下の条件によって変わる。
・ベグスタル（ドライウエル部）に水位がある場合（LOC 2時と表記）
・ベグスタル（ドライウエル部）に水位がない場合（LOC 2時と表記）

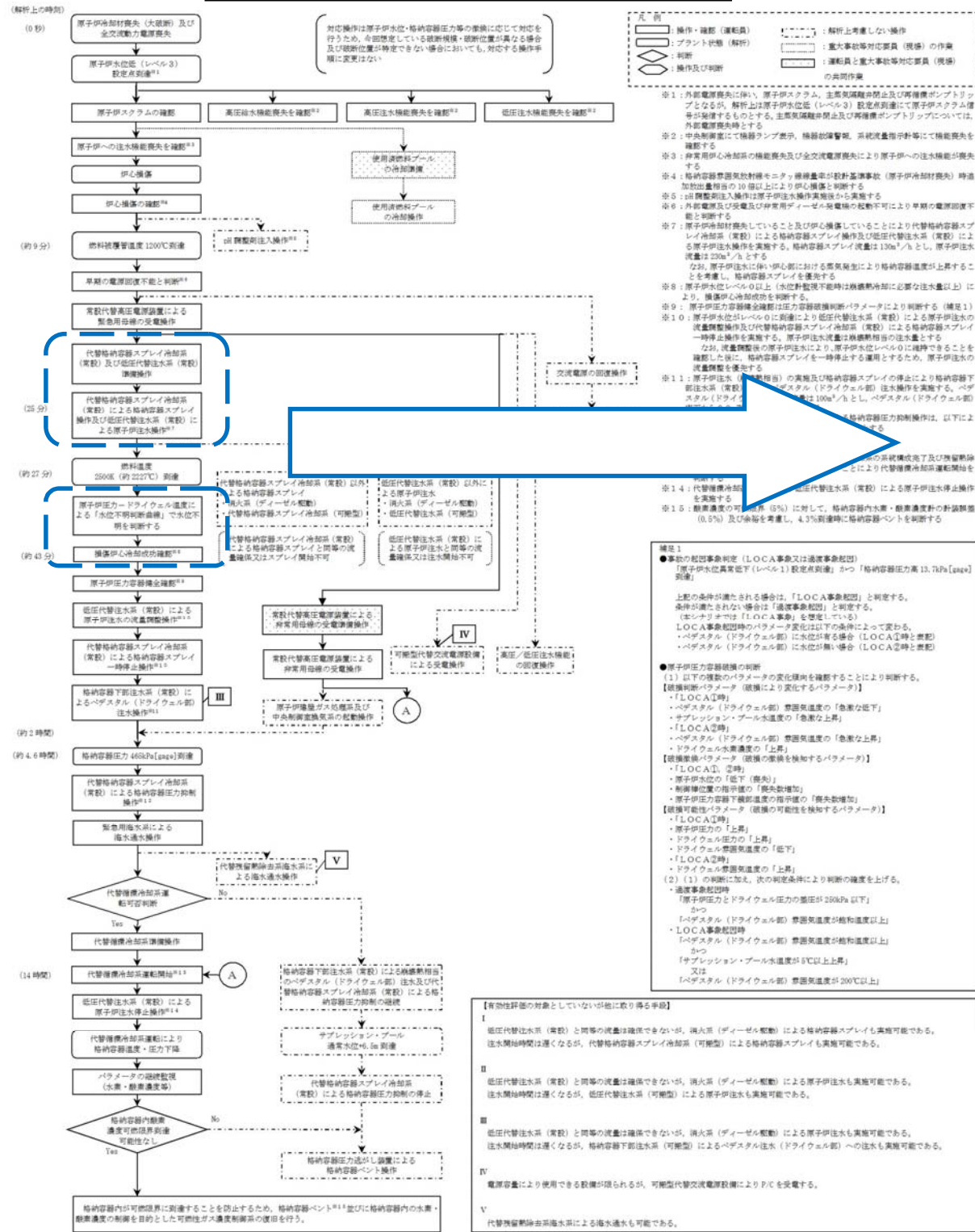
●原子炉圧力監視機能の判断
(1) 以下の複数のパラメータの変化傾向を確認することにより判断する。
【状態監視パラメータ（状態により変化するパラメータ）】
・「LOC 2時」
・ベグスタル（ドライウエル部）蒸気温度の「急激な低下」
・サブプレッション・プール水温度の「急激な上昇」
・「LOC 2時」
・ベグスタル（ドライウエル部）蒸気温度の「急激な上昇」
・ドライウエル部蒸気温度の「上昇」
【状態監視パラメータ（状態の検出するパラメータ）】
・「LOC 2時」
・原子炉水位の「低下（急激）」
・格納容器内の飽和蒸気温度の「急激な増加」
・原子炉圧力容器下部注水の「喪失増加」
【状態監視パラメータ（状態の可能性を検出するパラメータ）】
・「LOC 2時」
・原子炉水位の「上昇」
・ドライウエル部圧力の「上昇」
・ドライウエル部蒸気温度の「低下」
・「LOC 2時」
・ドライウエル部蒸気温度の「上昇」
・過渡事象判定時
「原子炉圧力とドライウエル部圧力の差圧が20kPa以下」
かつ
「ベグスタル（ドライウエル部）蒸気温度が飽和温度以上」
・LOC事象判定時
「ベグスタル（ドライウエル部）蒸気温度が飽和温度以上」
かつ
「サブプレッション・プール水温度が5℃以上上昇」
又は
「ベグスタル（ドライウエル部）蒸気温度が200℃以上」

【有効性評価の対象としていないが取り得る事象】

I 格納容器下部注水（実数）による注水流量が100m³/h以上となることを確認し、注水を開始する。
II 格納容器下部注水（実数）による注水流量が100m³/h以上となることを確認し、注水を開始する。
III 格納容器下部注水（実数）による注水流量が100m³/h以上となることを確認し、注水を開始する。
IV 電源喪失により使用できる設備が限られるが、可飽和代替交流電源設備によりP/Cを受電する。
V 代替格納容器冷却系注水による注水操作も可能である。

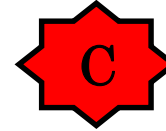
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書II (微候ベース) 「EOP」 不測事態「AM初期対応」



操作補足事項

常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電後、代替格納容器スプレッド冷却系 (常設) による格納容器スプレッド及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を実施する。

その後、原子炉圧力-D/W 空間部温度により「水位不明判断曲線」水位不明であることを確認する。

原子炉注水流量を一定流量で継続し、原子炉水位 L-0 到達までの必要注水時間経過後、崩壊熱相当の注水流量に変更する。

これにより、損傷炉心冷却成功となる。

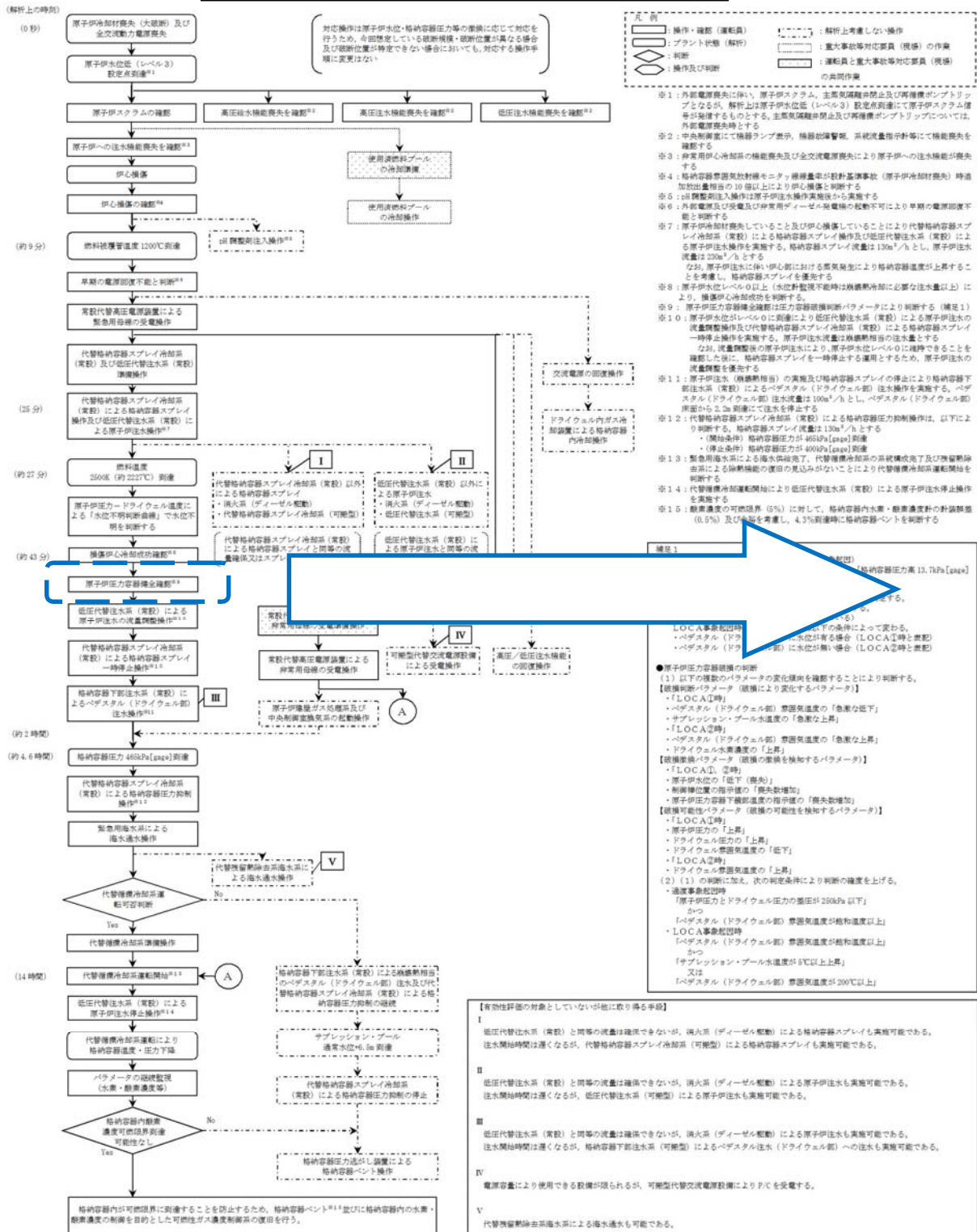
また、代替格納容器スプレッド冷却系 (常設) の一時停止操作を実施し、非常時運転手順書III (シビアアクシデント) へ移行する。

なお、運転手順においては、原子炉注水及び格納容器スプレッド冷却操作を優先して実施するため、原子炉圧力容器の健全性確認は非常時運転手順書III (シビアアクシデント) にて実施する。

重大事故等対策要領

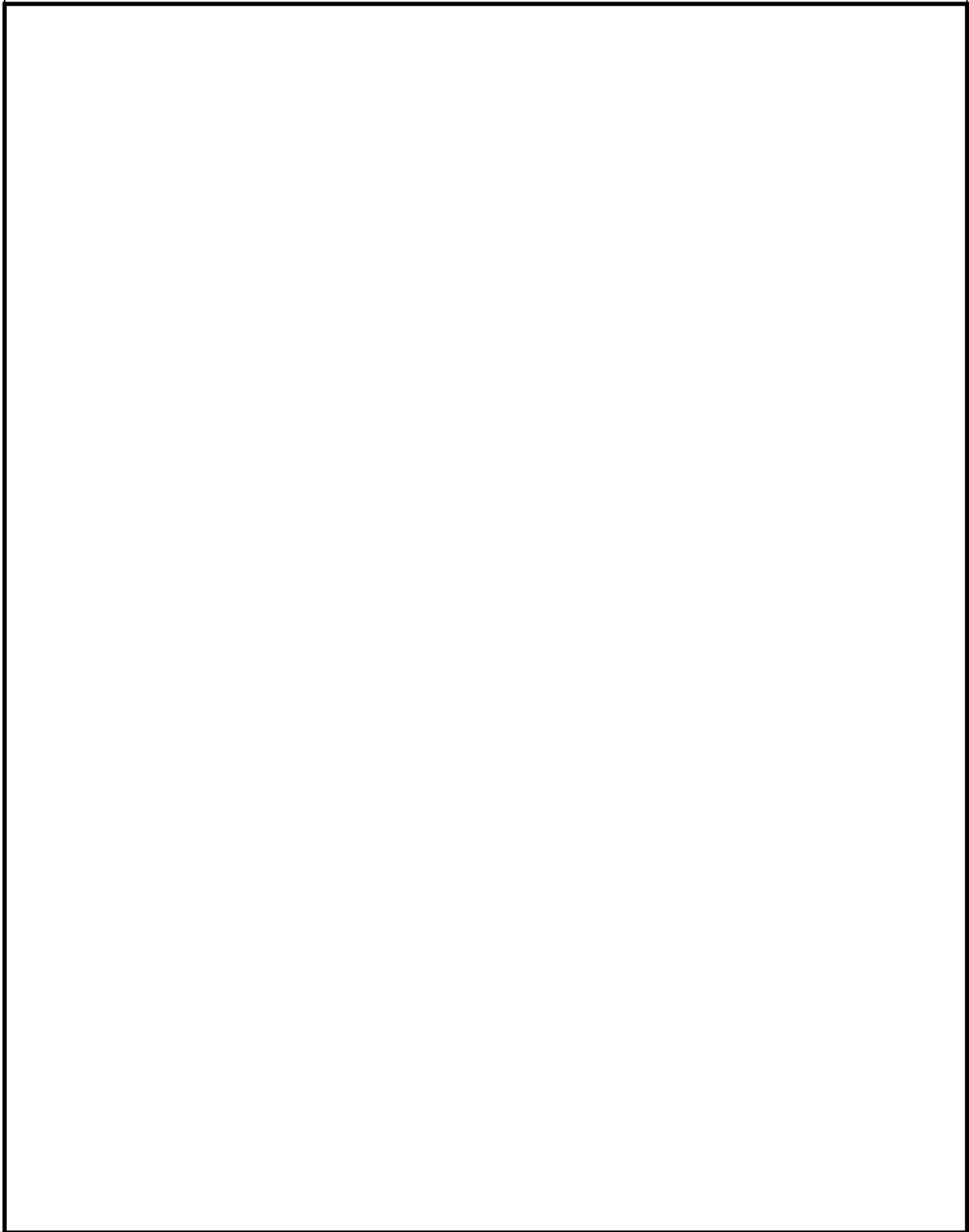
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ（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

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を継続し、炉心を冠水させるとともに、注水-3a「RPV破損前のペDESTAL（ドライウエル部）初期注水」を並行して実施する。

原子炉圧力容器の健全性確認後、注水-2「長期の原子炉水位の確保」、除熱-1「損傷炉心冷却後の除熱」に移行する。

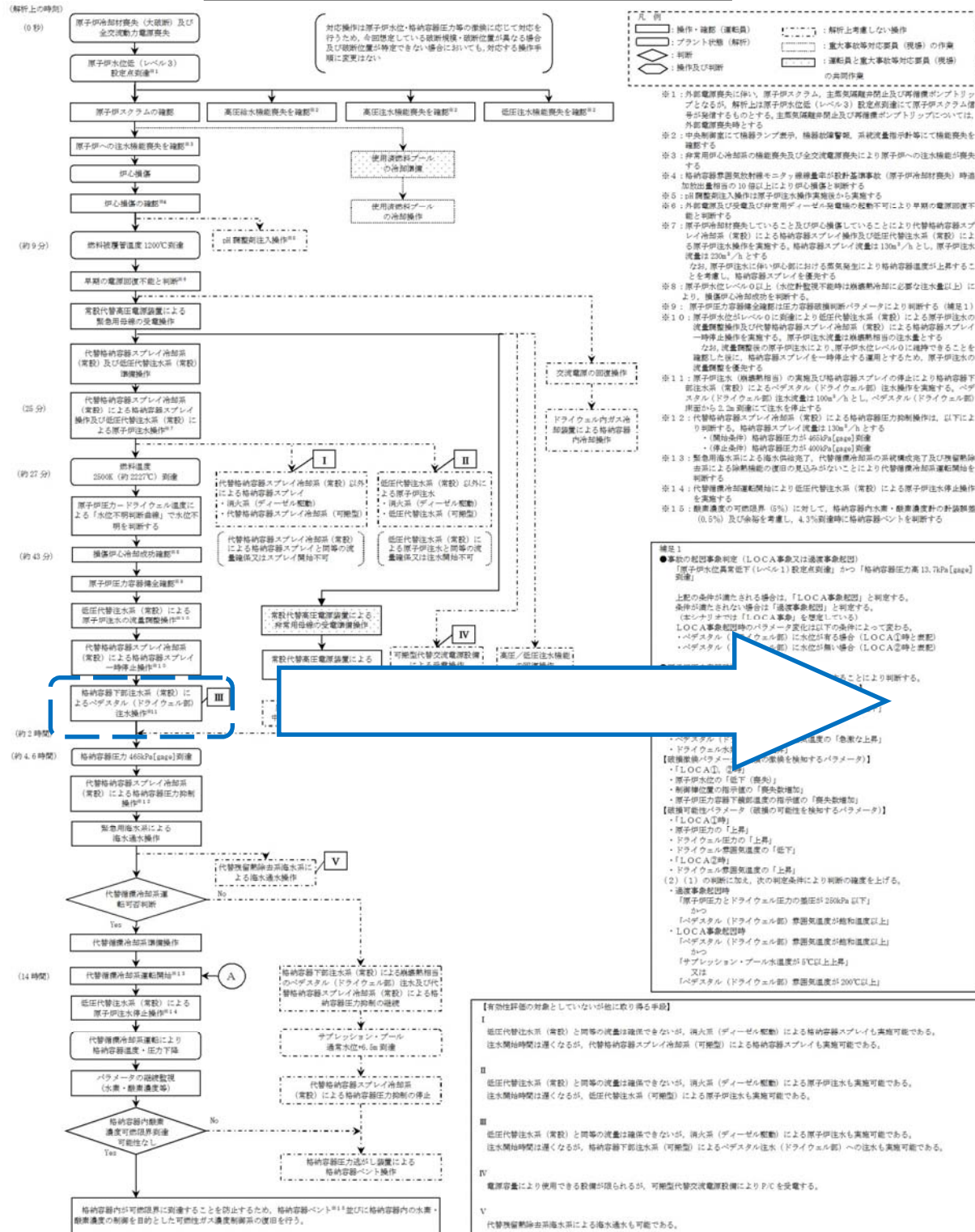
重大事故等対策要領

重大事故等対策要領

1.0.7-2.1-8

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」 注水-3a 「RPV破損前のペダスタル (ドライウェル部) 初期注水」



「RPV破損前のペダスタル (ドライウェル部) 初期注水」

- 操作・確認 (運転員) ○ 解析上考慮しない操作
 □ プラント状態 (解析) ○ 重大事故時対応要領 (現場) の作業
 ◇ 判断 ○ 運転員と重大事故時対応要領 (現場) の共同作業
- 1: 外部電源喪失に伴い、原子炉システム、主要負荷遮断禁止及び再循環ポンプトリップとなるが、解析上は原子炉水位 (レベル3) 設定点到達にて原子炉システム復旧が図られるものとする。主要負荷遮断禁止及び再循環ポンプトリップについては、外部電源喪失時とする。
 - 2: 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示等にて機能喪失を確認する。
 - 3: 非常用炉心冷却系の機能喪失及び全交流電源喪失により原子炉への注水機能が喪失する。
 - 4: 格納容器冷却系放射線モニタリング機能異常が放射線事故 (原子炉冷却系喪失) 時通知に繋がらないことを確認する。
 - 5: 注水開始直後、原子炉注水機能喪失から発生する。
 - 6: 外部電源及び交流及び非常用ディーゼルの起動不可により早期の電源回復不能と判断する。
 - 7: 原子炉冷却系喪失していること及び炉心機能していることにより代替格納容器スプレッド注水 (実数) による格納容器スプレッド注水及び低圧代替注水 (実数) による原子炉注水を実施する。格納容器スプレッド注水 (130m³/h) とし、原子炉注水流量は200m³/hとする。なお、原子炉注水に伴い炉心に於ける蒸気発生により格納容器温度が上昇することを考慮し、格納容器スプレッド注水を優先する。
 - 8: 原子炉水位レベル以上 (水位計監視不能時は機器冷却部に必要な注水量以上) にし、機器冷却系機能を回復する。
 - 9: 原子炉圧力容器健全性確認は圧力容器健全性パラメータにより判断する (補注1)。
 - 10: 原子炉水位がレベルに到達により低圧代替注水 (実数) による原子炉注水の流量調整操作及び代替格納容器スプレッド注水 (実数) による格納容器スプレッド注水操作を実施する。原子炉注水流量は機器冷却部の注水量とする。なお、流量調整後の原子炉注水により、原子炉水位レベルに維持できることを確認した後に、格納容器スプレッド注水を一時停止する運用とするため、原子炉注水の流量調整を実施する。
 - 11: 原子炉注水 (機器冷却部) の実施及び格納容器スプレッド注水の停止により格納容器下部注水 (実数) によるベダスタル (ドライウェル部) 注水操作を実施する。ベダスタル (ドライウェル部) 注水流量は100m³/hとし、ベダスタル (ドライウェル部) 床面から2.2mまで注水して注水を停止する。
 - 12: 代替格納容器スプレッド注水 (実数) による格納容器注水抑制操作は、以下により判断する。格納容器スプレッド注水は130m³/hとする。
 - ・ (開始条件) 格納容器圧力が468Pa [gag] 到達
 - ・ (停止条件) 格納容器圧力が400Pa [gag] 到達
 - 13: 緊急用海水による海水供給完了。代替格納容器注水の系統構成完了及び機器冷却系による除熱機能の復旧の見込みがないことにより代替格納容器注水停止操作を実施する。
 - 14: 代替格納容器注水開始後より低圧代替注水 (実数) による原子炉注水停止操作を実施する。
 - 15: 飽和蒸気発生率 (5%) に対して、格納容器内水素・酸素濃度の計測値 (0.5%) 及び余裕を考慮し、4.5%到達時に格納容器ベントを判断する。
- 補注1
 ● 事故の初期事象 (LOCA事象又は過渡事故) 発生時
 「原子炉水位異常低下 (レベル1) 設定点到達」かつ「格納容器圧力高13.7kPa [gag] 到達」
 上記の条件が満たされた場合は、「LOCA事象」と判断する。条件が満たされない場合は「過渡事故」と判断する。
 (注) シナリオでは「LOCA事象」を想定している。
 LOCA事象発生時のパラメータ変化は以下の条件によって変わる。
 ・ベダスタル (ドライウェル部) に水位がある場合 (LOCA発生時と表裏)
 ・ベダスタル (ドライウェル部) に水位がない場合 (LOCA発生時と表裏)
- 【有効性評価の対象としていない状態に陥り得る事象】
 I 低圧代替注水 (実数) と同等の流量は確保できないが、湧水 (ディーゼル駆動) による格納容器スプレッド注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、代替格納容器スプレッド注水 (可搬型) による格納容器スプレッド注水も実施可能である。
 II 低圧代替注水 (実数) と同等の流量は確保できないが、湧水 (ディーゼル駆動) による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水 (可搬型) による原子炉注水も実施可能である。
 III 低圧代替注水 (実数) と同等の流量は確保できないが、湧水 (ディーゼル駆動) による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、格納容器下部注水 (可搬型) によるベダスタル注水 (ドライウェル部) への注水も実施可能である。
 IV 電源容量により使用できる設備に限られるが、可搬型代替格納容器によりP/Cを受電する。
 V 代替格納容器注水による海水注水も可能である。

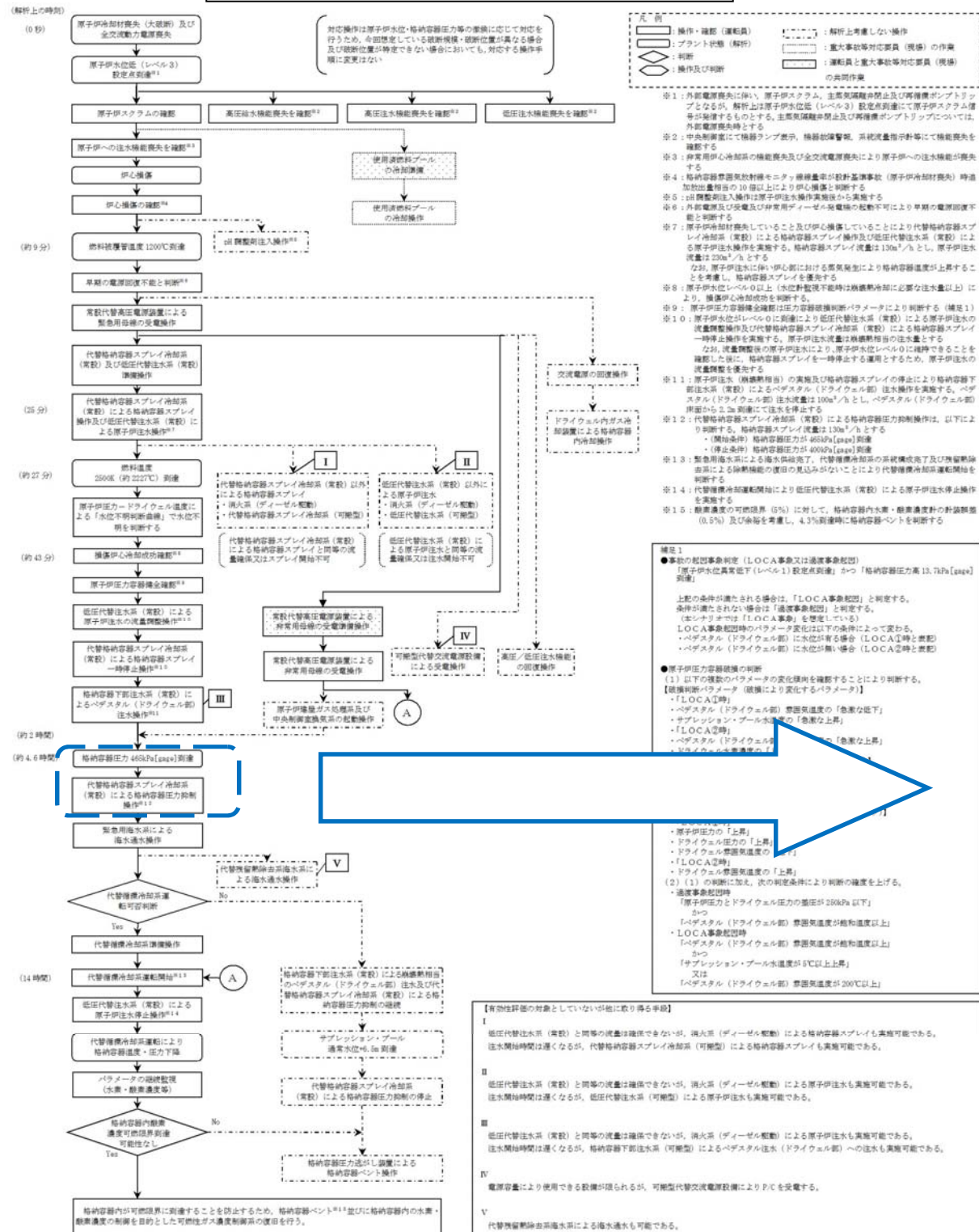
操作補足事項

格納容器下部注水系 (常設) によるベダスタル (ドライウェル部) 注水操作を実施する。
 (注水-1「損傷炉心への注水」と並行操作)
 ベダスタル (ドライウェル部) 床面から2.2mまで注水し、注水-1「損傷炉心への注水」へ移行する。

重大事故等対策要領

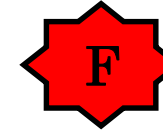
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」 除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」



操作補足事項

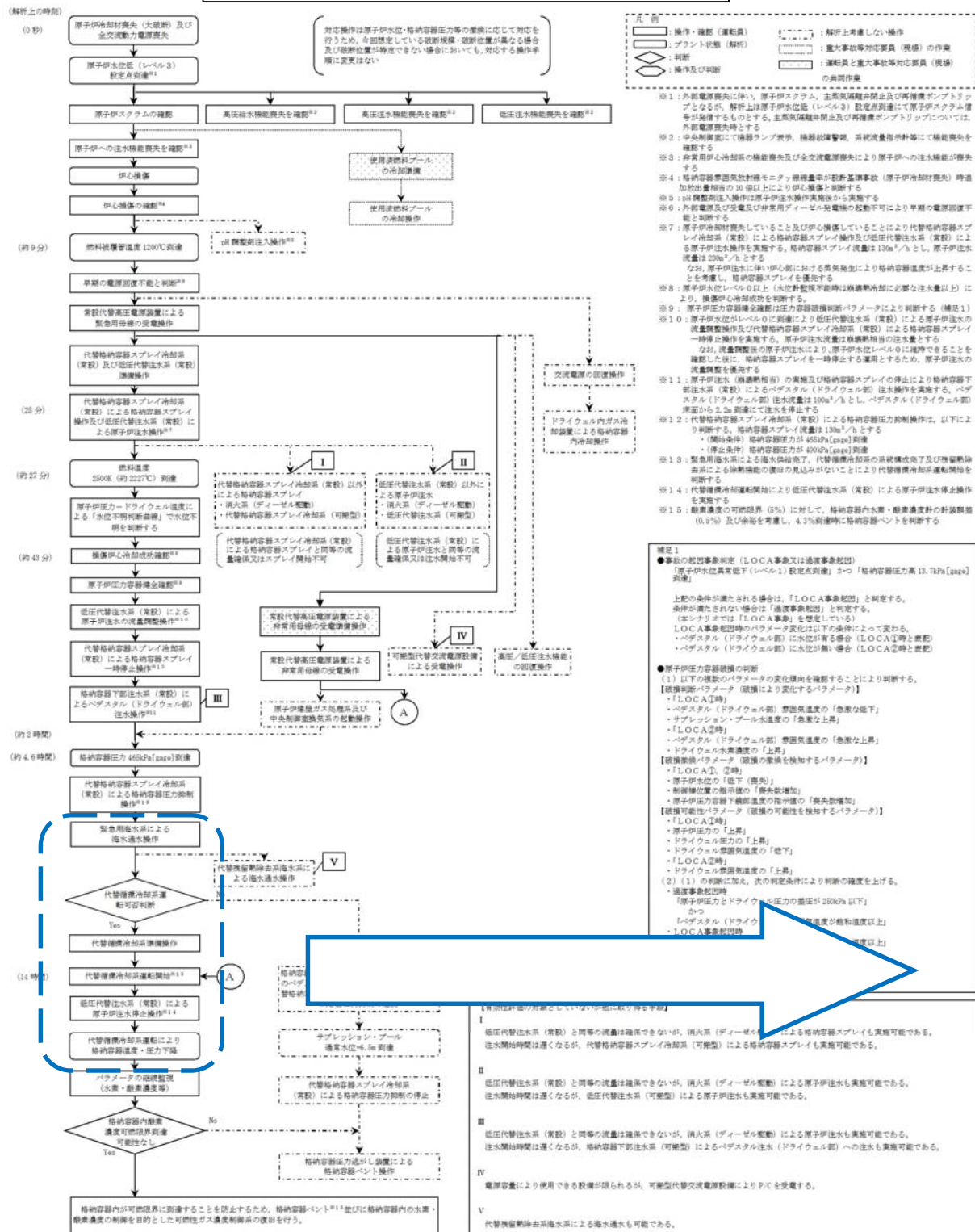
原子炉格納容器圧力が465kPa[gaga]に到達後は、S/P水位が6.5mに到達するまで代替格納容器スプレイの間欠運転を実施する。

なお、運転手順においては、適宜代替循環冷却系への移行可否を判断するが、ここでは緊急用海水系の通水準備未完了を想定し、代替格納容器スプレイを継続するものとする。

重大事故等対策要領

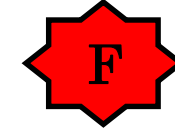
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書III (シビアアクシデント) 「SOP」 除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」 ※代替循環冷却を使用する場合



操作補足事項

緊急用海水系による海水通水操作が完了し、代替循環冷却に移行可能となった場合は、代替循環冷却運転を実施し、原子炉注水及び格納容器除熱を開始する。

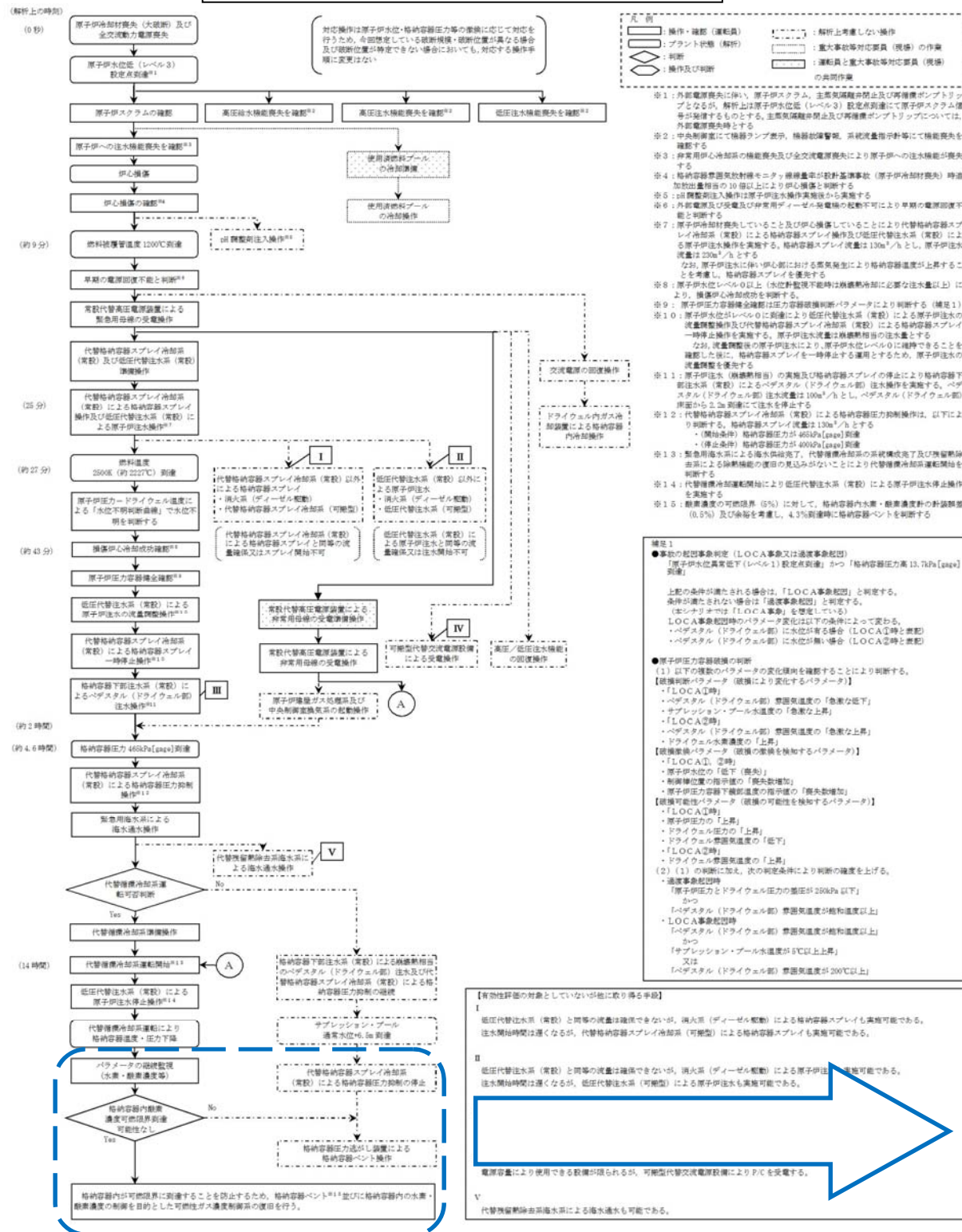
重大事故等対策要領

この要領は、重大事故等発生時の対応方針を示しています。主要な項目は以下の通りです。

- 事故の発生事象判定 (LOCA事象又は過渡事象判定):** 原子炉水位異常低下 (レベル1) 設定点到達、かつ「格納容器圧力高 13.7kPa [gag] 到達」。
- 事象の発生事象判定:** 上記の条件が満たされる場合は、「LOCA事象判定」と判定する。条件が満たされない場合は「過渡事象判定」と判定する。
- LOCA事象判定時のパラメータ変化は以下の条件によって変わる:**
 - ベグスタル (ドライケル部) に水位がある場合 (LOCA 2時と表記)
 - ベグスタル (ドライケル部) に水位が無い場合 (LOCA 2時と表記)
- 原子炉圧力監視の判断:**
 - 「LOCA 2時」
 - 「ベグスタル (ドライケル部) 参照温度の「急激な低下」
 - 「ベグスタル (ドライケル部) 参照温度の「急激な上昇」
 - 「LOCA 2時」
 - 「ベグスタル (ドライケル部) 参照温度の「急激な上昇」
 - 「ドライケル部参照温度の「上昇」
 - 「格納容器下部注水 (可能型) によるベグスタル注水 (ドライケル部) への注水も実施可能である。」
 - 「格納容器下部注水 (可能型) によるベグスタル注水 (ドライケル部) への注水も実施可能である。」
 - 「格納容器下部注水 (可能型) によるベグスタル注水 (ドライケル部) への注水も実施可能である。」
 - 「格納容器下部注水 (可能型) によるベグスタル注水 (ドライケル部) 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



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「SOP」 放出「PCV破損防止」 ※代替循環冷却を使用する場合



**非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「SOP」
放出「PCV破損防止」
※代替循環冷却を使用する場合**

この手順書は、代替循環冷却を使用する場合の事故時運転操作を詳細に説明しています。以下の項目が記載されています。

- 1. 目的:** 格納容器内の水素濃度を監視し、格納容器内の可燃限界に到達することを防止するため、格納容器ベント並びに可燃性ガス濃度制御系の復旧を行う。
- 2. 適用範囲:** シビアアクシデント発生時、格納容器圧力が465Pa[eq]に到達した場合。
- 3. 前提条件:** 代替循環冷却系が正常に動作していること。
- 4. 手順:**
 - 格納容器下部注水（実数）によるベグスタル（ドライケル部）注水操作を開始する。
 - 代替格納冷却系運転を開始し、格納容器内の水素濃度を監視する。
 - 格納容器内の水素濃度が可燃限界に近づくと、格納容器ベント操作を行う。
 - 格納容器内の水素濃度が可燃限界に到達すると、格納容器ベント操作を中止し、格納容器内の水素濃度を監視する。
- 5. 注意事項:** 格納容器内の水素濃度を監視し、格納容器内の可燃限界に到達することを防止するため、格納容器ベント並びに可燃性ガス濃度制御系の復旧を行う。

また、この手順書には「I」から「V」までの注釈があり、格納容器スプレイの流量や注水開始の条件に関する詳細な説明が提供されています。

操作補足事項

代替循環冷却運転開始後、格納容器内水素濃度及び酸素濃度を継続監視し、格納容器内の可燃限界に到達することを防止するため、格納容器ベント並びに可燃性ガス濃度制御系の復旧を行う。

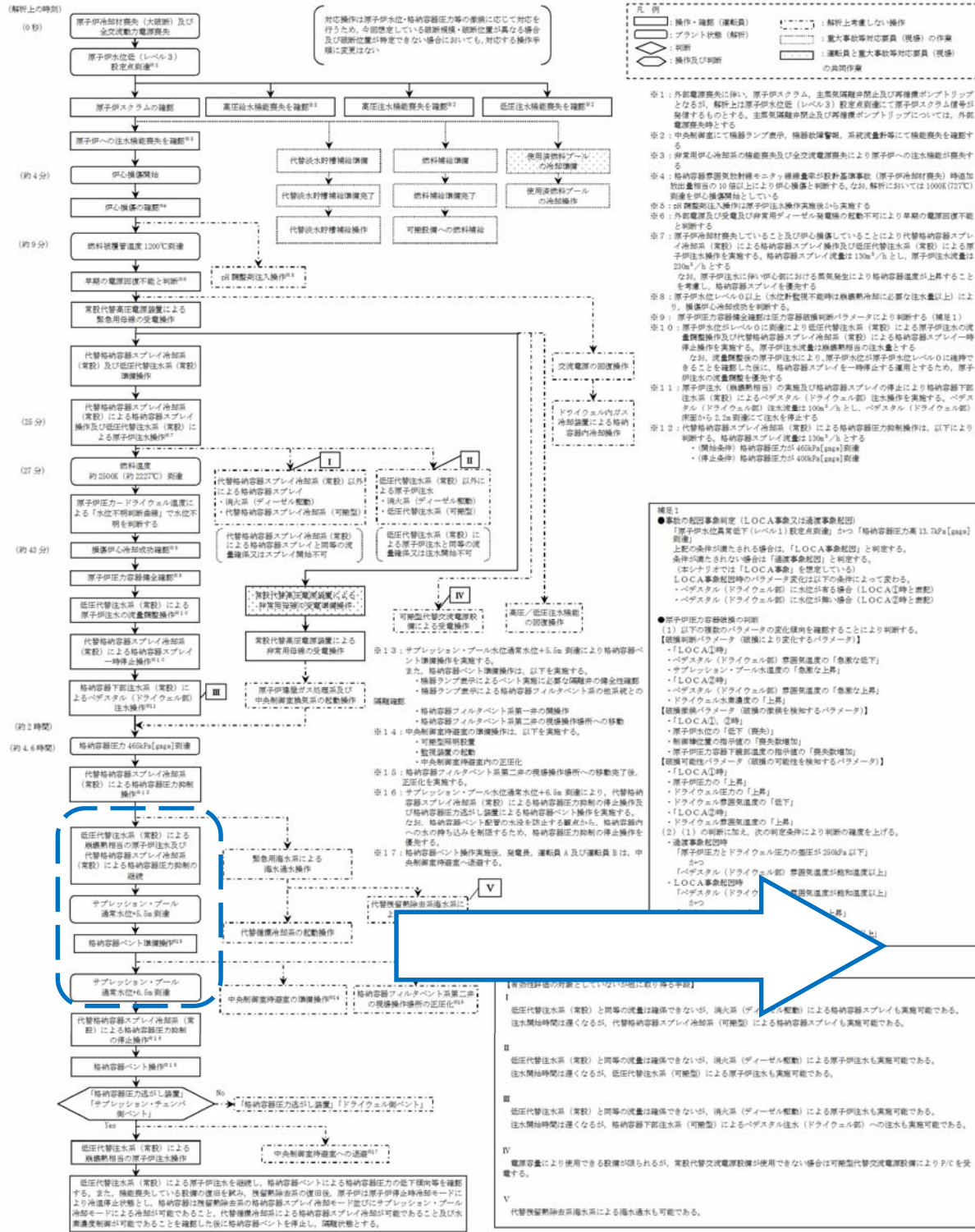
重大事故等対策要領

この要領は、重大事故発生時の対応方針を定めています。主要な対策は以下の通りです。

- 1. 事故発生時の対応:** 事故発生時は、緊急代替電源装置による緊急発電機を起動し、電源回復不能と判断し、緊急代替電源装置による緊急発電機を起動します。
- 2. 格納容器圧力の上昇:** 格納容器圧力が465Pa[eq]に到達すると、代替格納冷却系運転を開始し、格納容器内の水素濃度を監視する。
- 3. 格納容器内の水素濃度の監視:** 格納容器内の水素濃度を監視し、格納容器内の可燃限界に到達することを防止するため、格納容器ベント並びに可燃性ガス濃度制御系の復旧を行う。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）「SOP」 除熱-1「損傷炉心冷却後の除熱」 ※代替循環冷却を使用しない場合



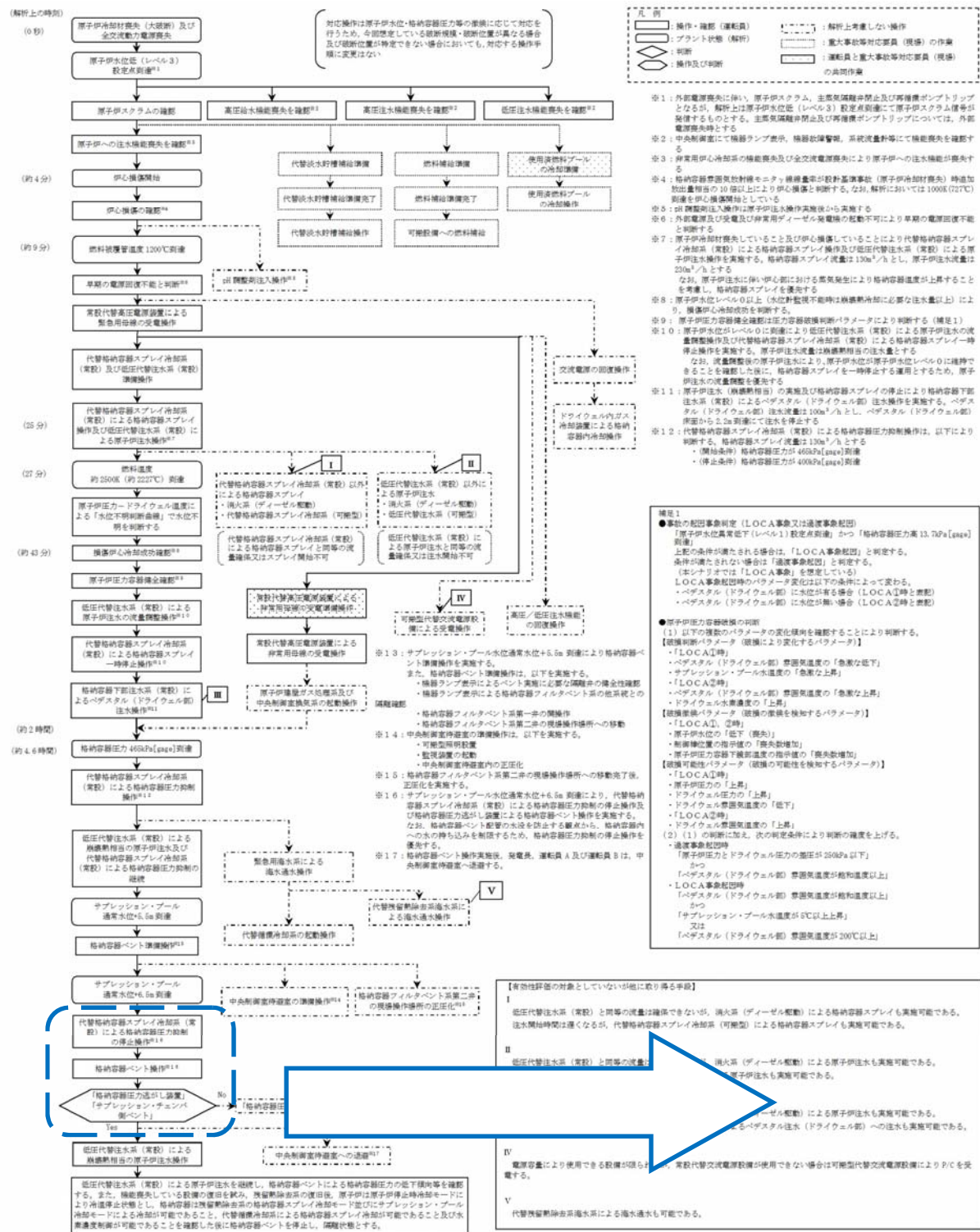
操作補足事項

代替循環冷却が実施できない場合は、代替格納容器スプレッドの間欠運転を継続し、S/P 水位が 6.5m に到達した時点で、放出「PCV破損防止」に移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

事故時対応手順書(シビアアクシデント)「SOP」 放出「PCV破損防止」 ※代替循環冷却を使用しない場合



操作補足事項

外部水源による代替格納容器スプレッド海部を停止し、格納容器ベントを実施する。

重大事故等対策要領

2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

2.6 溶融炉心・コンクリート相互作用

特徴

(2.2)
 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の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉压力容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器破損に至る。

(2.3)
 運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故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の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉压力容器外の原子炉冷却材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破損に至る。

(2.6)
 運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故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の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉压力容器内の溶融炉心が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、ペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートが浸食され、格納容器の構造材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至る。

基本的な考え方

(2.2)
 溶融炉心、水蒸気及び水素の急速な放出に伴い格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため、原子炉压力容器の破損までに逃がし安全弁の自動開操作により原子炉減圧を実施することによって、格納容器の破損を防止する。

(2.3)
 格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）プール水への伝熱による、水蒸気発生時の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。また、溶融炉心の落下後は、代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器冷却、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び代替循環冷却又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器の冷却及び除熱を実施する。

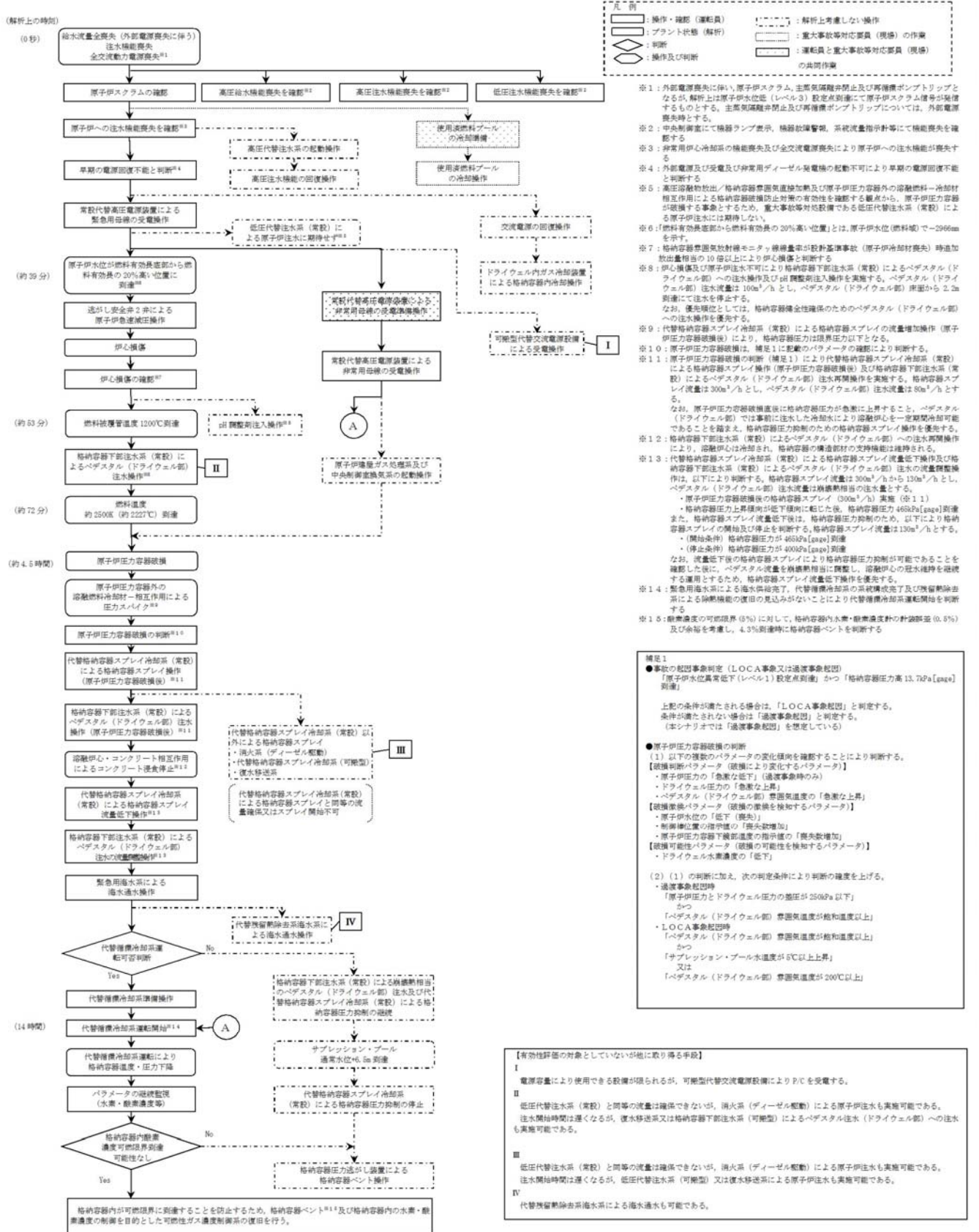
(2.6)
 原子炉压力容器の下部から溶融炉心が流出する時点で、ペDESTAL（ドライウエル部）に溶融炉心の冷却に十分なペDESTAL（ドライウエル部）の水位及び水量を確保し、かつ、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却することにより、格納容器の破損を防止するとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。また、溶融炉心の落下後は、代替格納容器スプレィ冷却系による格納容器冷却及び代替循環冷却又は格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する。

対応手順概要

- 原子炉スクラムの確認
- 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
- 高圧・低圧注水機能喪失確認
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作
- 炉心損傷の確認
- 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水操作
- 原子炉压力容器破損確認
- 代替格納容器スプレィ冷却系（常設）による格納容器スプレィ操作（原子炉压力容器破損後）
- 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水再開操作
- 代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱

事故シーケンスグループ「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」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。

解析上の対応手順の概要フロー

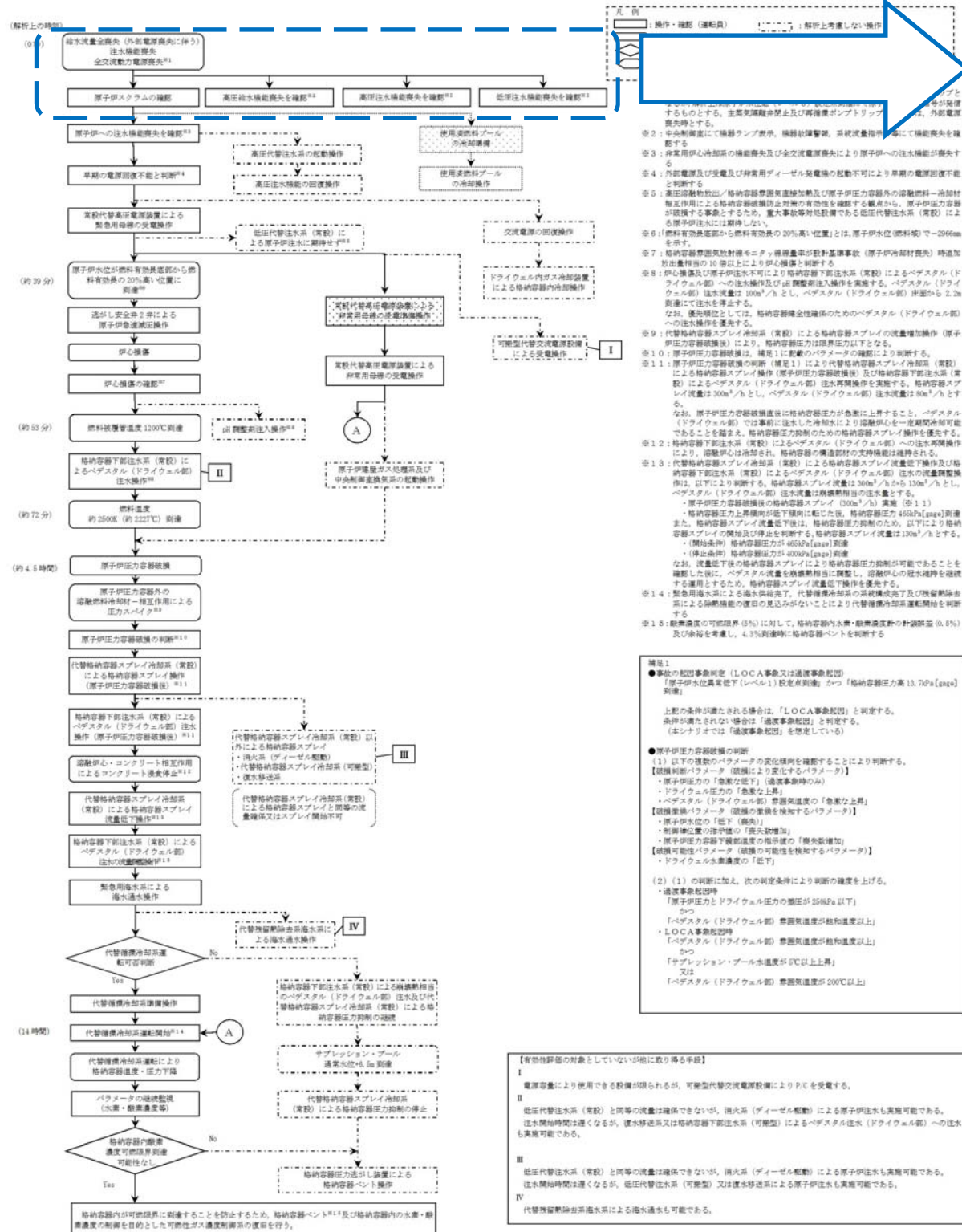


非常時運転手順書 全体対応フロー

非常時運転手順書 全体対応フロー

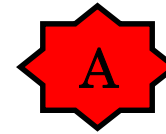
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

「給水全喪失事故、全交流動力電源喪失」発生

原子炉水位低(レベル3)信号により原子炉がスクラムする。そのため、EOP「スクラム」へ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作はAOP「電源喪失」で対応する。

重大事故等対策要領

※1: 原子炉水位低(レベル3)信号発生時、原子炉がスクラムする。EOP「スクラム」へ移行して対応するが、その他の必要な操作でEOPに記載のない操作はAOP「電源喪失」で対応する。

※2: 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統異常表示等にて機能喪失を確認する。

※3: 非常用炉心冷却系の機能喪失及び全交流電源喪失により原子炉への注水機能が喪失する。

※4: 外部電源及び受電及び非常用ディーゼル発電機の起動不可により早期の電源回復不能と判断する。

※5: 高圧注水ポンプ/格納容器昇降機温度過熱及び原子炉圧力容器内の冷却材一液相化相互作用による格納容器破砕防止対策の有効性を確認する観点から、原子炉圧力容器が破砕する事象とするため、重大事故対処段階である低圧代替注水(実数)による原子炉注水には期待しない。

※6: 燃料温度過熱から燃料温度過熱(20%高い位置)とは、原子炉水位(燃料床)で-200mmを示す。

※7: 格納容器昇降機燃料冷却機モータ・機械駆動が故障基線事故(原子炉冷却材喪失)時追加冷却材供給の10倍以上により炉心過熱と判断する。

※8: 炉心過熱及び原子炉注水不可により格納容器下部注水(実数)によるベグスタル(ドライウェル部)への注水操作及びpH調整剤注入操作を実施する。ベグスタル(ドライウェル部)注水流量は10m³/hとし、ベグスタル(ドライウェル部)滞留から2.2m高水位で注水停止する。

※9: 代替格納容器スプレッド冷却系(実数)による格納容器スプレッドの流量増加操作(原子炉圧力容器破砕後)により、格納容器圧力は限界以下となる。

※10: 原子炉圧力容器破砕は、補足1に記載のパラメータの確認により判断する。

※11: 原子炉圧力容器破砕の判断(補足1)により代替格納容器スプレッド冷却系(実数)による格納容器スプレッド操作(原子炉圧力容器破砕後)及び格納容器下部注水(実数)によるベグスタル(ドライウェル部)注水(実数)を実施する。格納容器スプレッド流量は300m³/hとし、ベグスタル(ドライウェル部)注水流量は50m³/hとする。

なお、原子炉圧力容器破砕後は格納容器圧力が急激に上昇すること、ベグスタル(ドライウェル部)では事前に注水した冷却水により炉心過熱を一定期間抑制可能であることを踏まえ、格納容器圧力抑制のための格納容器スプレッド操作を優先する。

※12: 格納容器下部注水(実数)によるベグスタル(ドライウェル部)への注水再開操作により、炉心過熱は油断を、格納容器の構造材の支持能力は維持される。

※13: 代替格納容器スプレッド冷却系(実数)による格納容器スプレッド流量低下操作及び格納容器下部注水(実数)によるベグスタル(ドライウェル部)注水の流量調整操作は、以下により判断する。格納容器スプレッド流量は300m³/hから100m³/hとし、ベグスタル(ドライウェル部)注水流量は50m³/hから10m³/hとする。

- ・原子炉圧力容器破砕後の格納容器スプレッド(300m³/h)実施(※11)
- ・格納容器圧力上昇傾向が低下傾向に転じた後、格納容器圧力400kPa[gage]到達
- ・格納容器スプレッド流量低下後は、格納容器圧力抑制のため、以下により格納容器スプレッドの流量及び停止を判断する。格納容器スプレッド流量は100m³/hとする。
- ・(開始条件) 格納容器圧力が400kPa[gage]到達
- ・(停止条件) 格納容器圧力が400kPa[gage]到達

なお、流量低下後の格納容器スプレッドにより格納容器圧力抑制が可能であることを確認した後、ベグスタル注水を再開する。格納容器圧力抑制が完了後、炉心の注水再開を促す運用とするため、格納容器スプレッド流量低下操作を優先する。

※14: 緊急用海水による海水供給完了。代替格納容器冷却系破砕完了及び残留熱除去による炉心過熱の復旧の見込みがないことにより代替格納容器冷却系運転開始と判断する。

※15: 燃料温度の可容限度(8%)に対して、格納容器内圧力・燃料温度の許容範囲(0.0%)及び余裕を考慮し、4.5%超過時に格納容器ベントと判断する。

補足1

●事故の起因事象判定(LOC/A事象又は過渡事象判定)

「原子炉水位異常低下(レベル1)設定値(実数)かつ「格納容器圧力高13.7kPa[gage]到達」

上記の条件が満たされる場合は、「LOC/A事象判定」と判定する。条件が満たされない場合は「過渡事象判定」と判定する。(本シナリオでは「過渡事象判定」を想定している)

●原子炉圧力容器破砕の判断

(1) 以下の複数のパラメータの変化傾向を確認することにより判断する。**【破砕判断パラメータ(破砕により変化するパラメータ)】**

- ・原子炉圧力の「急激な低下」(過渡事象時のみ)
- ・ドライウェル部圧力の「急激な上昇」
- ・ベグスタル(ドライウェル部) 燃料温度の「急激な上昇」

【破砕判断パラメータ(破砕の準備を検知するパラメータ)】

- ・原子炉水位の「急下(過熱)」
- ・格納容器圧力の「急激な増加」
- ・原子炉圧力容器下部注水温度の「急激な増加」

【破砕可能圧パラメータ(破砕の可能性を検知するパラメータ)】

- ・ドライウェル部圧力の「急下」

(2) (1)の判断に加え、次の判定条件により判断の確度を上げる。

- ・過渡事象判定時
- 「原子炉圧力とドライウェル部圧力の差圧が250kPa以下」かつ「ベグスタル(ドライウェル部) 燃料温度が飽和温度以上」
- ・LOC/A事象判定時
- 「ベグスタル(ドライウェル部) 燃料温度が飽和温度以上」かつ「シグナレーション・プール水温度が6℃以上上昇」又は「ベグスタル(ドライウェル部) 燃料温度が200℃以上」

【有急性評価の対応としていないが他に取られる手段】

I 電源喪失により使用できる設備が限られるが、可能型代替交流電源設備により炉心を受電する。

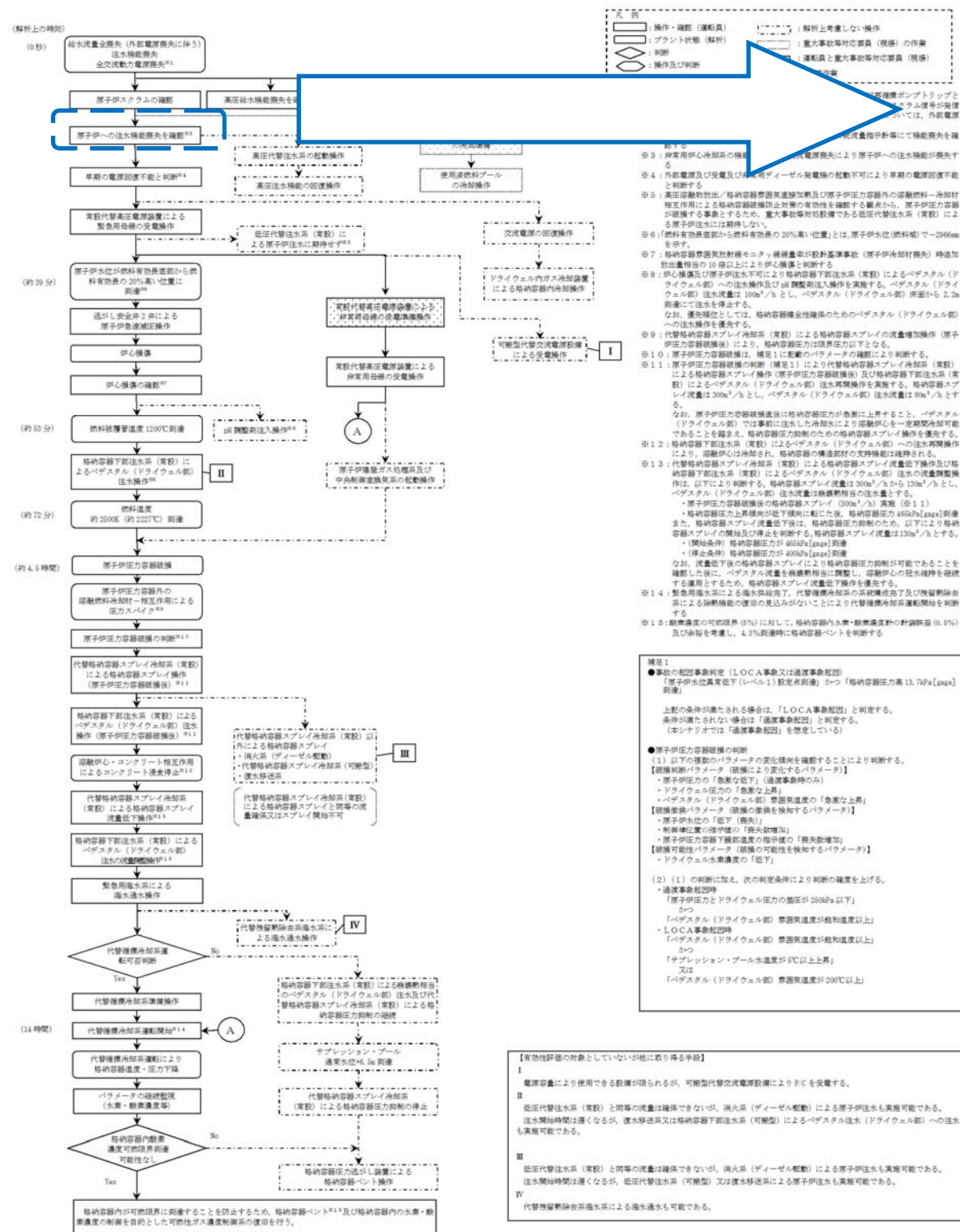
II 低圧代替注水(実数)と同様の流量は確保できないが、海水系(ディーゼル駆動)による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、海水移送系又は格納容器下部注水(可容限度)によるベグスタル注水(ドライウェル部)への注水も実施可能である。

III 低圧代替注水(実数)と同様の流量は確保できないが、海水系(ディーゼル駆動)による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、低圧代替注水(可容限度)又は海水移送系による原子炉注水も実施可能である。

IV 代替格納容器冷却系海水系による海水通水も可能である。

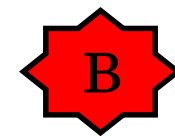
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

最初に「原子炉出力」制御にて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。

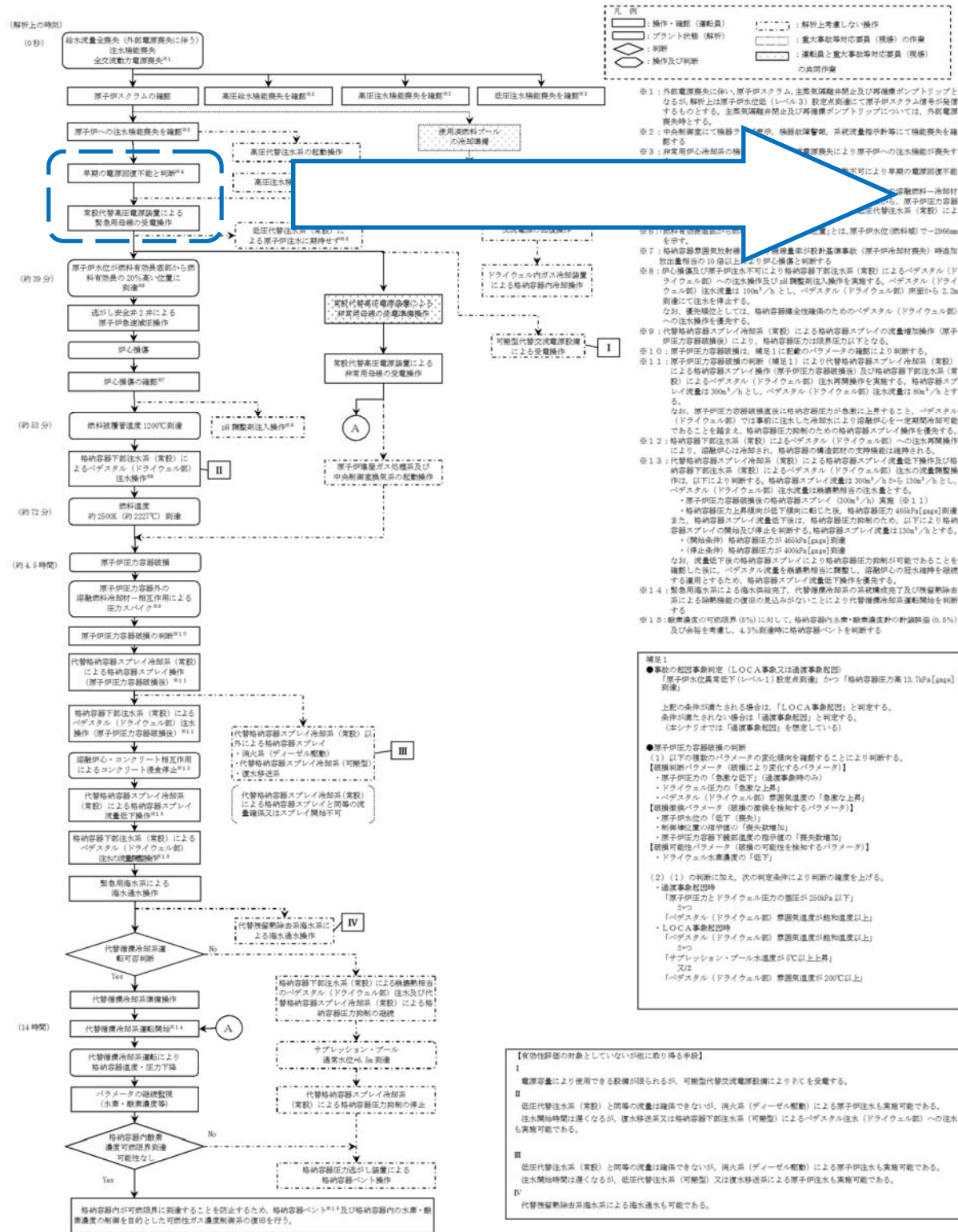
原子炉水位を L-3～L-8 に維持できないため、「水位確保」へ移行する。

原子炉への注水機能が喪失しているため、低圧代替注水系（常設）準備を実施する。また、原子炉水位 L-1 以上維持が不可となるため、「水位回復」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書(事象ベース)「AOP」 「電源喪失」



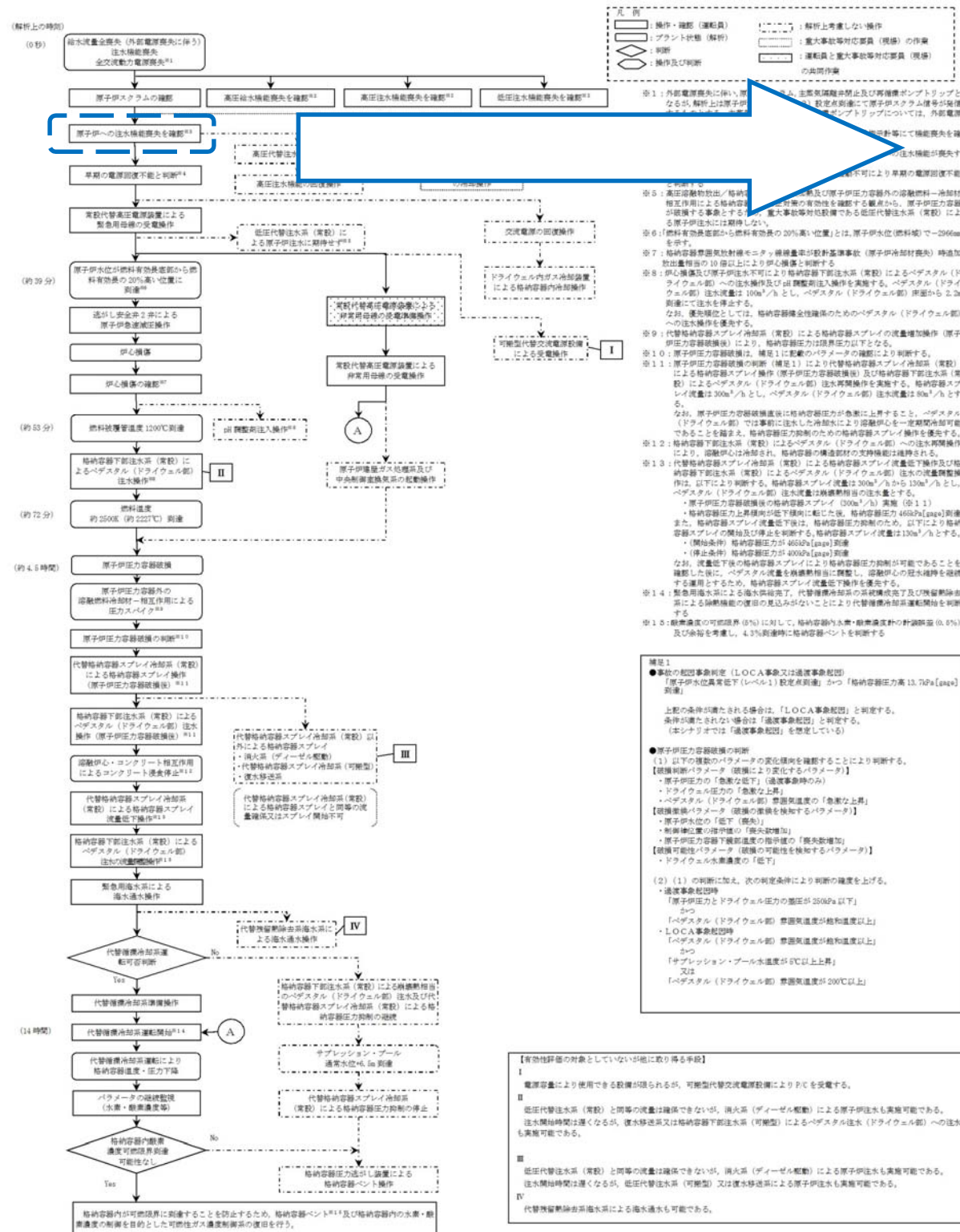
操作補足事項

全交流動力電源が喪失していることから、常設代替高圧電源装置を起動し、緊急用母線を受電する。その後、非常用交流電源の復旧を行う。

重大事故等対策要領

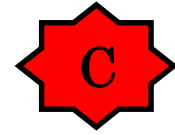
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

原子炉への注水機能が喪失しているため、原子炉水位低下が継続する。

常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電後、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を試みるが、失敗する。

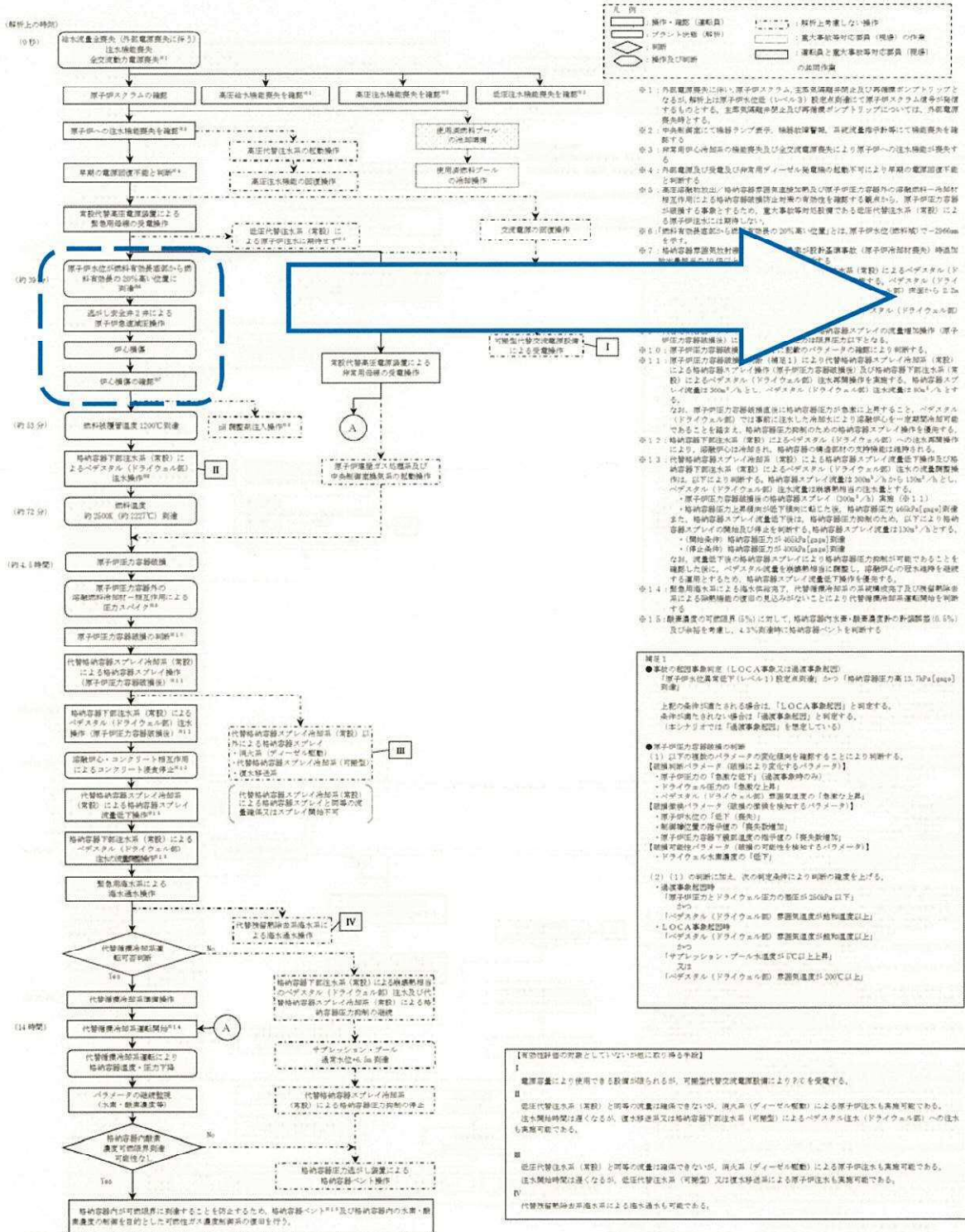
※格納容器破損防止対策の有効性を確認する観点から原子炉圧力容器が破損する事象とするため、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水には期待しない。

原子炉注水手段を確保できないため、「AM初期対応」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書II (徴候ベース)「EOP」 不測事態「AM初期対応」



操作補足事項

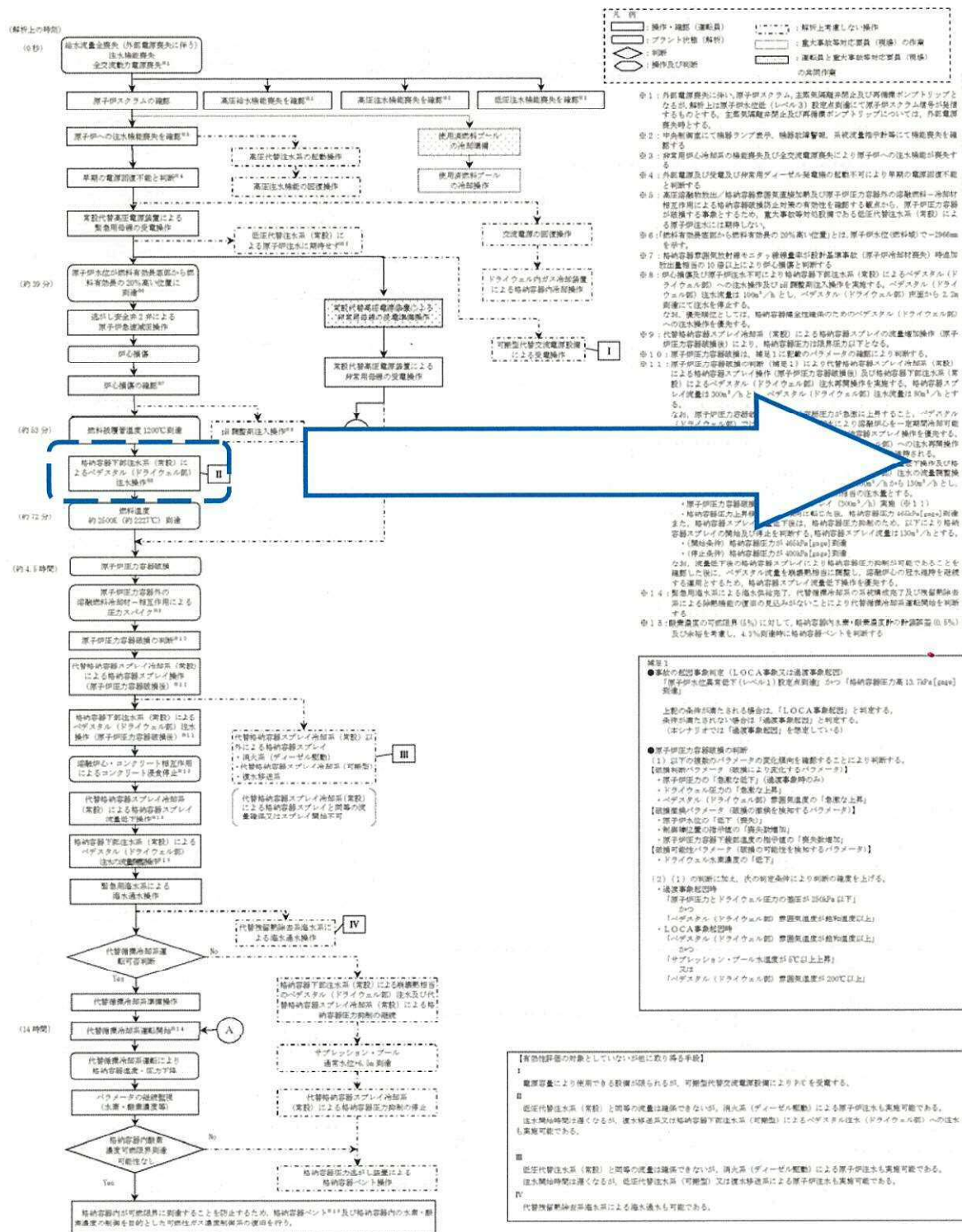
原子炉水位低下が継続し、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%高い位置に到達した時点で逃がし安全弁2弁による原子炉急速減圧操作を実施する。

その後、CAMS γ 線線量率により炉心が損傷したことを確認し、非常時運転手順書III(シビアアクシデント)へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」 注水-1 「損傷炉心への注水」



注水-3a 「RPV破損前のペDESTAL (ドライウェル部) 初期注水」



操作補足事項

注水-3a「RPV破損前のペDESTAL (ドライウェル部) 初期注水」へ移行する。

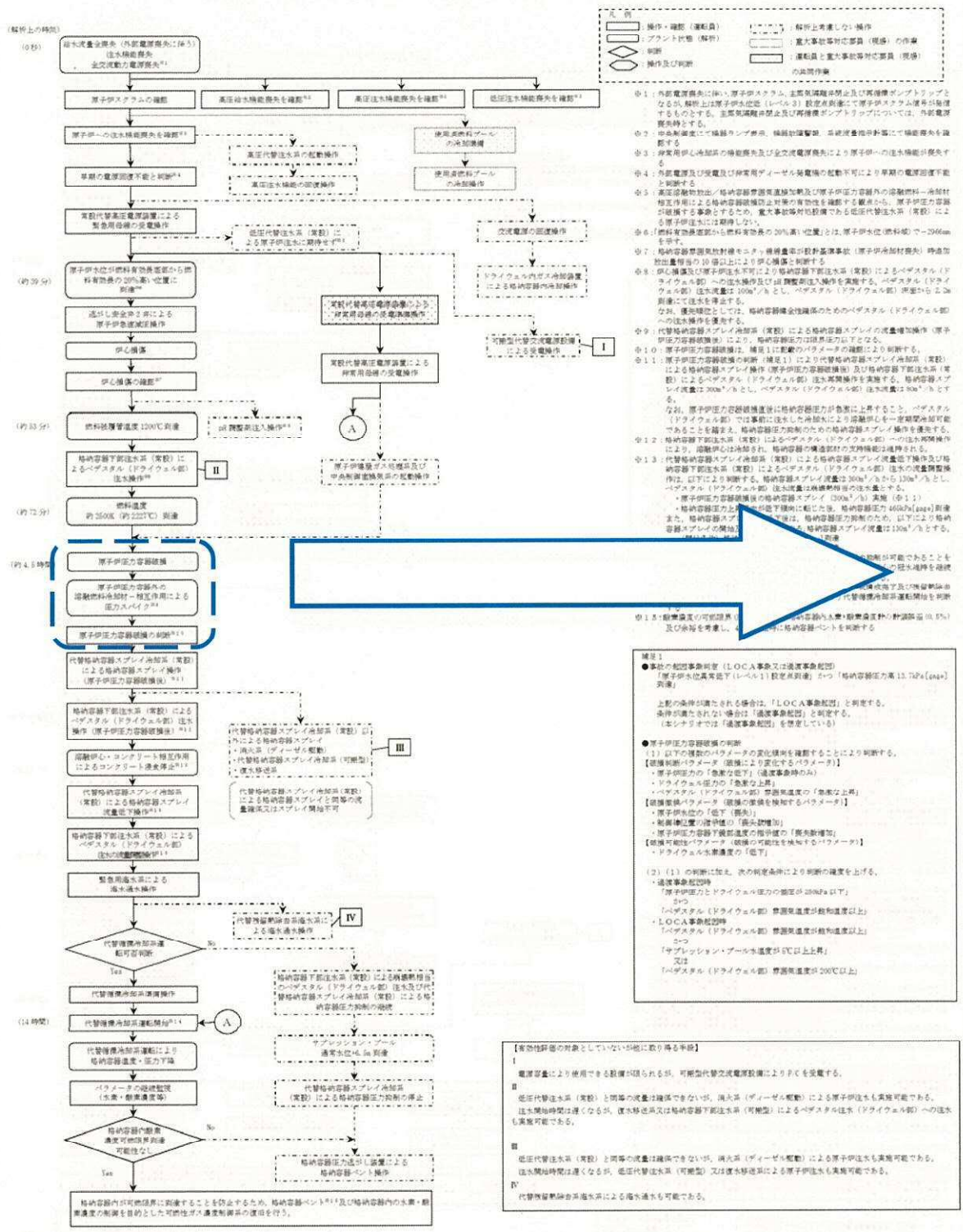
格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウェル部) 注水操作を実施する。

ペDESTAL (ドライウェル部) 床面から2.2mまで注水し、注水-1「損傷炉心への注水」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (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

原子炉圧力容器の健全性確認を実施し、原子炉圧力容器が破損したことを確認する。

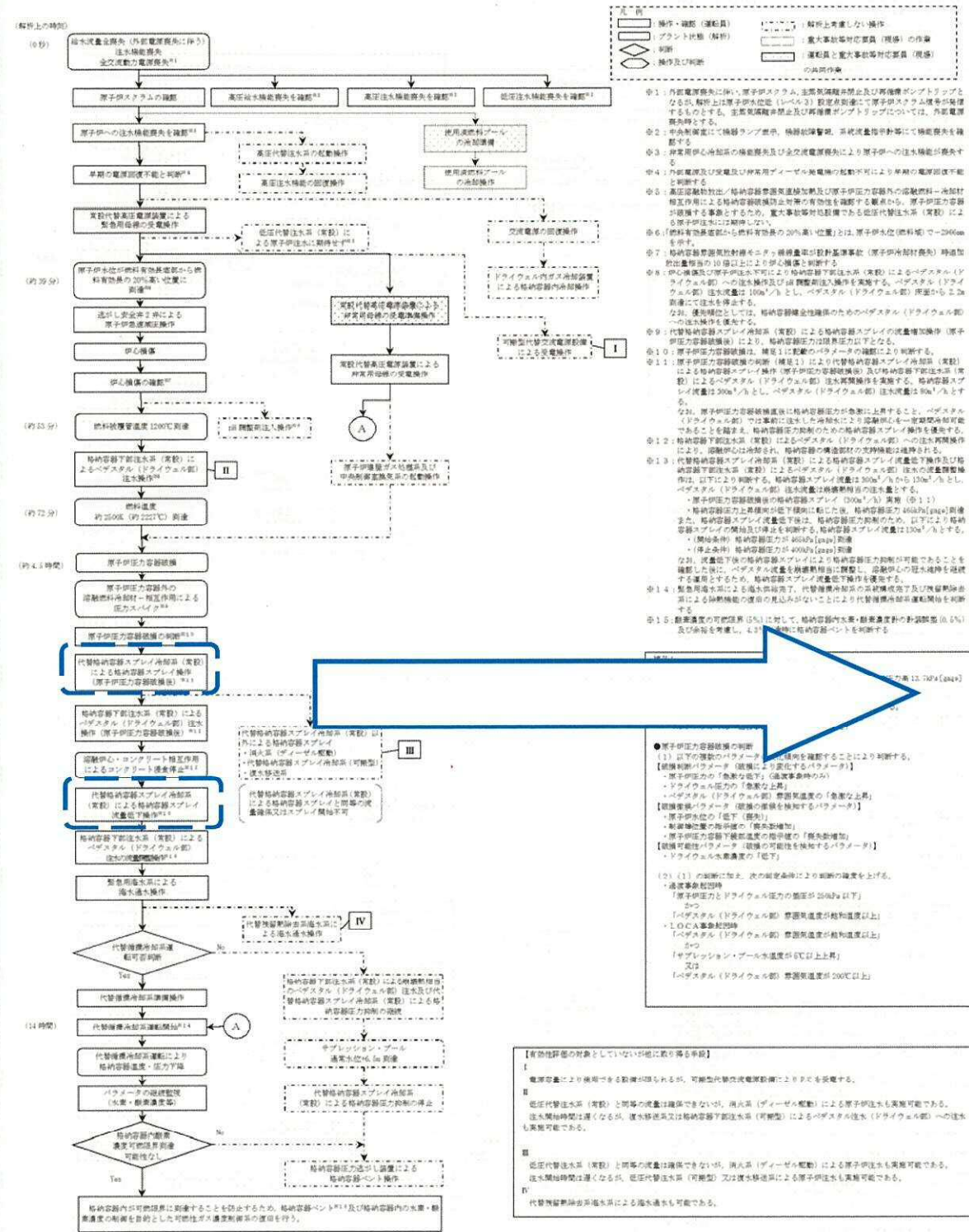
これにより、除熱-2「RPV破損後の初期格納容器スプレイ」及び注水-3b「RPV破損後のペデスタル(ドライウェル部)注水」へ移行する。

重大事故等対策要領

Blank area for major accident countermeasures.

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」 除熱-2 「RPV破損後の初期格納容器スプレイ」



● 原子炉圧力容器破損の判断
 (1) 以下の複数のパラメータの異常を判断することにより判断する。
 【監視パラメータ (監視)】
 - 原子炉内の「急激な低下」(過渡事故時のみ)
 - ドライウエル圧力の「急激な上昇」
 - パズスタル (ドライウエル部) 雰囲気温度の「急激な上昇」
 - 原子炉圧力容器下部燃料格納罐の「損失増加」
 - 原子炉圧力容器下部燃料格納罐の「損失増加」
 【監視可能なパラメータ (監視)】
 - ドライウエル水素濃度の「低下」
 (2) (1) の判断に加え、次の観測値に基づき判断の確度を上げる。
 - 過渡事故発生時
 「原子炉圧力とドライウエル圧力の差が 20kPa 以下」
 「パズスタル (ドライウエル部) 雰囲気温度が格納容器圧力以上」
 「LOCA 事故発生時」
 「パズスタル (ドライウエル部) 雰囲気温度が格納容器圧力以上」
 「サブクッション・プール水温度が 6℃ 以上上昇」
 又は
 「パズスタル (ドライウエル部) 雰囲気温度が 200℃ 以上」

● 原子炉圧力容器破損の判断 (続)
 (1) 以下の複数のパラメータの異常を判断することにより判断する。
 【監視パラメータ (監視)】
 - 原子炉内の「急激な低下」(過渡事故時のみ)
 - ドライウエル圧力の「急激な上昇」
 - パズスタル (ドライウエル部) 雰囲気温度の「急激な上昇」
 - 原子炉圧力容器下部燃料格納罐の「損失増加」
 - 原子炉圧力容器下部燃料格納罐の「損失増加」
 【監視可能なパラメータ (監視)】
 - ドライウエル水素濃度の「低下」
 (2) (1) の判断に加え、次の観測値に基づき判断の確度を上げる。
 - 過渡事故発生時
 「原子炉圧力とドライウエル圧力の差が 20kPa 以下」
 「パズスタル (ドライウエル部) 雰囲気温度が格納容器圧力以上」
 「LOCA 事故発生時」
 「パズスタル (ドライウエル部) 雰囲気温度が格納容器圧力以上」
 「サブクッション・プール水温度が 6℃ 以上上昇」
 又は
 「パズスタル (ドライウエル部) 雰囲気温度が 200℃ 以上」

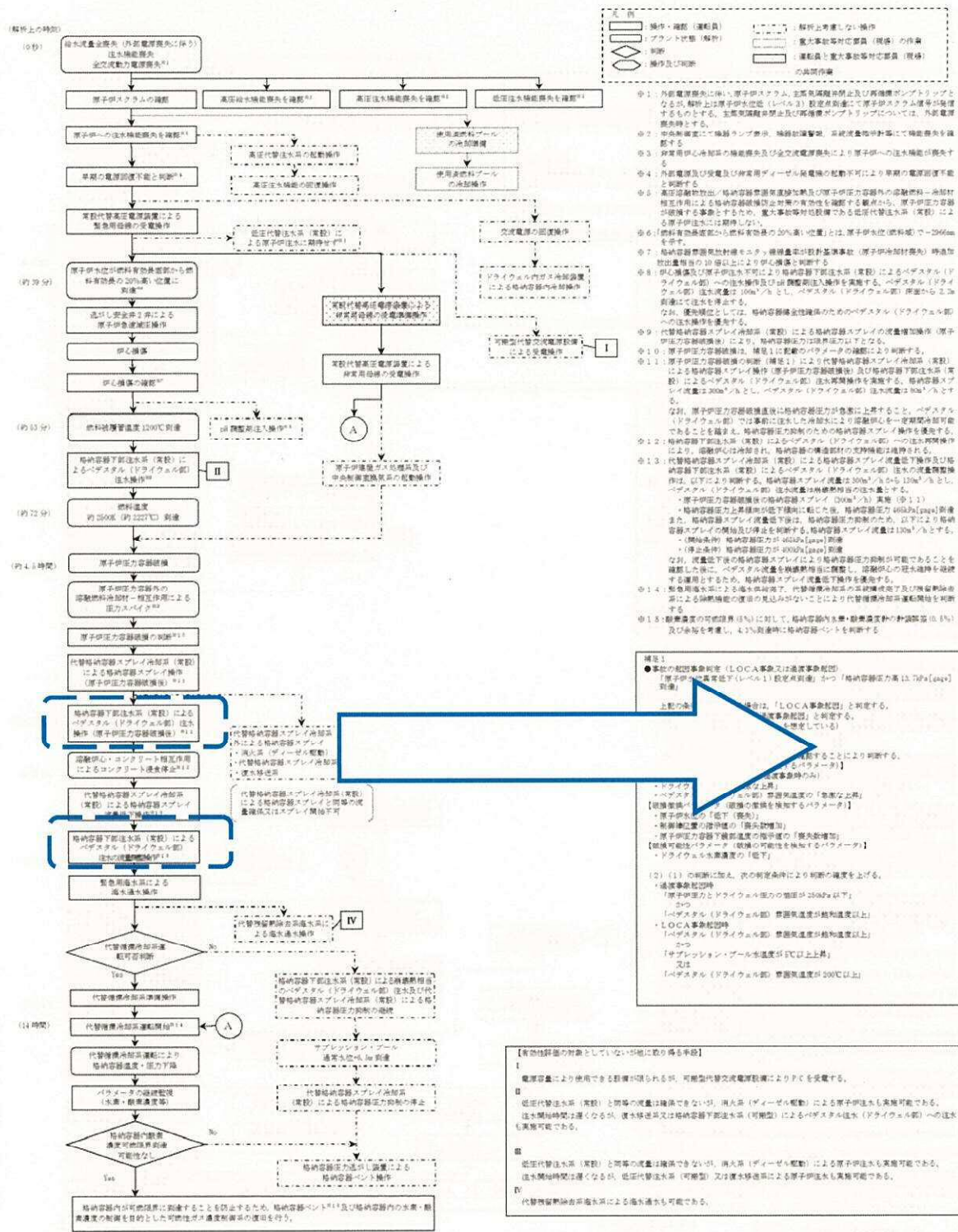
操作補足事項

原子炉圧力容器破損確認後、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ操作を実施する。
 格納容器スプレイを継続し、格納容器圧力上昇傾向が低下傾向に転じ、格納容器圧力が 465kPa [gage] に到達した後、格納容器スプレイ流量低下操作を実施する。
 格納容器スプレイ流量低下操作実施後、注水-4「長期のRPV破損後の注水」及び除熱-3「RPV破損後の除熱」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)「SOP」 注水-3b 「RPV破損後のペDESTAL (ドライウェル部) 注水」



操作補足事項

原子炉圧力容器破損確認後、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作を実施する。

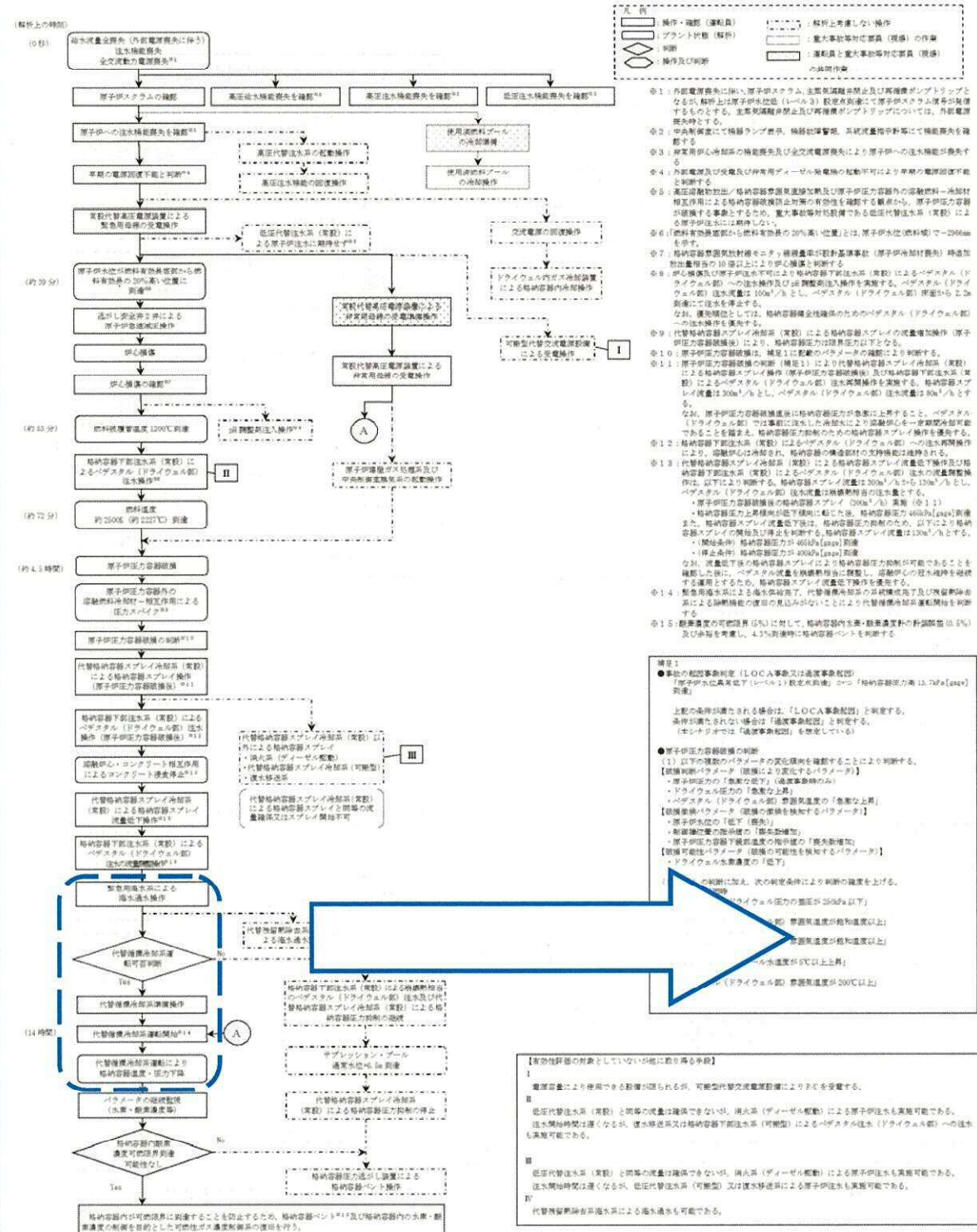
ペDESTAL（ドライウェル部）注水を継続し、格納容器圧力上昇傾向が低下傾向に転じ、格納容器圧力が465kPa〔gage〕に到達した後、ペDESTAL（ドライウェル部）注水流量低下操作を実施する。

ペDESTAL（ドライウェル部）注水流量低下操作実施後、注水-4「長期のRPV破損後の注水」及び除熱-3「RPV破損後の除熱」へ移行する。

重大事故等対策要領

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「SOP」 除熱-3 「損傷炉心冷却後の除熱」



【注】

- 緊急時対応要領 (LOCA事故又は高圧事故) 「原子炉圧力異常発生 (レベル3) 発生直後」: 格納容器圧力 13.7MPa (gag) 未満
- 上記の条件が満たされる場合は、「LOCA事故」と判定する。条件が満たされない場合は「過渡事故」と判定する。(レベル3)では「過渡事故」を想定している。
- 原子炉圧力監視の判断 (1) 以下の複数のパラメータの変化傾向を確認することにより判断する。
 - 【監視パラメータ (監視) によるパラメータ】
 - ・原子炉圧力の「急激な低下」 (過渡事故のみ)
 - ・ドライウェル部内の「急激な上昇」
 - ・ドライウェル部内の「急激な低下」
 - ・格納容器下部注水の「急激な低下」
 - ・格納容器下部注水の「急激な低下」
 - 【監視パラメータ (監視) によるパラメータ】
 - ・原子炉圧力の「急下 (格納)」
 - ・格納容器下部注水の「急下 (格納)」
 - ・格納容器下部注水の「急下 (格納)」
 - ・格納容器下部注水の「急下 (格納)」

【注】

- I 電源容量により使用可能な設備が限られるが、可動型代替交流電源装置により対応する。
- II 格納容器下部注水 (実数) と同等の流量は確保できないが、減圧 (ディーゼル駆動) による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、格納容器下部注水 (可動型) による原子炉注水 (ドライウェル部) への注水も実施可能である。
- III 格納容器下部注水 (実数) と同等の流量は確保できないが、減圧 (ディーゼル駆動) による原子炉注水も実施可能である。注水開始時間は遅くなるが、格納容器下部注水 (可動型) 又は注水停止による原子炉注水も実施可能である。
- IV 代替循環冷却装置が停止による過熱防止も可能である。

操作補足事項

除熱-2 「RPV破損後の初期格納容器スプレイ」操作実施後、代替循環冷却運転へ移行できない場合は、代替格納容器スプレイの間欠運転を実施する。

緊急用海水系の準備が完了し、代替循環冷却に移行可能となった場合は、代替循環冷却運転を実施し、原子炉注水及び格納容器除熱を開始する。

重大事故等対策要領

3.1 想定事故 1

特徴

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することを想定する。このため、使用済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使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置が取られない場合には、使用済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

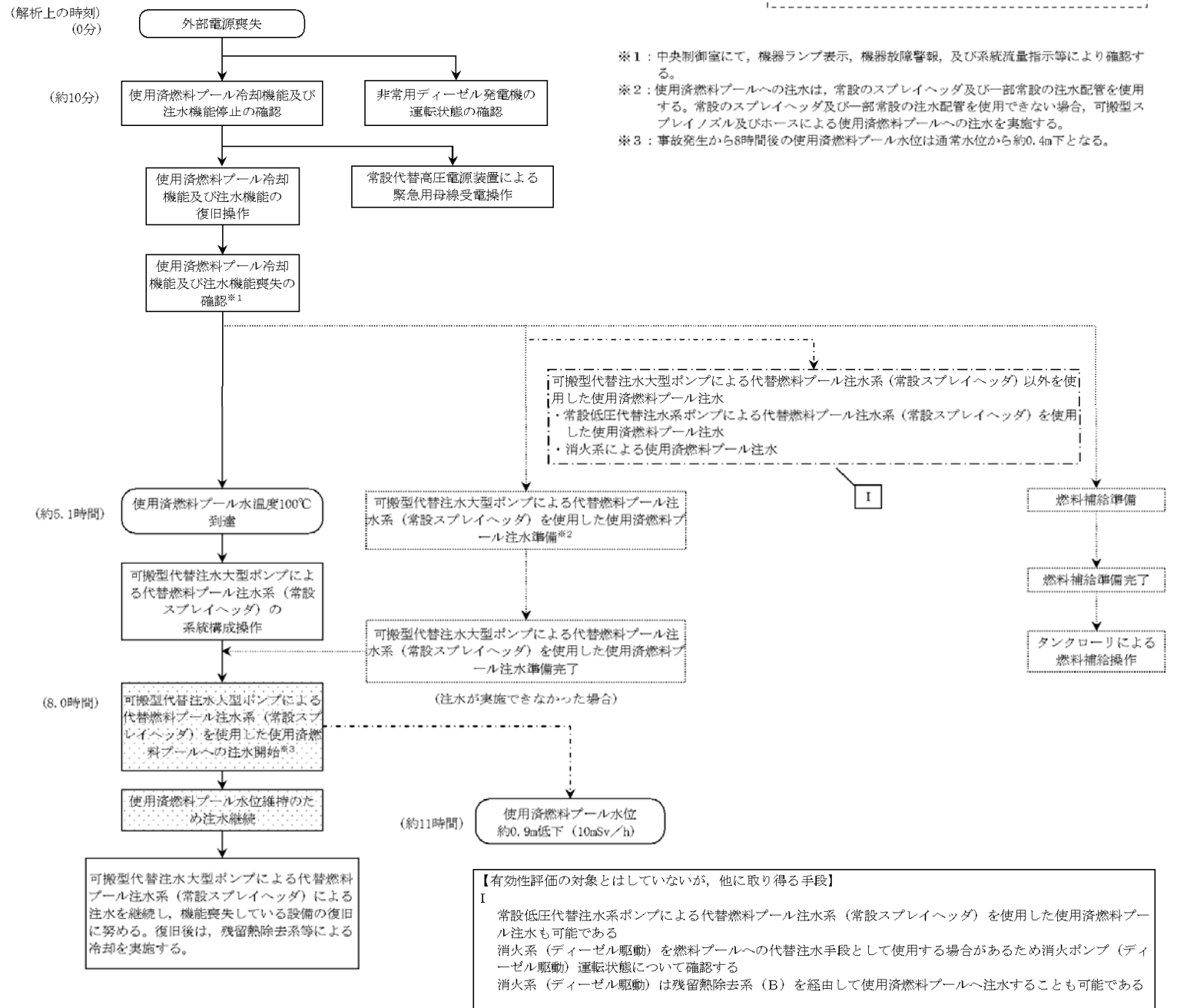
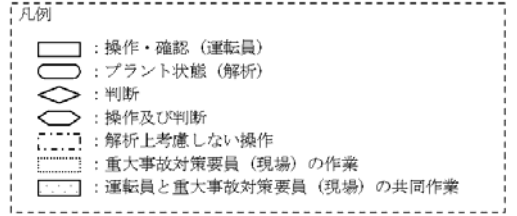
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用して使用済燃料プール水位を維持する。

対応手順概要

- 使用済燃料プール冷却機能喪失の確認
- 使用済燃料プール注水機能喪失の確認
- 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水

解析上の対応手順の概要フロー

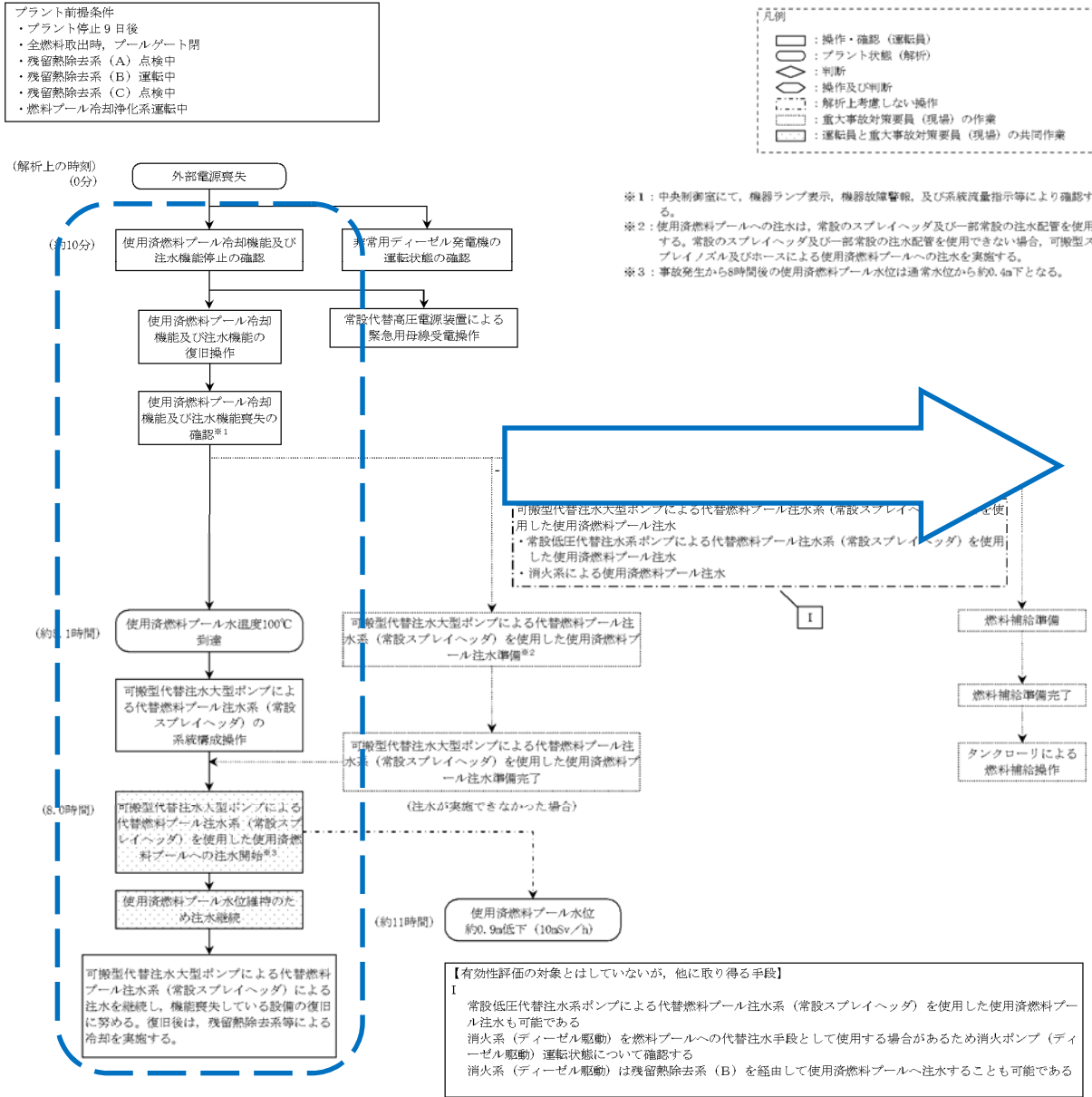
プラント前提条件
 ・プラント停止 9 日後
 ・全燃料取出時、プールゲート閉
 ・残留熱除去系 (A) 点検中
 ・残留熱除去系 (B) 運転中
 ・残留熱除去系 (C) 点検中
 ・燃料プール冷却浄化系運転中



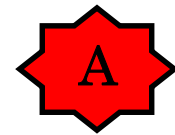
非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書



非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」

非常時運転手順書Ⅱ(徴候ベース)「EOP」 使用済燃料プール制御「水温、水位」

操作補足事項

外電喪失により、使用済燃料プールの冷却系が停止し、かつ非常用ディーゼル発電機が起動するが、使用済燃料プールの冷却系の起動に失敗し、使用済燃料プールの冷却機能が喪失する。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系統(常設スプレイヘッド)を使用した注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。

重大事故等対策要領

3.2 想定事故2

特徴

使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定する。このため、使用済燃料プール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、燃料は露出し、燃料損傷に至る。

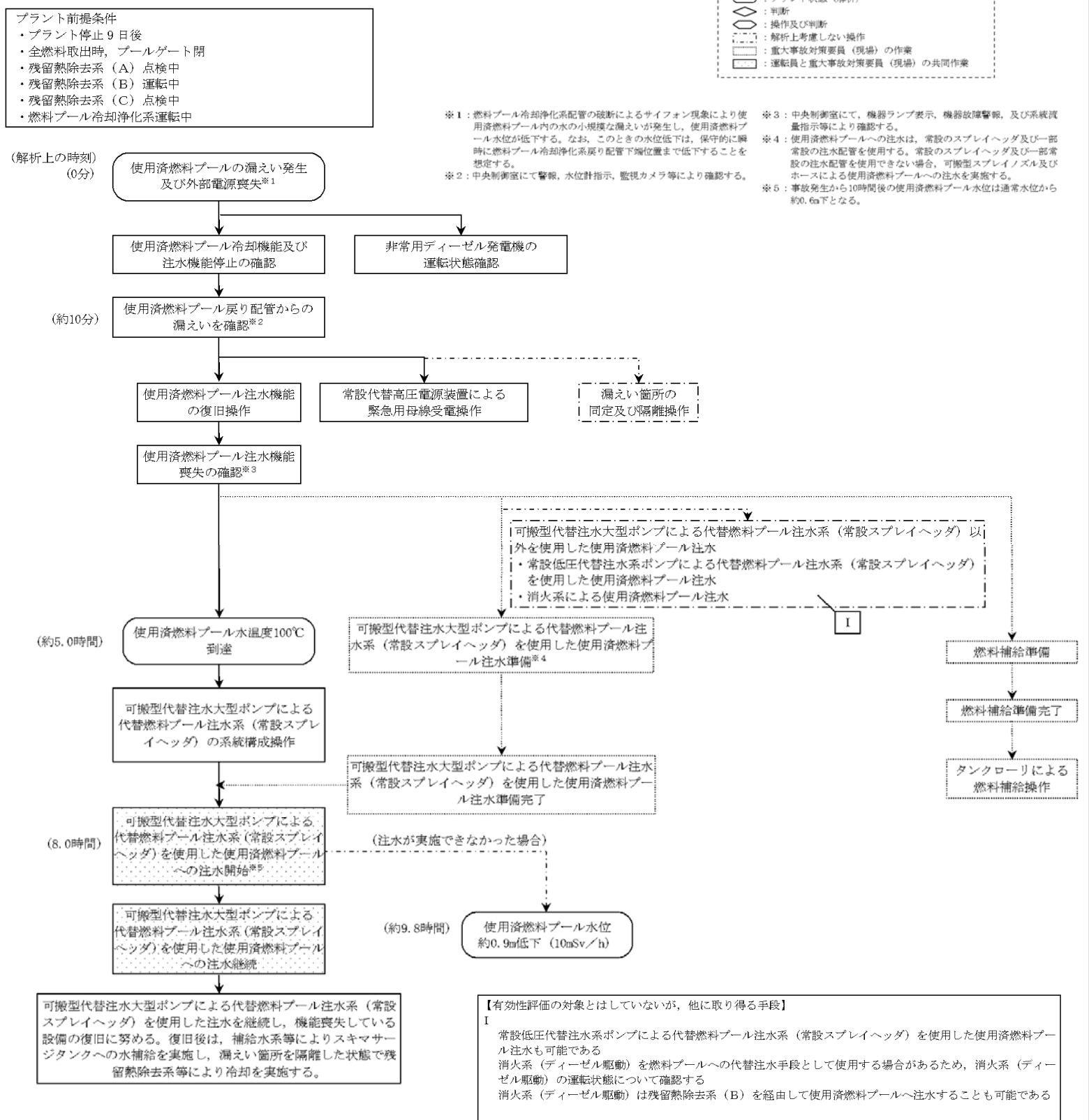
基本的な考え方

静的サイフォンブレーカによる使用済燃料プール水の漏えいの停止や、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水によって、燃料損傷の防止を図る。また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用して使用済燃料プール水位を維持する。

対応手順概要

- 使用済燃料プール水位低下確認
- 使用済燃料プール注水機能喪失の確認
- 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水

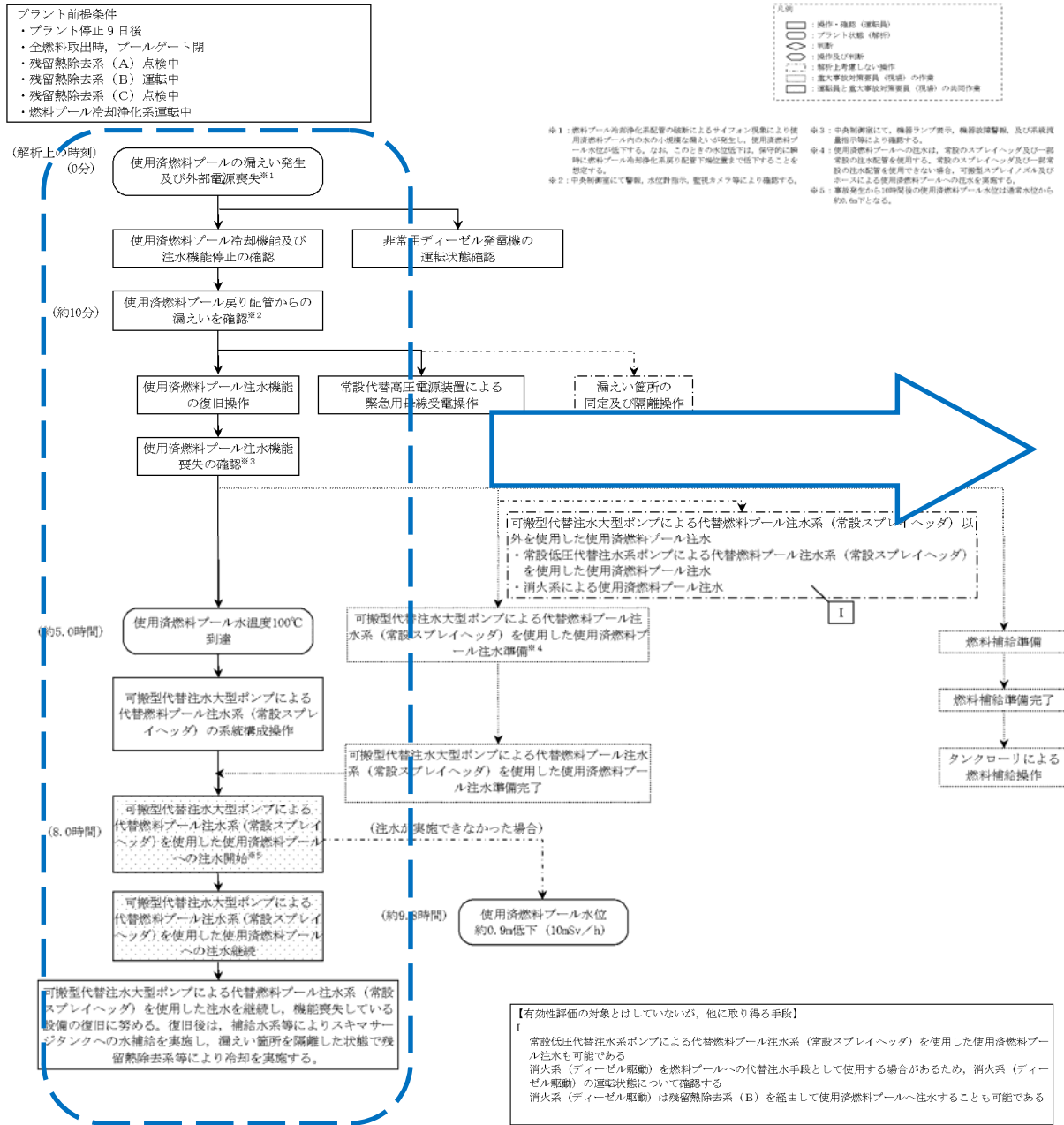
解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書 全体対応フロー

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 「EOP」 使用済燃料プール制御「水温、水位」

操作補足事項

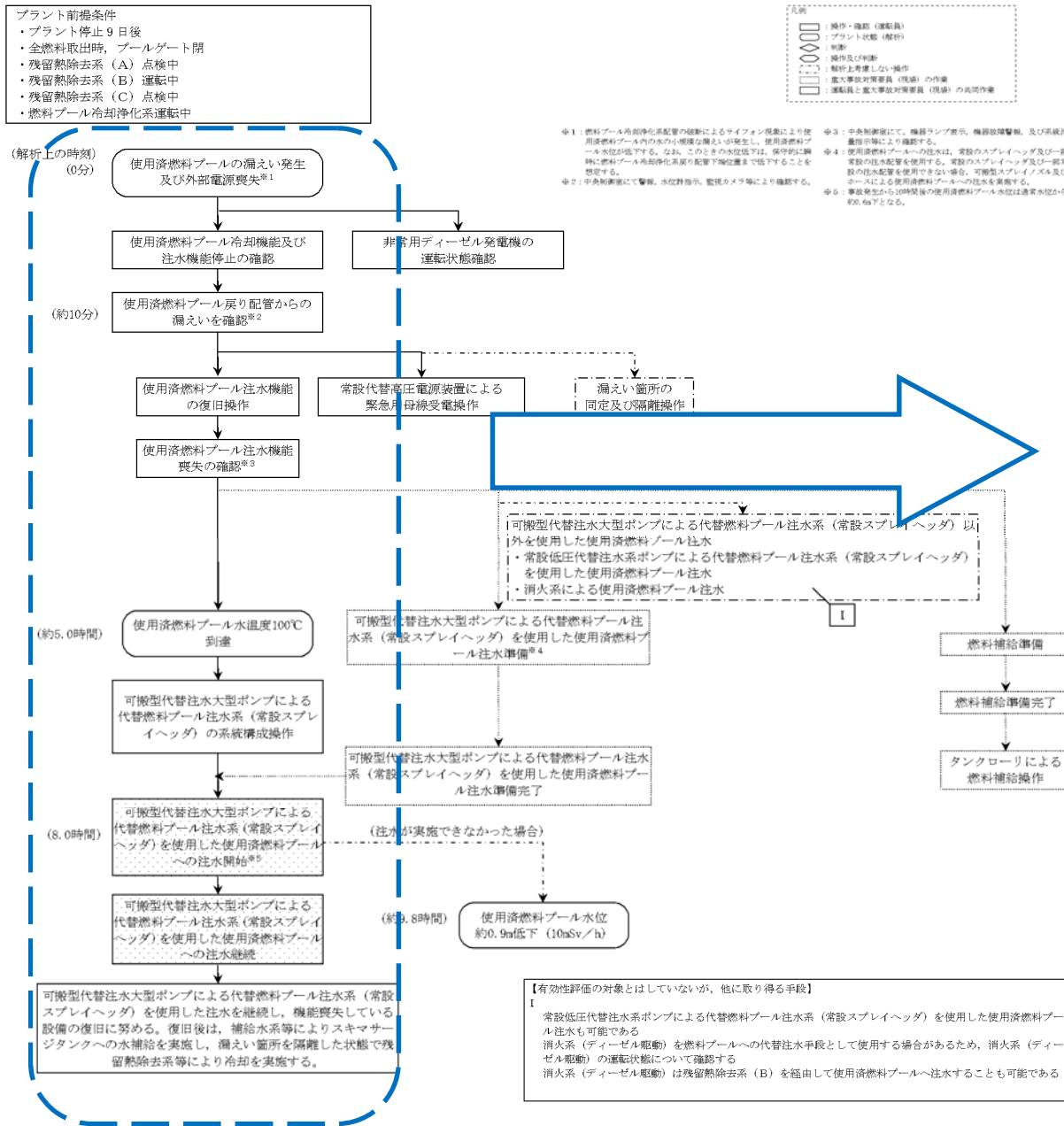
外電喪失により、使用済燃料プールの冷却系が停止し、かつ燃料プール冷却浄化系配管の破断が発生し、サイフォン現象により使用済燃料プール水位が低下する。その後、静的サイフォンブレイカにより漏えいが防止される。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。

重大事故等対策要領

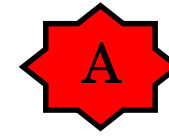
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



非常時運転手順書

非常時運転手順書II (徴候ベース) 「EOP」 使用済燃料プール制御「水温、水位」



操作補足事項

重大事故等対策要領

東海第二発電所
大津波警報発令時の
原子炉停止操作等について

<目 次>

1. 津波発生時の対応	1.0.8-1
(1) 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
(2) 大津波警報発表時の対応	1.0.8-2
2. 体制の整備	1.0.8-2
3. その他	1.0.8-2
(1) 海水ポンプ室の防護対策	1.0.8-3
(2) 建屋の浸水防止対策	1.0.8-3
(3) 引き波時の非常用の海水ポンプの機能保持対策	1.0.8-3
(4) 基準津波を超える津波に対する対策	1.0.8-3
第 1.0.8-1 図 気象庁が定める津波予報区	1.0.8-4
第 1.0.8-1 表 津波警報・注意報の種類について	1.0.8-5

東海第二発電所では、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している。

前兆事象として纏める自然災害は、津波、竜巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災を想定する。

本資料では、前兆事象を確認した時点での事前対応の1例として「大津波警報」発表時の対応について整備する。

1. 津波発生時の対応について

東海第二発電所では、津波に対して防潮堤（T.P. +20.0m～T.P. +18.0m）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、発電所近くが震源の場合、発生した津波の波高等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。

(1) 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潮位計、取水ピット水位計及び津波監視カメラによる津波の

監視を行う。

(2) 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 1.0.8-1 図に示す発電所を含む区域である「茨城県」区域に対し、第 1.0.8-2 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。

ただし以下の場合を除く。

- a. 大津波警報が誤報であった場合。
- b. 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ピット水位計による津波の監視を行い、引き波により取水ピット水位が循環水ポンプの取水可能下限水位（T.P. -1.59m：設計値）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、警戒事態を発令し、災害対策本部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、作業を実施する際は、津波を考慮して、安全なルートを選定する。

3. その他

東海第二発電所の設計基準上の津波遡上高さは T.P. +17.2m (防潮堤位置での最高水位) と評価しており, 防潮堤 (高さ T.P. +20.0m~T.P. +18.0m) を越波しないものの, 津波に対し, 以下の対策を講じる。

(1) 海水ポンプ室の防護対策

非常用ディーゼル発電機及び残留熱除去系の海水ポンプが設置されている海水ポンプ室は, 取水ピットからの津波の流入を防止する観点で, 海水ポンプのグラウンド dren 配管からの流入防止対策として当該配管に逆流弁を設置するとともに, 貫通部の止水対策を実施する。

(2) 建屋の浸水防止対策

タービン建屋内で地震により循環水配管が破損し, 津波が流入することを想定し, 浸水防止設備 (水密扉) の設置や境界部の配管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 (原子炉建屋) への浸水を防止する。

なお, 水密扉は原則閉運用とし, 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る。

また, 水密扉の開閉状態が確認できる監視設備を設置し, 開状態の水密扉があった場合, 運転員 (当直員) はその状況を速やかに認知し, 閉止する。

(3) 引き波時の非常用の海水ポンプの機能保持対策

引き波時において, 非常用の海水ポンプによる冷却に必要な海水を確保するため, 取水口前面に貯留堰を設置する。さらに, 潮位計, 取水ピット水位計及び津波監視カメラによる津波の監視を継続する。

(4) 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, 原子炉建屋等の水密化, 重要区画の水密化, 排水設備の設置等, 更なる信頼性向上の観点から対策を実施する。



出典：気象庁ホームページ「津波予報区について」

第 1.0.8-1 図 気象庁が定める津波予報区

第 1.0.8-1 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。	10m超 (10m<予想高さ)	巨大	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。 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。
		10m (5m<予想高さ≤10m)		
		5m (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。	3m (1m<予想高さ≤3m)	高い	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。 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。
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。	1m (0.2m≤予想高さ≤1m)	(表記しない)	海の中では人は速い流れに巻き込まれ、また、養殖いかだが流失し小型船舶が転覆します。 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。

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」

東海第二発電所

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. 運転員の教育及び訓練	1.0.9-1
2. 実施組織（運転員を除く）に対する教育及び訓練	1.0.9-2
3. 支援組織に対する教育及び訓練	1.0.9-8
4. 教育及び訓練計画の頻度の考え方	1.0.9-8
5. 教育及び訓練の効果の確認についての整理	1.0.9-9
6. 実務経験によるプラント設備への習熟	1.0.9-10
7. 自衛消防隊（当社社員以外）の教育訓練参加について	1.0.9-11
8. 本店の総合災害対策本部要員の教育及び訓練について	1.0.9-11

第 1.0.9-1 表 重大事故等対策に関する教育 (運転員の主な教育内容)	1.0.9-12
---	----------

第 1.0.9-2 表 重大事故等対策に関する教育 (実施組織（運転員を除く）の主な教育内容)	1.0.9-14
--	----------

第 1.0.9-3 表 重大事故等対策に関する教育 (支援組織の主な教育内容)	1.0.9-15
--	----------

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に関する訓練	1.0.9-16
---------------------------	----------

第 1.0.9-5 表 教育及び訓練計画の頻度の考え方について	1.0.9-21
---------------------------------	----------

第 1.0.9-6 表 重大事故等に係る発電所要員の力量管理について	1.0.9-22
------------------------------------	----------

第 1.0.9-7 表 プラント設備への習熟のための保守点検活動	1.0.9-23
----------------------------------	----------

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	1.0.9-24
------------------------------	----------

補足 2 社外評価に対するフィードバックについて	1.0.9-26
--------------------------	----------

運転員及び発電所災害対策要員（以下「災害対策要員」という。）は、常日頃から重大事故等発生時の対応のための教育及び訓練を実施することにより、事故対応に必要な力量の習得を行い、当該事故等発生時においても的確な判断のもと、平常心をもって適切な対応操作が行えるように準備している。また、当該の教育及び訓練については、保安規定及び保安規定に基づく社内規程に基づいて実施しており、事故時操作の知識・技術の向上に努めている。

福島第一原子力発電所事故以降は、事故の教訓を踏まえ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・給水確保の訓練、瓦礫撤去のための訓練等を必要な時間内に成立することの確認も含め、継続的に実施している。

これらの教育及び訓練は、必要な資機材の運搬、操作手順に従い行うことを基本とし、更に各機器の取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・技能の向上を図るために定められた頻度、内容で実施し、必要に応じて手順等の改善を図り実効性を高めていくこととしており、教育及び訓練の状況は以下のとおりである。

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

1. 運転員の教育及び訓練（第1.0.9-1表、第1.0.9-4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、重大事故時の物理挙動やプラント挙動等

の教育を実施する。また、知識の向上と実効性を確認するため、自社のシミュレータ又はBWR運転訓練センターにてシミュレーション可能な範囲において、対応操作訓練を実施する。

第1.0.9-1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、福島第一発電所事故の教訓から全交流動力電源喪失を想定した対応訓練等、原子力安全への達成には運転員の技術的能力の向上が重要であるとの観点から随時拡充し、実施している。また、重大事故等が発生した時の対応力を養成するため、手順にしたがった監視、操作において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図っている。今後も重大事故等発生時に適切に対応できるよう、シミュレータ訓練を計画的に実施していく。

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

2. 実施組織（運転員を除く）に対する教育及び訓練（第1.0.9-2表、第1.0.9-4表参照）

災害対策要員のうち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、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時の物理挙動やプラント挙動等の教育を実施する。

これら基本となる教育を踏まえ、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取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) 基本となる教育(第1.0.9-2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、組織及び地域防災計画に関する知識」

災害対策要員に対して、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」

災害対策要員に対して、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」

災害対策要員のうち広報班を除く要員に対して、測定機器の用途、測定方法、機器の取扱いに関する知識について教育する。

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発生時に中央制御室での対応をバックアップする災害対策要

員及び実施組織として現場で活動する災害対策要員の知識レベルの向上を図ることも重要である。そのため、重大事故等発生時のプラントの挙動に関する知識の向上を図るとともに、要員の役割に応じて定期的に知識ベースの理解向上を図る。具体的には、教育内容に応じて以下のとおり基礎的知識、応用的知識に分かれ、それぞれ対象者を設定している。

- ・基礎的知識：アクシデントマネジメントに関する基礎的知識
- ・応用的知識：事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識

(2) 原子力防災訓練

保安規定に定める非常事態に対処するための総合的な訓練として、原子力防災訓練を実施している。原子力防災訓練の具体的な要領は、原子力災害対策特別措置法に基づき定めている東海第二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・手順書については、担当個所

にて適切に管理しており，訓練の実施に当たっては，これらの資機材及び手順書を用いて実施し，訓練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1.0.9-4表参照)

新規制基準で示される重大事故等対策における技術的能力審査基準に対応する各手順に対する力量の維持，向上を図るために実施する事項を第1.0.9-4表に整理する。

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，現場作業にあたる災害対策要員が，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入れる。

要素訓練は，現場対応の指揮，発電所災害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，訓練毎の訓練対象者全員が原則として実際の設備，活動場所で行うこととするが，実際の設備を使用するとプラントに影響を及ぼす場合(例:実際の充電中の電源盤への電源ケーブルの接続を実施すると，電気事故，感電が発生する)は，訓練設備を用いた訓練を実施する。

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

今後も悪条件(高線量下, 夜間, 悪天候(降雨, 降雪, 強風等)及び照明機能低下等)を想定し、必要な防護具等を着用した訓練を取入れた上で計画的に訓練を行い、重大事故等対処に係る保安規定変更が施行され運用が開始されるまでには、必要な訓練対象者に対し訓練が実施され力量が確保されている状態に体制整備を実施する。

(b) 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・影響緩和策の判断を実施し、発電所災害対策本部が中央制御室の運転員を支援できることを確認している。また、災害対策本部対応訓練、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、通報訓練、緊急被ばく医療訓練、モニタリング訓練、避難誘導訓練により、各要素の活動が確実に実施できることを確認するとともに、これらを組合せて実施する総合訓練において、重大事故等の発生を想定した場合においても発電所災害対策本部が総合的に機能することを確認している。

b. 総合訓練

組織全体としての力量向上を図るために年1回以上の総合訓練を実施する。各要素訓練を組合せ、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。本店等と行う総合訓練においては、当社経営層も参加し、災害対策本部における活動の指揮命令及び情報収集等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店等のコミュニケーションの強化を図っている。

また、総合訓練では、適宜、オフサイトセンターや自治体等への情報提供等の連携や、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ、他の原子力事業者との連携(協力要請等)、社外への情報提供(模擬記者会見訓練)等にも取り組んでいる。

具体的には、オフサイトセンターへ実際に対応要員を派遣し、災害対策本部との情報連携の訓練や、自治体関係者への電話連絡及びファクシミリ装置を用いた文書の同時送信による情報提供を行う訓練、原子力事業所災害対策支援拠点へ実際に派遣される要員自らが拠点を立ち上げる訓練、他の原子力事業者への連携では発電所が発災した場合の支援本部幹事事業者である東京電力ホールディングス株式会社へ実際に協力要請を行う連携訓練、本店等において社外へのプラントの状況の説明等を行う模擬記者会見訓練等を行なっている。

総合訓練に使用する事故シナリオは、炉心損傷等の重大事故を想定したシナリオを用いて発電所災害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、東海発電所との同時被災等のシナリオも取込み、発電所災害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東海第二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

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、対応手順及び操作手順の習熟を図る。更に緊急事態支援組織に災害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。

3. 支援組織に対する教育及び訓練（第1.0.9-3表，第1.0.9-4表参照）

災害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。

4. 教育及び訓練計画の頻度の考え方（第1.0.9-5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、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。

5. 教育及び訓練の効果の確認についての整理（第1.0.9-6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・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・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。合わせて、必要な力量を有した要員を確保できているか確認することにより教育及び訓練の有効性評価を行う。
- ・教育及び訓練の有効性評価は、教育及び訓練計画書へ反映する。

(2) 対応能力の向上

総合訓練における評価の信頼性向上を図るため、WANO（世界原子力発電事業者協会）の「パフォーマンス目標と基準」の評価項目を取入れた災害対策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、評価する。総合訓練実施後は、訓練参加者及び評価者で訓練を振り返り、反省点、課題等を集約する等、訓練の実施結果を確認し、その中から改善が必要な事項を抽出し、手順、資機材、教育及び訓練計画への反映を行う。また、WANOピアレビュー等により、教育及び訓練を含む取組について、社外の視点での客観的な評価も取入れている。

6. 実務経験によるプラント設備への習熟(第1.0.9-7表参照)

運転員及び保守室員は、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。

保守室員は、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、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、工事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、研修施設にてポンプ、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、予備品を用いた残留熱除去系海水ポンプ用電動機及びディーゼル発電機海水ポンプ用電動機の復旧作業は、協力企業の支援による実施としているが、本復旧作業は事故収束後のプラント安定状態を継続する上で有効であ

ることから、直営訓練等を通じて復旧手順の整備や作業内容把握、研修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。

7. 自衛消防隊（当社社員以外）の教育訓練参加について

自衛消防隊のうち、当社社員以外の協力企業社員は、個別に締結している業務委託契約に基づいて必要な教育訓練を行うこととしている。このため、自衛消防隊も当社が作成した教育訓練プログラムに従い、必要な教育を受け、当社が実施する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・向上を図ることとしている。

8. 本店の総合災害対策本部要員の教育及び訓練について

本店の総合災害対策本部要員に対しては、原子力防災対策活動及び重大事故等の現象について理解するための教育を行う。また、発電所の災害対策本部への支援、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店の活動に関する訓練を役割に応じて行い、必要な力量の維持・向上を図る。

第 1.0.9-1 表 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）（1 / 2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
異常時対応訓練 (指揮, 状況判断)	異常時に指揮者として適切な指揮, 状況判断が出来るよう, 異常時操作の対応(判断・指揮命令)及び, 警報発生時の監視項目について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> ・異常時操作の対応(判断, 指揮命令含む) ・警報発生時の監視項目 	発電長, 副発電長	3年間で30時間以上 (他の項目も含む)
異常時対応訓練 (中央制御室内対応)	異常時に中央制御室において適切な処置がとれるように, 警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する。 役割に応じた活動に要する資機材等に関する知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の起動停止に関する操作と監視項目 ・各設備の運転操作と監視項目 ・警報発生時の対応操作(中央制御室) ・異常時操作の対応(中央制御室) 	発電長, 副発電長, 運転員 I	
異常時対応訓練 (現場機器対応)	異常時に現場において適切な処置がとれるように, 警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する。	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の起動停止の概要 ・各設備の運転操作の概要(現場操作) ・警報発生時の対応操作(現場操作) ・異常時操作の対応(現場操作) 	発電長, 副発電長, 運転員 I, 運転員 II	
シミュレータ訓練 I (ファミリー訓練)	異常事象対応時(設計基準外事象含む)の連携措置の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・運転操作の連携訓練 【重大事故等の対応を含む】* 	発電長, 副発電長, 運転員 I, 運転員 II	3年間で15時間以上
シミュレータ訓練 II	警報発生時及び異常事象時(設計基準外事象含む) 対応の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・起動停止・異常時・警報発生時対応訓練 【重大事故等の対応を含む】* 	運転員 I	3年間で9時間以上
シミュレータ訓練 III	警報発生時及び異常事象時(設計基準外事象含む) 対応の万全を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・起動停止, 異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練 【重大事故等の対応を含む】* 	発電長, 副発電長	3年間で9時間以上

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ, 充実強化した内容

第 1.0.9-1 表 重大事故等対策に関する教育（運転員の主な教育内容）（2 / 2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
アクシデントマネジメント教育（基礎的知識）	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要* 	発電長，副発電長，運転員Ⅰ，運転員Ⅱ	1回／年
アクシデントマネジメント教育（応用的知識）	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	発電長，副発電長	1回／年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）* 	実施組織 （役割に応じた項目）	1回／年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

第 1.0.9-2 表 重大事故等対策に関する教育（実施組織（運転員を除く）の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
アクシデントマネジメント教育 （基礎的知識）	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要* 	実施組織	1回/年
アクシデントマネジメント教育 （応用的知識）	事故時のプラント挙動、プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	実施組織 （班長）	1回/年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し、原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制、防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・発電所設備概要 ・緊急時活動レベル（EAL）* 	実施組織 （役割に応じた項目）	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応、各機能や組織間の連携等、組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・各機能班の活動 ・各機能班の連携 ・本部の意思決定 ・本店本部との連携 【重大事故等を想定し、上記を実施】*	災害対策要員	1回/年

※：福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した内容

第 1.0.9-3 表 重大事故等対策に関する教育（支援組織の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
アクシデントマネジメント教育 （基礎的知識）	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・アクシデントマネジメントの概要 ・津波アクシデントマネジメントの概要^{※1} 	技術支援組織 ^{※2} ，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）	事故時のプラント挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 ・機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	技術支援組織 ^{※2} （本部員，班長，要員）	1回／年
防災教育	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所員として必要な基礎知識の理解 ・原子力災害に関する知識を習得し，原子力防災活動の円滑な実施に資する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL）^{※1} 	技術支援組織 ^{※2} ，運営支援組織 （役割に応じた項目）	1回／年
総合訓練	想定した原子力災害への対応，各機能や組織間の連携等，組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する。	<ul style="list-style-type: none"> ・各機能班の活動 ・各機能班の連携 ・本部の意思決定 ・本店本部との連携 <p>【重大事故等を想定し，上記を実施】^{※1}</p>	災害対策要員	1回／年
その他訓練	あらかじめ定められた機能を発揮できるようにするために資機材操作を含めて行い，機能毎の対応能力向上を図る。	<ul style="list-style-type: none"> ・通報訓練 ・モニタリング訓練 ・避難誘導訓練 ・緊急時被ばく医療訓練 	該当者	1回／年

※ 1：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：本部長及び本部長代理を含む

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に関する訓練 (1/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	要素訓練名称及び頻度
電源確保	常設代替高圧電源装置による給電	○非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) ①常設代替高圧電源装置による緊急用M/C受電 ②常設代替高圧電源装置による緊急用M/C, P/C, MCC受電 ③常設代替高圧電源装置による直流125V主母線盤2A及び2B受電	運転員	①常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備への給電: 1回/年 ②常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電: 1回/年 ③常設代替高圧電源装置による直流125V主母線盤2A及び2Bへの給電: 1回/年
		○重大事故等対策要領 ・常設代替高圧電源装置 (現場起動) による非常用所内電気設備への給電	重大事故等対応要員 (保修班員)	・常設代替高圧電源装置 (現場起動) による給電: 1回/年
	可搬型代替低圧電源車による給電	○非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) ①可搬型代替低圧電源車によるP/C 2C及び2D受電 ②可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電 ③可搬型代替低圧電源車による直流125V主母線盤2A及び2Bへの給電	運転員	①可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電: 1回/年 ②可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電: 1回/年 ③可搬型代替低圧電源車による直流125V主母線盤2A及び2Bへの給電: 1回/年
		○重大事故等対策要領 ・可搬型代替低圧電源車による給電	重大事故等対応要員 (保修班員)	・可搬型代替低圧電源車起動操作: 1回/年
	非常用高圧母線電源融通	○非常時運転手順書Ⅰ (事象ベース) ・全交流動力電源喪失時対応手順	運転員	・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源融通: 1回/年
	常設代替高圧電源装置, 可搬型代替低圧電源車への燃料補給	○重大事故等対策要領 ①可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの給油 ②タンクローリーから各機器への給油 ③燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油	重大事故等対応要員 (庶務班員)	①軽油貯蔵タンクからタンクローリーへの給油: 1回/年 ②③タンクローリーから各機器への給油: 1回/年

※教育訓練に使用する手順書, 要素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ります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に関する訓練 (2/5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	要素訓練名称及び頻度
電源確保	非常用ディーゼル発電機等冷却水確保	○重大事故等対策要領 ・非常用ディーゼル発電機等冷却系海水系への代替送水	重大事故等対応要員 (保修班員)	・非常用ディーゼル発電機等冷却系海水系ホース接続：1回/年 ・可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回/年
	蓄電池による給電	○非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) ① 125V A系及びB系蓄電池による直流125V主母線盤2A及び2B受電 ②常設代替直流電源設備による直流125V主母線盤2A及び2B受電	運転員	①所内常設直流電源設備による非常用直流母線への給電：1回/年 ②常設代替直流電源設備による緊急用直流母線への給電：1回/年
	可搬型代替直流電源設備による給電	○重大事故等対策要領 ・可搬型代替直流電源設備による給電	重大事故等対応要員 (保修班員)	・可搬型代替直流電源設備による給電：1回/年
炉心損傷緩和	高圧の原子炉への注入操作	○非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) ①高圧代替注水系 (現場起動) による原子炉注水 ②SLC系による原子炉注水	運転員	①高圧代替注水系 (現場起動) による原子炉注水：1回/年 ②SLCによる原子炉注水：1回/年
	原子炉の減圧	○非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) ①SRVによる原子炉減圧 (電源確保) ②SRVによる原子炉減圧 (駆動源確保)	運転員	①SRV駆動源確保 (可搬型蓄電池)：1回/年 ②SRV駆動源確保 (駆動装置, ボンベ切替, 窒素供給装置)：1回/年
		○重大事故等対策要領 ・可搬型窒素供給装置 (小型) による送気	重大事故等対応要員 (保修班員)	・可搬型窒素供給装置の起動操作：1回/年
	低圧の原子炉への注入操作	○非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) ①低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水 ②消火系による原子炉注水 ③補給水系による原子炉注水	運転員	①低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水：1回/年 ②消火系による原子炉注水：1回/年 ③補給水系による原子炉注水：1回/年

※教育訓練に使用する手順書, 要素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ります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に関する訓練 (3/5)

教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	要素訓練名称及び頻度
炉心損傷緩和	低圧の原子炉への注入操作	○重大事故等対策要領 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員 ・可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回/年
	最終ヒートシンクへの熱輸送	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ・格納容器圧力逃がし装置の現場操作による格納容器減圧	運転員 ・格納容器圧力逃がし装置の現場操作による格納容器減圧：1回/年
		○重大事故等対策要領 ①耐圧強化ベント系による格納容器内減圧 ②格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント ③可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ④可搬式窒素供給装置による送気	重大事故等 対応要員 ①耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱：1回/年 ②格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント：1回/年 ③可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回/年 ④可搬式窒素供給装置の起動操作：1回/年
格納容器破損防止	格納容器内の冷却・減圧	○非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） ①代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器スプレー ②消火系による格納容器スプレー ③補給水系による格納容器スプレー ④消火系によるペDESTAL注水 ⑤補給水系によるペDESTAL注水 ⑥格納容器圧力逃がし装置の現場操作による格納容器減圧	運転員 ①代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）による格納容器スプレー：1回/年 ②④消火系による格納容器内の冷却：1回/年 ③⑤補給水系による格納容器内の冷却：1回/年 ⑥格納容器圧力逃がし装置の現場操作による格納容器減圧：1回/年
		○重大事故等対策要領 ①可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ②格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント ③二次隔離弁操作室 空気ポンプユニットによる二次隔離弁操作室の正圧化	重大事故等 対応要員 (保修班員) ①可搬型代替注水大型ポンプ設置送水：1回/年 ②格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント：1回/年 ③二次隔離弁操作室の準備及び運用：1回/年
	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	○重大事故等対策要領 ①原子炉建屋ベント ②可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等 対応要員 (保修班員) ①原子炉建屋ベント：1回/年 ②可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回/年

※教育訓練に使用する手順書、要素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ります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に関する訓練 (4 / 5)

教育訓練項目		教育訓練に使用する手順書	対象者	要素訓練名称及び頻度
使用済燃料プール水位維持及び燃料損傷緩和	使用済燃料プールへの注水及びスプレイ	○非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) ①消火系による使用済燃料プール注水 ②補給水系による使用済燃料プール注水 ③代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱	運転員	①消火系による使用済燃料プール注水：1回/年 ②補給水系による使用済燃料プール注水：1回/年 ③代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱：1回/年
		○重大事故等対策要領 ①代替燃料プール注水系 (可搬型) による可搬型スプレイノズルを使用した使用済燃料プール注水 ②可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ③使用済燃料プール漏えい緩和	重大事故等対応要員 (保修班員)	①代替燃料プール注水系 (可搬型) 設置：1回/年 ②可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回/年 ③使用済燃料プール漏えい緩和：1回/年
放射性物質放出緩和	発電所外への放射性物質の拡散抑制	○重大事故等対策要領 ①放水砲による拡散抑制 ②汚濁防止膜による拡散抑制	重大事故等対応要員 (庶務班員)	①放水砲による拡散抑制：1回/年 ②汚濁防止膜による拡散抑制：1回/年
水源確保	代替淡水貯槽への補給	○重大事故等対策要領 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員 (保修班員)	・可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回/年
	淡水貯水池への補給	○重大事故等対策要領 ①可搬型代替注水大型ポンプによる送水 ②淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給	重大事故等対応要員 (保修班員)	①可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回/年 ②淡水貯水池 B (A) から淡水貯水池 A (B) への補給：1回/年
	送水	○重大事故等対策要領 ・可搬型代替注水大型ポンプによる送水	重大事故等対応要員 (保修班員)	・可搬型代替注水大型ポンプ設置：1回/年

※教育訓練に使用する手順書、要素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ります。

第 1.0.9-4 表 重大事故等対策に関する訓練 (5 / 5)

教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	要素訓練名称及び頻度	
その他対策	アクセスルート の確保	○重大事故等対策要領 ・瓦礫撤去	重大事故等 対応要員 (庶務班員) ・瓦礫撤去 (ブルドーザ) : 1 回 / 年 ・瓦礫撤去 (ホイールローダ) : 1 回 / 年	
	事故時の計装	○重大事故等対策要領 ・可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	重大事故等 対応要員 (保修士員) ・可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視 : 1 回 / 年	
	緊急時対策所等 の居住性の確保	○非常時運転手順書Ⅲ ・放出 (PCV 破損防止)	運転員	・中央制御室退避室の準備及び運用 : 1 回 / 年
		○重大事故等対策要領 ・チェン징エリアの設置及び運用	放射線 管理班	・緊急時対策所及び中央制御室の チェン징エリアの設置及び運用 : 1 回 / 年
		○重大事故等対策要領 ①緊急時対策所非常用換気空調設備の起動 及び運用 ②緊急時対策所加圧設備の起動及び運用 ③緊急時対策所用発電機起動操作及び運用	庶務班	①緊急時対策所非常用換気空調設備運転操作 : 1 回 / 年 ②緊急時対策所加圧設備運転操作 : 1 回 / 年 ③緊急時対策所用発電機起動操作 : 1 回 / 年
	環境モニタリ ング	○重大事故等対策要領 ①放射能観測車による放射性物質の濃度の測定 ②可搬型放射能測定装置による放射性物質の 濃度測定 ③海上モニタリング ④可搬型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 ⑤バックグラウンド低減対策	放射線 管理班	①放射能観測車による放射能濃度測定 : 1 回 / 年 ②可搬型放射能測定装置による放射性物質の 濃度測定 : 1 回 / 年 ③海上モニタリング : 1 回 / 年 ④可搬型モニタリングポストによる放射線量の 測定及び代替測定 : 1 回 / 年 ⑤バックグラウンド低減対策 : 1 回 / 年
	気象条件の測定	○重大事故等対策要領 ・可搬型気象観測設備による気象観測項目の 代替測定	放射線 管理班	・可搬型気象観測設備による気象観測項目の 代替測定 : 1 回 / 年
消火活動	○災害対策要領 ・消火活動のための要員に対する訓練	自衛消防隊	・消防操法 : 1 回 / 年	

※教育訓練に使用する手順書, 要素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ります。

第 1.0.9-5 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・訓練の方針	教育・訓練の内容
教育・訓練の計画	1回／年	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設保安規定に基づく手順書で計画の策定方針を規定する。 	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対策に関する知識向上のための教育・訓練等
要素訓練	1回／年以上	<ul style="list-style-type: none"> 各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。 各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。 各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育又は訓練については、年2回以上の実施頻度に見直す。 	<ul style="list-style-type: none"> 給水活動及び電源復旧活動等の各項目の教育・訓練
総合訓練	1回／年以上	<ul style="list-style-type: none"> 想定した原子力災害への対応、各機能や組織間の連携等、組織が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、災害対策要員の実効性等を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 災害対策要員の実効性等を総合的に確認。

第 1.0.9-6 表 重大事故等に係る発電所要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量	主要な教育・訓練	主要な効果（力量）の確認方法
災害対策要員 ・本部長，本部長代理，本部長	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○適確な指揮 ○各班との連携	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練	○防災教育の実施状況，総合訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。
災害対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施（統括／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携		
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○シミュレータ訓練	○事故を収束できること，適切に操作を実施できることをシミュレータ訓練の結果，防災教育等の実施状況から効果（力量）の確認を行う。
実施組織	○復旧対策の実施 ・資機材の移動，電源車による給電，原子炉への注水，使用済燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取扱い ○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	○必要な活動ができることを各班機能に応じた要素訓練の結果，総合訓練の結果，防災教育の実施状況から効果（力量）の確認を行う。
支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○資材の調達及び輸送 ○放射線・放射能の状況把握 ○社外関係機関への通報・連絡	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い	○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 1.0.9-7 表 プラント設備への習熟のための保守点検活動

対象者	主な活動	保守点検活動の内容（例）	社内規程
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"> 入社後、原子力発電所の仕組みや放射線の基礎等の知識を学んだ後、発電所の運転業務（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）を習熟する。 	力量設定管理要項
運転員	巡視点検	<ul style="list-style-type: none"> 巡視点検を 1 回以上／直で実施。 必要により簡易な保守を実施。 	運転管理業務要項
	運転操作	<ul style="list-style-type: none"> プラント起動又は停止時の運転操作及び機器の状態確認 非常用炉心冷却設備等の定期的な起動試験に係る運転操作及び機器の状態確認。 	運転管理業務要項
保守室員	保守管理	<ul style="list-style-type: none"> 設備ごとに担当者を定め、プラント運転中の定期的な巡視、及びプラント起動停止時や試運転時に立会い、異常有無等の状態を確認。 設備不具合時等に設備の状況を把握し、原因の特定及び復旧方針を策定。 	保守管理業務要項
	工事管理 （調達管理）	<ul style="list-style-type: none"> 各設備の定期的な保守点検工事あるいは修繕工事等において、当社立会のホールドポイントを定めて、設備毎の担当者が分解点検等の現場に立会い、設備の健全性確認を行うとともに、作業の安全管理等を実施。 	保守管理業務要項 力量設定管理要項
	教育訓練	<ul style="list-style-type: none"> 保守部門配属後、研修施設において、基本的な設備（制御弁、ポンプ、モータ、手動弁、遮断器、検出器、伝送器、制御器等）の分解点検や組立て及び点検調整等の実習トレーニングを行い、現場技能を習得している。 OJT を主体に専門知識の習得を図ることで、技術に堪能な人材を早期に育成している。 	力量設定管理要項

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（表 1，表 2，表 3 参照）

各要員の評価は，社内規程にて力量基準を設定し，力量評価を行うこととする。力量評価の方法は，訓練毎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の評価する。評価は，当該訓練で既に力量を有している者を評価者として配置し，評価者が評価対象の要員の対応状況を確認し，表 3 に示す力量水準に照らして力量レベルを判定していくこととする。

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い，その結果，必要な力量を有した要員が確保できていない場合には，教育訓練の実施頻度，内容等を見直すこととする。

表1 要素訓練評価の例

1. 訓練項目	水源確保（ハイドロポンプ車・ホース車取扱訓練）	
	可搬型代替注水ポンプ（ハイドロポンプ）設置訓練	
2. 訓練日時	平成28年〇月〇日（〇） □時□分～□時□分	
3. 訓練対象者 （所属：氏名） 当番者：〇名	〇〇室：〇〇 〇〇 □□室： △△室：	
4. 訓練内容	ポンプ設置訓練は、荷揚場等の取水箇所又は訓練用の取水箇所（模擬）を設定して実施。	
5. 判定基準	6. 訓練対象者で25分以内にポンプ設置*ができること。 *ポンプ吐出口に5m又は10mホースを接続し、二又分岐、逆止弁、排水用仕切弁を設置し送水系統を構成すること。	
6. 作業担当（役割）※1	1回目（力量評価※2）	2回目（力量評価）
①作業指揮者	優・良・可・再訓練	優・良・可・再訓練
②クレーン操作者	優・良・可・再訓練	優・良・可・再訓練
③合図・玉掛け	優・良・可・再訓練	優・良・可・再訓練
④介添えロープ保持者	優・良・可・再訓練	優・良・可・再訓練
⑤油圧ホース補助者	優・良・可・再訓練	優・良・可・再訓練
⑥送水ホース補助者	優・良・可・再訓練	優・良・可・再訓練
○所要時間（≥25分）	分 秒	分 秒
合否判定※3	合 格：不合格	合 格：不合格
記録担当		
評価者		
訓練補助		

④はポンプユニットペンダント操作実施

※1：表2参照

※2：表3参照

※3：両方「不合格」は再訓練

表2 訓練担当と力量水準の例

訓練担当（力量レベル）	訓練での役割及び力量水準
①作業指揮者	<p>〈役割〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・訓練対象の作業手順（要領）に精通し、各担当者（訓練対象者）に対して指揮・統括を行う。 <p>〈力量水準〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・特別管理職（待機当番者2：特5級以上）の水源確保要員のうち、訓練対象の作業手順（要領）に精通している者又は、当該訓練（作業手順）に精通している守衛員。
②～⑥担当者 ②クレーン操作者 ③合図・玉掛け者 ④ポンプ介添者 ⑤油圧ホース補助者 ⑥送水ホース補助者	<p>〈役割〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・指揮者の指示により、各担当の作業を実施する。 <p>〈力量水準〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・災害対策要員のうち、待機当番2又は水源確保要員。
評価者	<p>〈役割〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・訓練の実施状況や各訓練対象の対応状況を確認し、評価（判定）を行う。 <p>〈力量水準〉</p> <ul style="list-style-type: none"> ・訓練対象の作業手順に精通し、十分な訓練経験を有する者（指揮者相当の力量を有する者）。

表3 評価基準の例

力量判定（評価）	力量水準
優	作業手順に精通し、他の訓練者と協力・連携し、迅速・的確に作業が実施できる。
良	指揮者等の指示のもと、担当の作業を迅速・的確に作業できる。
可	他の訓練担当と協力して担当の作業を実施できる。
再訓練	指示された作業が実施できない。
合格	訓練体制において、判定基準を満足している。
不合格	訓練体制において、判定基準を満足できない。

社外評価に対するフィードバックについて

2014年2月19日から2014年3月5日にかけて、WANO(世界原子力発電事業者協会)によるピアレビューを受けている。この際に受けたA F I (Area For Improvement(改善提言))については、世界最高水準との差であり、改善のための取組として、WANO Performance Improvement Guideline等を参考に改善の検討を進め、その後当社が公表している自主的かつ継続的安全性向上の取組と合わせ改善に取り組んでいる状況にある。

A F Iについては、発電所が中心となり本店と連携しレビュー直後から速やかに対策の検討を開始し、検討結果は順次業務へ展開しており、今後も着実に実施していく。改善の取組に当たっては、発電所内では定期的に進捗を確認するとともに、本社は発電所の対応状況を確認し、必要に応じ支援を行うこととしている。

2016年6月13日から2016年6月17日にかけて、WANOによるフォローアップピアレビューを受け、当社の改善の進捗を確認頂き、更なる改善に取り組んでいる。

東海第二発電所

重大事故等発生時の体制について

<目 次>

1. 重大事故等対策に係る体制の概要	1.0.10-1
(1) 体制の特徴	1.0.10-1
(2) 災害対策要員の確保に関する基本的な考え方	1.0.10-3
(3) 重大事故等対策における判断者及び操作者について	1.0.10-3
2. 東海第二発電所における重大事故等対策に係る体制について	1.0.10-4
(1) 災害対策本部の体制概要	1.0.10-5
a. 所長の役割	1.0.10-5
b. 災害対策本部の構成	1.0.10-5
c. 災害対策要員が活動する施設	1.0.10-8
(2) 災害対策本部の要員招集	1.0.10-9
a. 当直要員	1.0.10-9
b. 発電所構内等に常駐している災害対策要員（当直要員除く）	1.0.10-10
c. 発電所外から発電所に招集する災害対策要員	1.0.10-11
(3) 通報連絡	1.0.10-13
(4) 災害対策本部内の情報共有について	1.0.10-13
a. プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有	1.0.10-13
b. 指示・命令，報告	1.0.10-14
c. 本店対策本部との情報共有	1.0.10-15
(5) 交代要員の考え方	1.0.10-15
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	1.0.10-16
(1) 本店対策本部	1.0.10-16
a. 本店対策本部の体制概要	1.0.10-17

別紙 2	重大事故等発生時における災害対策要員の動き……………	1.0.10-49
別紙 3	緊急時対策所における主要な資機材一覧……………	1.0.10-50
別紙 4	災害対策要員による通報連絡について……………	1.0.10-52
別紙 5	原子力事業所災害対策支援拠点について……………	1.0.10-54
別紙 6	発電所構外からの災害対策要員の参集について……………	1.0.10-56
補足 1	有効性評価シナリオと要員参集の整合性について……………	1.0.10-65
補足 2	当直発電長による当直運転員への操作指示／確認手順について ……………	1.0.10-69
補足 3	発電所が締結している医療協定について……………	1.0.10-70

1. 重大事故等対策に係る体制の概要

発電所において、重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合、又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大の防止、その他必要な活動を円滑に行うため、原子力防災管理者（所長）は、事象に応じて警戒事態又は非常事態を宣言し、所長を本部長とする発電所警戒本部又は発電所災害対策本部（以下「災害対策本部」という。）を設置する。（第1.0.10-1 図）

また、発電所において警戒事態又は非常事態の宣言を受けた本店は、本店警戒事態又は本店非常事態を発令し、本店に警戒本部又は本店総合災害対策本部（以下「本店対策本部」という。）を設置する。

原子炉施設に異常が発生し、その状況が原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第10条第1項に基づく特定事象である場合の通報、非常事態の宣言、災害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東海第二発電所原子力事業者防災業務計画（以下「防災業務計画」という。）に定めている。

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

以下に具体的な重大事故等発生時の体制について示す。

(1) 体制の特徴

原子力防災組織は、本部長、本部長代理、本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と、7つの作業班で構成され、役割分担に

応じて対処する。

災害対策本部において、指揮命令は基本的に災害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、プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため、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**運転班（当直）**が行う運転操作や復旧操作については、当直発電長の判断により自律的に実施し、運転本部員に実施の報告が上がってくることになる。

東海第二発電所において組織している災害対策本部体制について、以下に説明する。

a. 災害対策本部の構成

災害対策本部体制は緊急時対策所に構築され、以下の要員（災害対策要員）で構成される。

- ・災害対策本部長：原子力防災管理者（所長）
- ・災害対策本部長代理：副原子力防災管理者
- ・発電用原子炉主任技術者
- ・本部員：担当班の統括

各班は基本的な役割、機能毎に以下の班を構成し、それぞれの本部員の指揮の下、活動を実施する。

- ①情報班
- ②広報班
- ③庶務班
- ④技術班

⑤放射線管理班

⑥保修班

⑦運転班

各班の必要要員規模は対応すべき事故の様相，または事故の進展や収束の状況により異なるが，ブルーム通過の前・中・後でも要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織とする。

(2) 災害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すみやかに対策を行えるよう，発電所構内に必要な要員を常時確保する。また，火災発生時の初期消火活動に対応するため，初期消火要員についても発電所に常時確保する。

重大事故等の対応で，高線量下における対応が必要な場合においても，社員で対応できるよう要員を確保する。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，定期的に通報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

発電所の重大事故等対策の災害対策活動に関する一切の業務は、災害対策本部のもとで行い、かつ、災害対策本部において行う対策活動を本店対策本部は支援する。

運転班（当直）が行う運転操作や復旧操作については、あらかじめ定めた手順に従って当直発電長の判断により実施する。また、あらかじめ定めた手順によらない操作に係る判断については、災害対策本部長が行う。

一方、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、災害対策本部長が行う。

隣接する東海発電所との同時発災により各発電所での対応が必要な事象が発生した場合、災害対策本部は各発電所の状況や使用可能な設備、事象の進展等の状況を共有し、東海発電所長及び東海第二発電所長を兼務する災害対策本部長が対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。

b. 操作者の明確化

各種手順書は、使用主体に応じて、運転員が使用する運転手順書と、災害対策要員（運転員を除く）が災害対策本部で使用する手順等を整備する。

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操作に当たっては、中央制御室と災害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. 東海第二発電所における重大事故等対策に係る体制について

(1) 災害対策本部の体制概要

a. 所長の役割

所長は、災害対策本部の本部長として原子力防災組織を統括管理するとともに、必要な要員を招集し、状況の把握に努めるとともに原子力災害の発生又は拡大の防止のために必要な応急措置を行わせる。

なお、所長が不在の場合は、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 1.0.10-2 表)

b. 災害対策本部の構成

(a) 災害対策本部

災害対策本部は、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、当直、重大事故等の現場活動を行う重大事故等対応要員及び初期消火活動を行う自衛消防隊で構成する。重大事故等対応要員は、庶務班（アクセスルートの確保、消火活動等の実施）、保修班（給水確保及び電源確保に伴う措置等の実施）及び運転班（事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置等の実施）で構成し、各班には必要な指示を行う本部員及び班長を配置する。

支援組織のうち技術支援組織は、技術班（事故状況の把握・評価等の実施）、放射線管理班（発電所内外放射線・放射能等の状況把握の実施）、保修班（不具合設備の応急復旧等の実施）、運転班（プラント状態の把握及び災害対策本部へのインプット等の実施）で構成し、各班には必要な指示を行う本部員と班長を配置する。

支援組織のうち運営支援組織は、情報班（事故に関する情報収集・整理及び連絡調整）、広報班（報道機関等の社外対応）、庶務班（災害対策

本部の運営)で構成し、各班には必要な指示を行う本部員と班長を配置する。(第 1.0.10-1 図～第 1.0.10-6 図)

<実施組織>

当直：事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置，初期消火活動等

自衛消防隊：初期消火活動

また，重大事故等対応要員として活動する各班の役割は以下のとおり。

庶務班：アクセスルート確保，消火活動，放射性物質の拡散抑制対策に伴う措置等

保修班：事故の影響緩和・拡大防止に関する対応，給水確保及び電源確保に伴う措置等

運転班：事故の影響緩和・拡大防止に関する運転上の措置

なお，重大事故等対応要員のうち庶務班，保修班の要員は，実施組織が行う各災害対策活動を相互に助勢して実施できる配置とし，対応する必要がある災害対策活動に対処可能な体制とする。

<技術支援組織>

技術班：事故状況の把握・評価，プラント状態の進展予測・評価，事故拡大防止対策の検討及び技術的助言等

放射線管理班：発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価，被ばく管理，汚染拡大防止措置等に関する技術的助言，二次災害防止に関する措置等

保修班：事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示，不具合設備の応

急復旧及び技術的助言，放射性物質の汚染除去等

運転班：プラント状態の把握及び災害対策本部へのインプット，事故の影響緩和・拡大防止に関する対応指示及び技術的助言等

< 運営支援組織 >

情報班：事故に関する情報収集・整理及び連絡調整，本店対策本部及び社外機関との連絡調整等

広報班：発生した事象に関する広報，関係地方公共団体の対応，報道機関等の社外対応，発電所内外へ広く情報提供等

庶務班：災害対策本部の運営，防災資機材の調達及び輸送，所内警備，避難誘導，医療(救護)に関する措置，二次災害防止に関する措置等

(b) 災害対策要員

災害対策要員は重大事故等に対処するために必要な指示を行う本部要員，各作業班員，現場にて対応を行う重大事故等対応要員，当直要員及び自衛消防隊(初期消火要員)で構成する。

(c) 災害対策本部設置までの流れ

発電所において，重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合，原子力防災管理者（所長）は直ちに警戒事態を宣言するとともに本店発電管理室長へ報告する。発電所防災管理者はすみやかに発電所警戒本部を設置し，災害対策本部体制を構成する災害対策本部要員に対し非常招集を行う。

発電所において，重大事故等の原子力災害が発生した場合，原子力

防災管理者（所長）は直ちに非常事態を宣言するとともに本店発電管理室長へ報告する。発電所防災管理者はすみやかに災害対策本部を設置し、災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対し非常招集を行う。

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、当直発電長から事象の発生の連絡を受けた原子力防災管理者（所長）は、当直発電長に災害対策本部の要員の招集を指示し、通報連絡要員が一斉通報システムを用いて災害対策要員の非常招集を行う。（第1.0.10-7図）

c. 災害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、災害対策本部における実施組織及び支援組織が関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施するために、以下の施設及び設備を整備する。これらは、重大事故等発生時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設又は設備を使用することによって発電用原子炉の状態を確認し、必要な発電所内外各所へ通報連絡を行い、また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、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する。（別紙3）

(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（以下「SPDS」という。）、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連絡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，携行型有線通話装置，無線通話設備及び衛星電話設備等を整備する。また，電源が喪失し照明が消灯した場合でも，迅速な現場への移動，操作及び作業を実施し，作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようヘッドライト及びランタン等を配備する。

(2) 災害対策本部の要員招集

平日の勤務時間帯に警戒事態又は非常事態が発生した場合，送受話器（ページング），所内放送等にて発電所構内の災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対して非常招集を行い，災害対策本部を設置した上で活動を実施する。東海第二発電所では，中長期的な対応も交替できるように運転員以外の発電所職員についてもほぼ全員が災害対策要員であることから，平日の勤務時間中での要員確保は可能である。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に警戒事態又は非常事態が発生した場合，一斉通報システムにて災害対策本部体制を構成する災害対策要員に対し非常招集を行うとともに，災害対策本部体制が構築されるまでの間については，当直要員及び発電所構内に常駐している災害対策要員を主体とした初動体制を確立し，迅速な対応を図る。

以下，発電所構内の要員数が少なくなる夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における非常事態発生時の体制について記載する。（第1.0.10-3図，第1.0.10-5図，第1.0.10-6図，第1.0.10-7図，第1.0.10-8図，第1.0.10-9図）

a. 当直要員

中央制御室の当直要員は、当直発電長、当直副発電長、当直運転員の計7名／直を配置している。(第1.0.10-5図)

原子炉運転停止中*については、当直要員を5名／直とする。(第1.0.10-6図)

※ 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

重大事故等発生時には、当直発電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、当直副発電長は当直発電長を補佐する。中央制御室で運転操作を行う当直運転員及び現場で対応する当直運転員は、当直発電長指示のもと重大事故等対策の対応を行うために整備された手順書に従い事故対応を行う。当直発電長は適宜、災害対策本部と連携し重大事故等対応操作の状況を報告する。

なお、当直要員の勤務形態は、通常サイクル5班2交替で運用しており、重大事故等発生時においても、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、及び重大事故等の対応に当たっては有効性評価を考慮して中央制御室の当直運転員2名及び現場運転員6名（現場の当直運転員3名と重大事故等対応要員のうち運転操作対応3名（2人1組3チーム））の体制を整えている。また、特定の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、特定の現場運転員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

b. 発電所構内に常駐している災害対策要員（当直要員除く）

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）には、発電所構内に常駐している緊急時対策所にて対応を行う要員4名（意思決定・指揮を行う要員1

名，現場を指揮する要員 1 名，外部通報・連絡及び情報収集を行う要員 2 名^{※1}），現場対応を行う庶務班，運転班，保修班の要員 26 名（アクセスルート確保要員 2 名，初期消火要員 11 名，運転操作要員 3 名，電源・給水確保要員 10 名）及び放射線測定などを行う放射線管理班要員 2 名の合計 32 名を非常招集し，災害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。

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，重大事故等の対応に当たっては作業毎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することから，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。

※1：情報班員のうち 1 名が中央制御室に常駐し初動対応を行う。

c. 発電所外から発電所に招集する災害対策要員

(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，発電所外にいる災害対策要員を速やかに非常招集するため，「一斉通報システム」，「通信連絡手段」等を活用し災害対策要員の非常招集を行う。（第 1.0.10-9 図）

東海村周辺地域で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には，非常招集の連絡がなくても支障がない限り発電所緊急時対策所又は発電所外集合場所（第三滝坂寮）に参集する。

なお，地震等により家族，自宅などが被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は，家族の身の安全を確保した上で参集する。

招集する災害対策要員のうち，あらかじめ指名されている発電所参集

要員である災害対策要員は、直接発電所緊急時対策所に参集する。あらかじめ指名された発電所参集要員以外の要員は発電所外集合場所に参集し、災害対策本部の指示に従い対応する。

発電所外集合場所に参集した要員は、災害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 1.0.10-10 図)

- ①発電所の状況（設備及び所員の被災等）
- ②参集した要員の確認（人数、体調等）
- ③重大事故等対応に必要な装備（汚染防護具、マスク、線量計等）
- ④発電所への持参品（通信連絡設備、照明機器等）
- ⑤気象及び災害情報等

(b) 非常招集となる要員

災害対策本部の要員については、発電所員約 260 名のうち、約 130 名（平成 28 年 7 月現在）が発電所から 5km 圏内に居住しており、数時間で相当数の要員の非常招集が可能である。(別紙 6)

なお、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の災害対策要員の所在や招集ルート等を踏まえ評価した結果、要員の招集手段が徒歩移動のみを想定した場合であっても、発電所から 5km 圏内に約 130 名の要員が居住していることから、重大事故等の対応を行う必要な要員（110 名）は 2 時間以内に確保可能であることを確認している。

非常招集により招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）の体制から災害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代要員として待機させる。

(3) 通報連絡

原子力警戒事態又は非常事態が宣言された場合の通報連絡は情報班が行うが、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合、発電所に常駐する当直発電長又は通報連絡要員が、内閣総理大臣，原子力規制委員会，茨城県知事，東海村長，原子力防災専門官，原子力緊急時支援・研修センター及びその他定められた通報連絡先に，所定の様式により F A X 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 4）

- a. 各通報連絡先に対しては，あらかじめ指名された通報連絡当番者が電話により，F A X の着信確認又は F A X を送信した旨を連絡する。
- b. その後，災害対策要員の招集により通報連絡要員を確保し，更なる時間短縮を図る。

(4) 災害対策本部内の情報共有について

災害対策本部内及び本店対策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 1.0.10-11 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情報班が通信連絡設備を用い当直発電長又は情報班員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は災害対策本部に報告する。

②技術班は，S P D S データ表示装置によりプラントパラメータを監視し，状況把握，今後の進展予測，中期的な対応・戦略を検討する。

③各作業班は，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 O A 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、災害対策本部内の全要員、本店対策本部との情報共有を図る。

- ④災害対策本部長は、本部と各作業班の発話、情報共有記録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、プラント状況、今後の対応方針について災害対策本部内に説明し、状況認識、対応方針の共有化を図る。
- ⑤災害対策本部長は、定期的に對外対応を含む対応戦略等を災害対策本部要員と協議し、その結果を災害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情報班を中心に、災害対策本部長、災害対策本部長代理、各本部員の発話内容をOA機器内の共通様式に入力し、発信情報、意思決定、指示事項等の情報を記録・保存し、情報共有を図る。

b. 指示・命令，報告

- ①災害対策本部内において、指揮命令は基本的に災害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、プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため、常に綿密な情報の共有がなされる。
- ②災害対策本部長は、各本部員からの発話、報告を受け、適宜指示・命令を出す。
- ③各本部員は、配下の各作業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発話・報告することで情報共有する。
- ④各作業班長は、各班員に対応の指示を行うとともに、班員の対応状況

等の情報を入手し、情報を整理した上で本部員へ報告する。

⑤情報班を中心に、災害対策本部長、災害対策本部長代理、各本部員の指示・命令、報告、発話内容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、災害対策本部内の全要員、本店対策本部との情報共有を図る。

c. 本店対策本部との情報共有

災害対策本部と本店対策本部間の情報共有は、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) 交代要員の考え方

平日の勤務時間帯に警戒事態又は非常事態が宣言された場合、送受話器（ページング）、所内放送等にて発電所構内の災害対策本部体制を構成する災害対策要員及び発電用原子炉主任技術者に対し非常招集を行う。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合、当直要員7名及び発電所構内に宿直している重大事故等に対処する災害対策要員32名にて初期対応を実施する（第1.0.10-8図）。それ以外の災害対策要員及び発電用原子炉主任技術者は、一斉通報システムにより非常招集される（第1.0.10-9図）。

（2）災害対策本部の要員招集 c. 発電所外から発電所に招集する災害対策要員参照）

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、速やかに災害対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常招集が可能なエリア（東海村若しくは隣接市町村）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、非常招集途上であっても通信連絡手段（衛星電話設備（携帯型）等）を携行することにより、災害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、初動対応後の交代についても考慮し、主要な本部要員、班長、発電用原子炉主任技術者の交代要員についても、発電所への招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、時間の経過とともに必要とする人員（110名：第1.0.10-1図）以上が集まることから、長期的対応に備え、対応者と待機者を人選する（第1.0.10-9図）。

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）ごとに待機要員と交替することで長期的な対応にも対処可能な体制を構築する。

なお、プルーム通過時においても対応する必要がある活動に対し、緊急時対策所に交代要員を確保した必要最小限の体制（主要な本部員・班長、発電用原子炉主任技術者をそれぞれ2名確保）を構築する（第1.0.10-4図）。

3. 発電所外における重大事故等対策に係る体制について

発電所において原子力警戒事態又は非常事態が宣言された場合、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する体制を構築する。（第1.0.10-12図）

以下に発電所外における体制について示す。

(1) 本店対策本部

a. 本店対策本部の体制概要

(a) 社長の役割

社長は、本店対策本部長として統括管理を行い、全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行う。

なお、社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、本店対策本部の副本部長がその職務を代行する。

(b) 本店対策本部の構成

本店対策本部は、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防止するために、特に中長期の対応について災害対策本部の活動を支援することとし、運転及び放射線管理に関する支援事項のほか、災害対策本部が事故対応に専念できるよう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 1.0.10-13 図)

情報班：事故に関する情報の収集、災害対策本部への指導・援助及び本店対策本部内での連絡調整、社外関係機関との連絡・調整及び法令上必要な連絡、報告等

庶務班：通信施設の確保、要員の確保、応援計画案の作成及び各班応援計画の取り纏め等

広報班：報道機関等との対応、広報関係資料の作成、応援計画案の作成等

技術班：原子炉・燃料の安全に係る事項の検討、発電所施設・環境調査施設の健全性確認、災害対策本部が行う応急活動の検討、応援

計画案の作成等

放射線管理班：放射線管理に係る事項の検討，個人被ばくに係る事項の
検討，応援計画の作成等

保健安全班：緊急被ばく医療に係る事項の検討，応援計画案の作成等

b. 本店対策本部設置までの流れ

発電所において原子力警戒事態又は非常事態が宣言された場合，発電
管理室長は，本店対策本部組織の要員を非常招集する。（第 1.0.10-14
図）

発電管理室長は，発電所に災害対策本部が設置された場合，社長を本
部長とする本店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，本店対策
本部体制が構築されるまでの間については，本店近傍で待機している
宿直者2名にて初期対応を行う。

c. 広報活動

原子力災害発生時における広報活動については，原災法第 16 条第 1
項に基づき設置される原子力災害対策本部（全面緊急事態発生時の場合）
と連携することとしており，原子力規制庁緊急時対応センター（E R C）
及び緊急事態応急対策等拠点施設（オフサイトセンター）との情報発信
体制を構築し，災害対策本部と連携し対応を行う。（第 1.0.10-15 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，
相談窓口等で対応を行い，記者会見情報等についてはホームページ等を
活用し，情報発信する。

(2) 原子力事業所災害対策支援拠点

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

また、発電所において非常事態が宣言された場合、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する。

本店対策本部長は、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援するために、原子力災害対策特別措置法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を庶務班長に指示する。

庶務班長は、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上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。（別紙5）また、原子力事業所災害対策支援拠点へ必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点を運営し、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する。

原子力事業所災害対策支援拠点へ派遣された要員は、現地責任者の指揮のもと、後方支援業務を行う。（第1.0.10-16図）

(3) 中長期的な体制

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

具体的には、プラントメーカー（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社から重大事故等発生後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要員の派遣等について、協議・合意の上、東海第二発電所の技術支援に関するプラントメーカ

との覚書を締結し，重大事故等発生後に必要な支援が受けられる体制を整備する。

第 1.0.10-1 表 防災体制の区分と緊急時活動レベル (EAL)

防災体制	緊急事態の区分	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の種類	
警戒事態	警戒事態	<p>○原子力防災管理者（所長）が、警戒事象（右の事象の種類参照）の発生について連絡を受け、又は自ら発見したとき。</p> <p>○原子力規制委員会より、警戒事態とする旨の連絡があったとき。</p>	<p>その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原子力施設における異常事象の発生又は、そのおそれがあ</p>	<p>(AL11)原子炉停止機能の異常のおそれ (AL21)原子炉冷却材の漏えい (AL22)原子炉給水機能の喪失 (AL23)原子炉除熱機能の一部喪失 (AL25)全交流電源喪失のおそれ (AL29)停止中の原子炉冷却機能の一部喪失 (AL30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ (AL42)単一障壁の喪失又は喪失可能性 (AL51)原子炉制御室他の機能喪失のおそれ (AL52)所内外通信連絡機能の一部喪失</p>	<p>(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</p> <p>○外的事象（自然災害）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大地震の発生，大津波警報の発令，竜巻等の発生 <p>○外的事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会委員長又は委員長代理が警戒本部の設置を判断した場合 <p>○その他原子力施設の重要な故障等</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力防災管理者が警戒を必要と認める原子炉施設の重要な故障等
非常事態	施設敷地緊急事態（原災法第10条事象）	<p>○原子力防災管理者（所長）が、特定事象（右の事象の種類参照）の発生について通報を受け、又は自ら発見したとき。</p>	<p>原子力施設において、公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が発生</p>	<p>(SE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (SE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (SE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (SE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の放出 (SE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の放出 (SE06)施設内（原子炉外）臨界事故のおそれ (SE21)原子炉冷却材漏えいによる非常用炉心冷却装置作動 (SE22)原子炉注水機能喪失のおそれ (SE23)残留熱除去機能の喪失 (SE25)全交流電源の30分以上喪失 (SE27)直流電源の部分喪失</p>	<p>(SE29)停止中の原子炉冷却機能の喪失 (SE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失 (SE41)格納容器健全性喪失のおそれ (SE42)2つの障壁の喪失又は喪失可能性 (SE43)原子炉格納容器圧力逃し装置の使用 (SE51)原子炉制御室の一部の機能喪失・警報喪失 (SE52)所内外通信連絡機能のすべての喪失 (SE53)火災・溢水による安全機能の一部喪失 (SE55)防護措置の準備及び一部実施が必要な事象の発生</p>

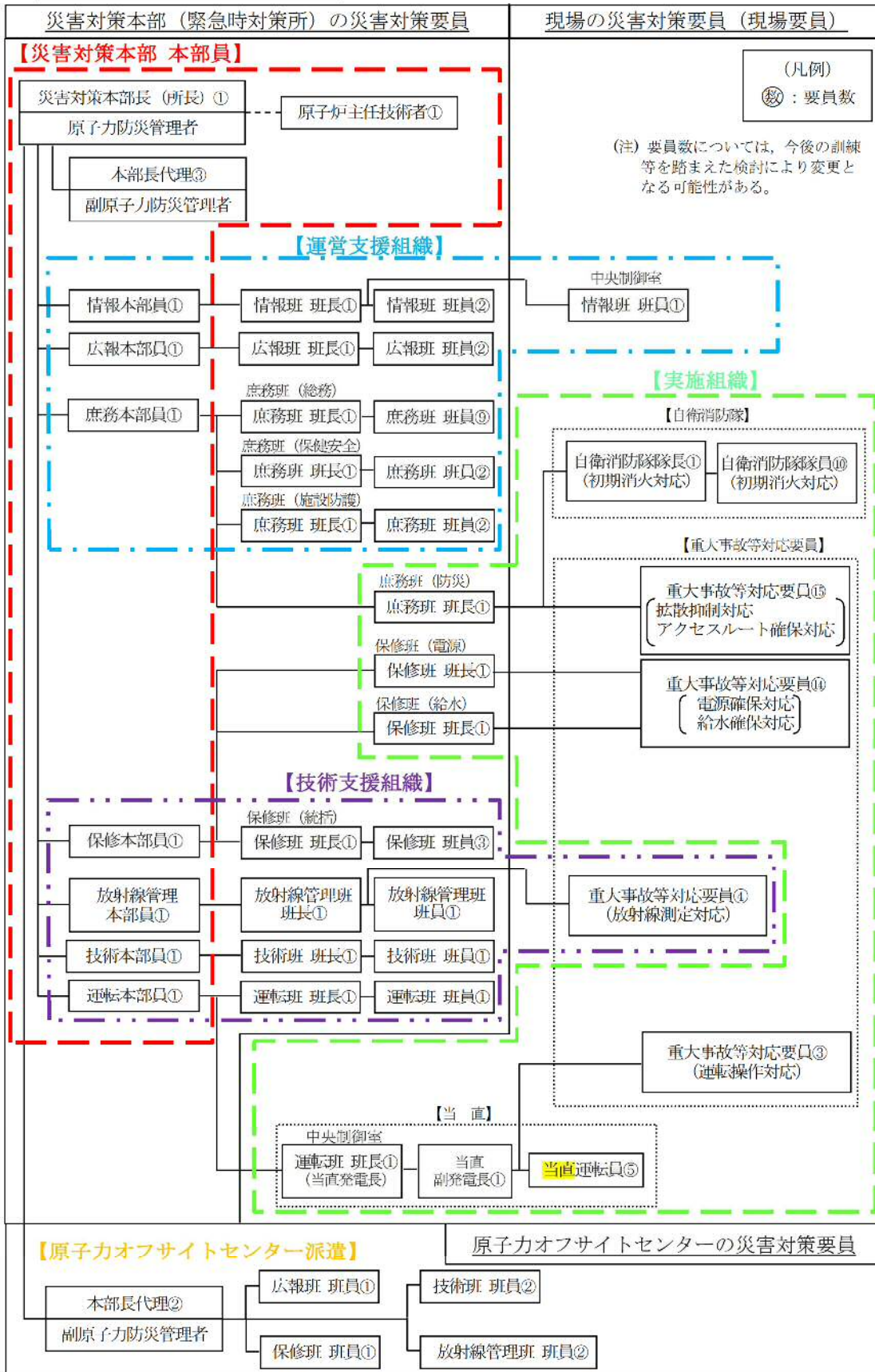
防災体制	緊急事態の区分	異常・緊急時の情勢	施設の状況	事象の種類	
非常事態	全面緊急事態 (原災法第15条事象)	○原子力防災管理者(所長)が、原災法第15条第1項に該当する事象(右の事象の種類参照)の発生について通報を受け、又は自ら発見したとき、若しくは内閣総理大臣が原災法第15条第2項に基づく原子力緊急事態宣言を行ったとき。	原子力施設において、公衆に放射線による影響をもたらす可能性が高い事象が発生	(GE01)敷地境界付近の放射線量の上昇 (GE02)通常放出経路での気体放射性物質の放出 (GE03)通常放出経路での液体放射性物質の放出 (GE04)火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出 (GE05)火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出 (GE06)施設内(原子炉外)での臨界事故 (GE11)原子炉停止機能の異常 (GE21)原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能 (GE22)原子炉注水機能の喪失 (GE23)残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失	(GE25)全交流電源の1時間以上喪失 (GE27)全直流電源の5分以上喪失 (GE28)炉心損傷の検出 (GE29)停止中の原子炉冷却機能の完全喪失 (GE30)使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出 (GE41)格納容器圧力の異常上昇 (GE42)2つの障壁喪失及び1つの障壁の喪失又は喪失可能性 (GE51)原子炉制御室の機能喪失・警報喪失 (GE55)住民の避難を開始する必要がある事象発生

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

第 1.0.10-2 表 所長（原子力防災管理者）不在時の代行順位

代行順位	役職
1	所長代理
2	副所長
3	次長
4	各室長

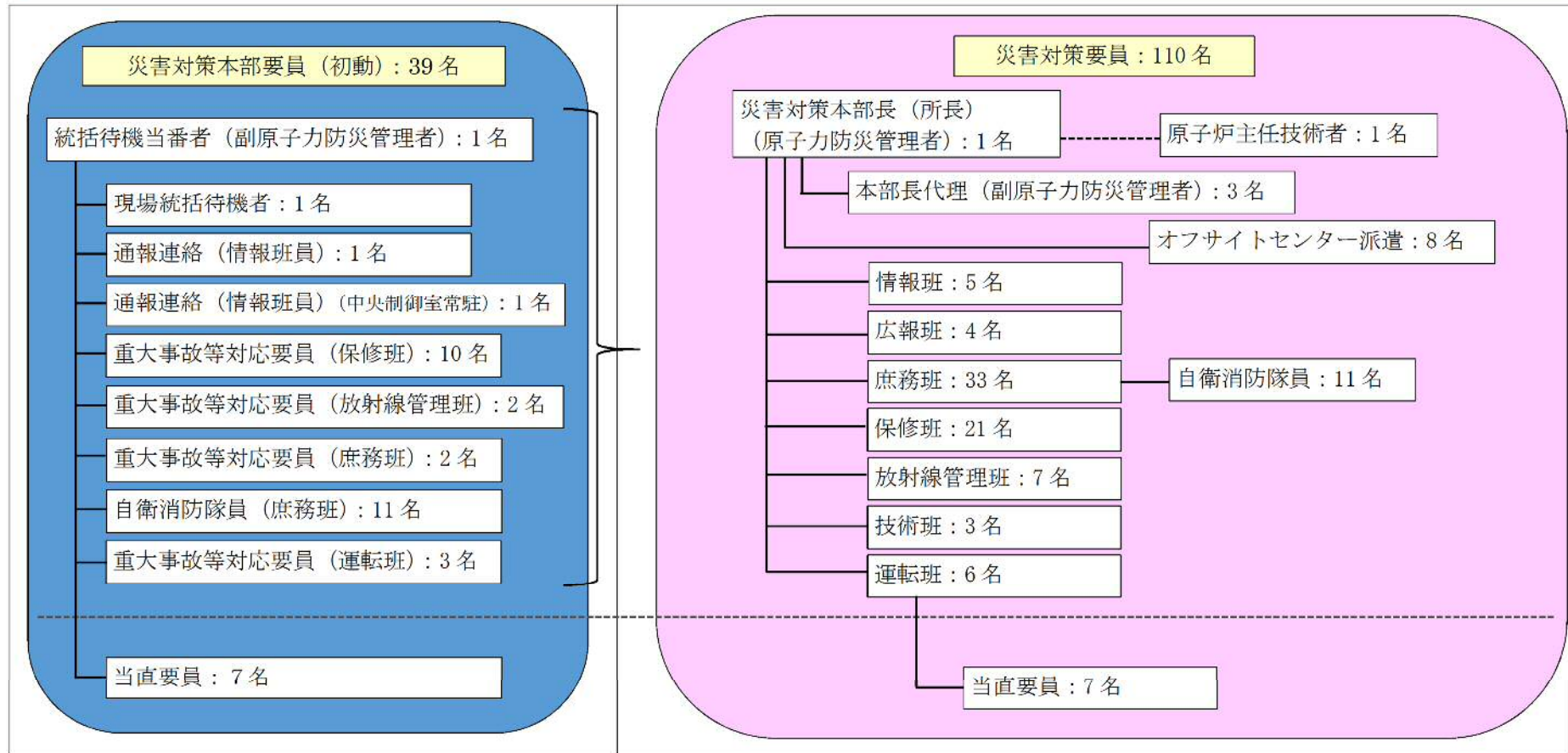
災害対策要員 合計：110名



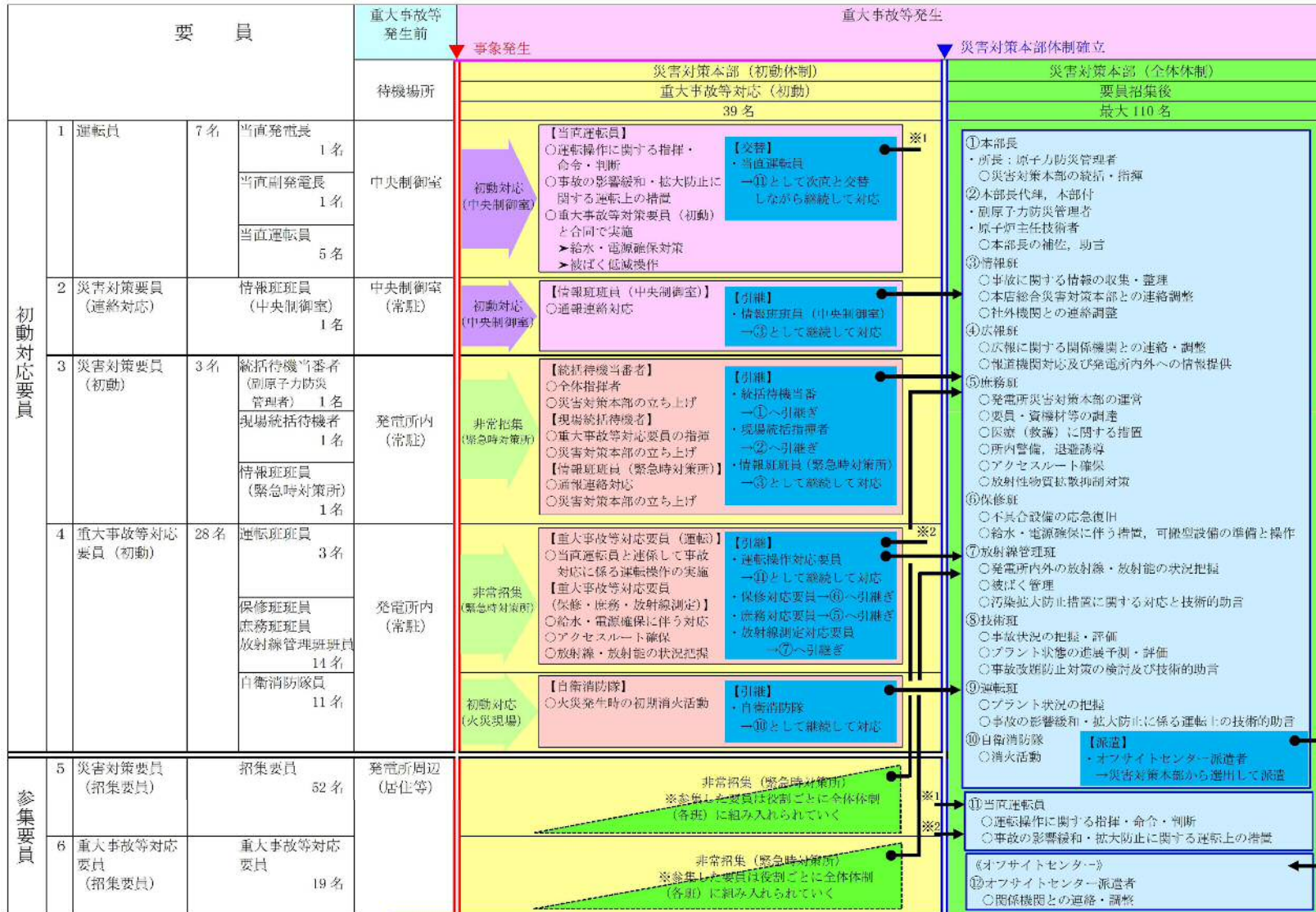
第 1.0.10-1 図 災害対策本部体制

災害対策本部（初動体制）

災害対策本部（全体体制）

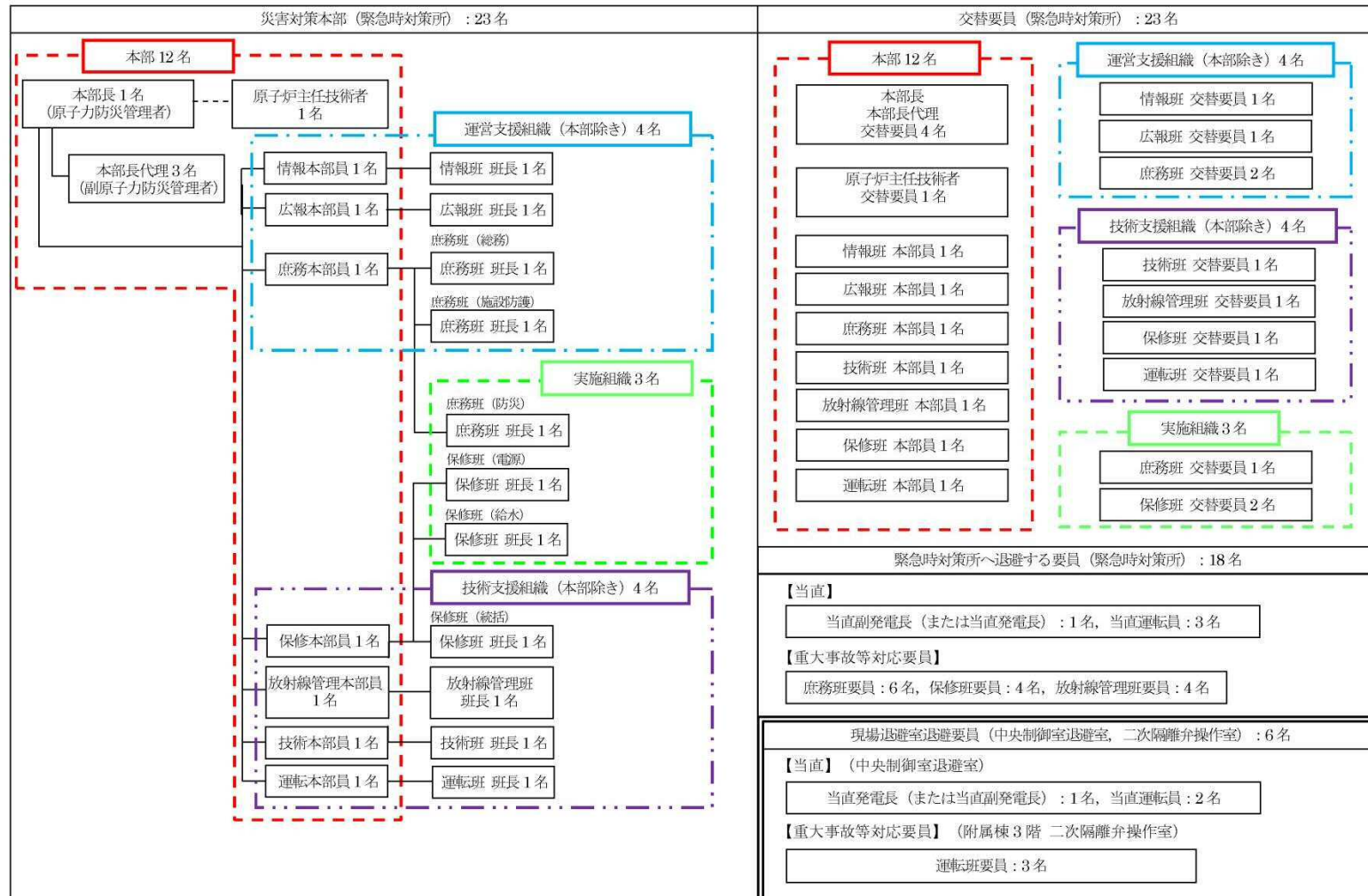


第1.0.10-2図 災害対策本部の初動体制及び全体体制の構成



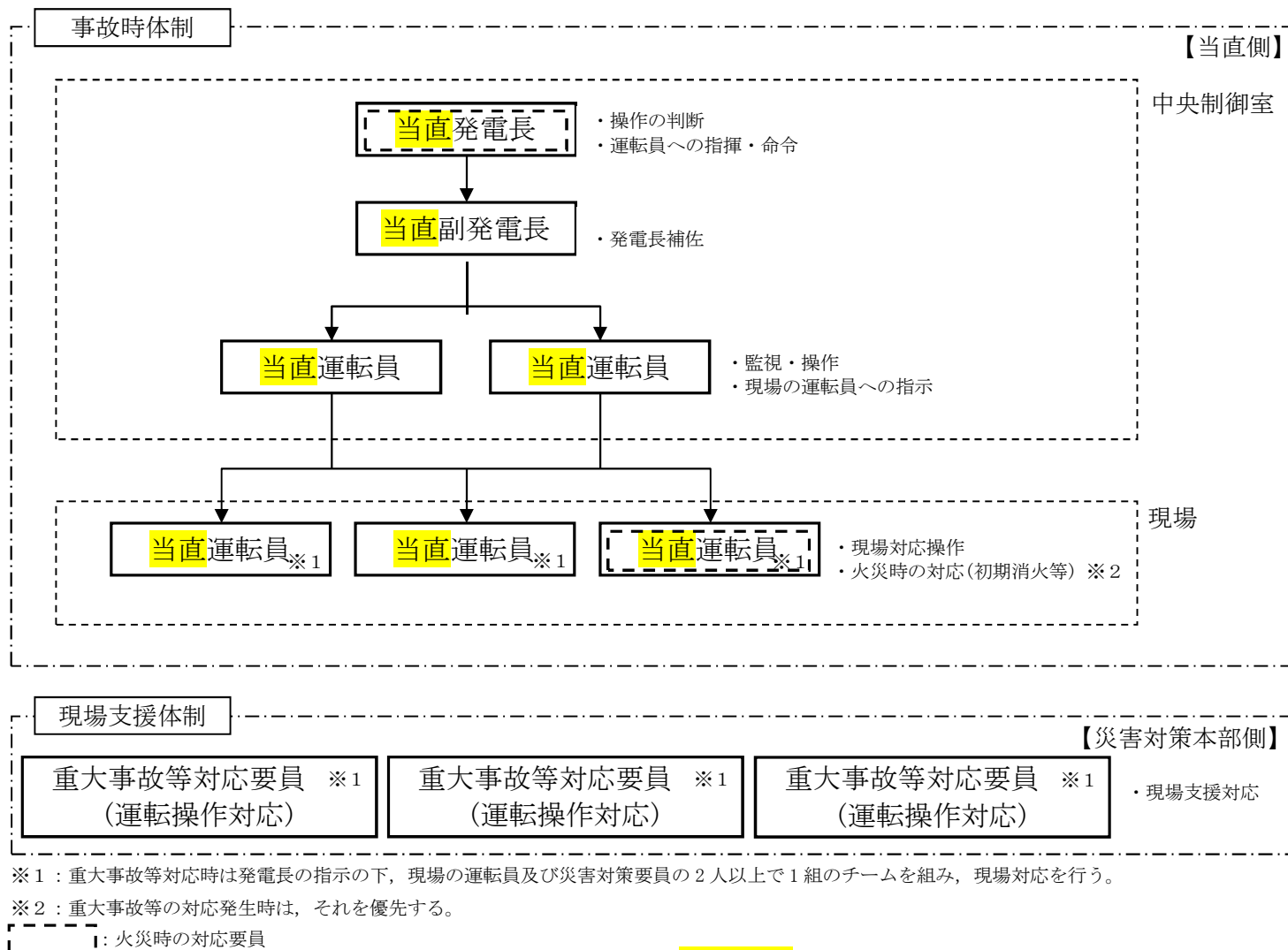
第 1.0.10 - 3 図 災害対策本部の初動体制から全体体制への移行

災害対策本部の要員（ブルーム通過時）：70名

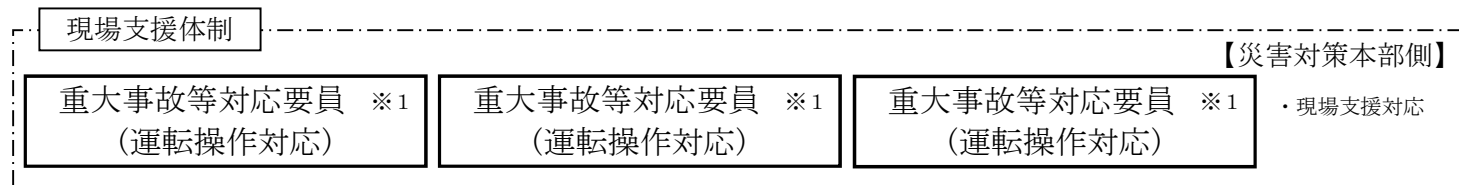
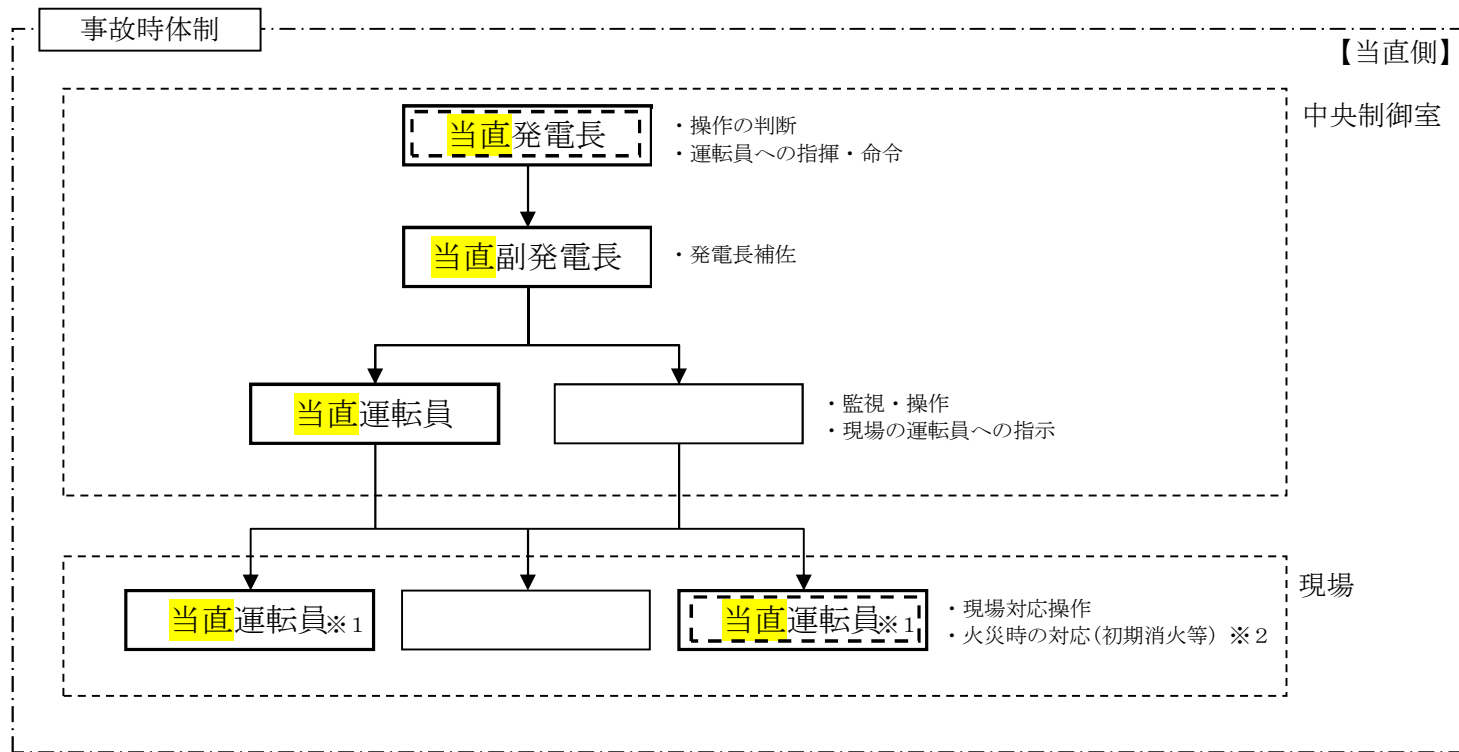


※ 上記の要員数については，今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 1.0.10-4 図 災害対策本部の要員（ブルーム通過時）



第 1.0.10-5 図 中央制御室の当直要員等の体制（運転中）

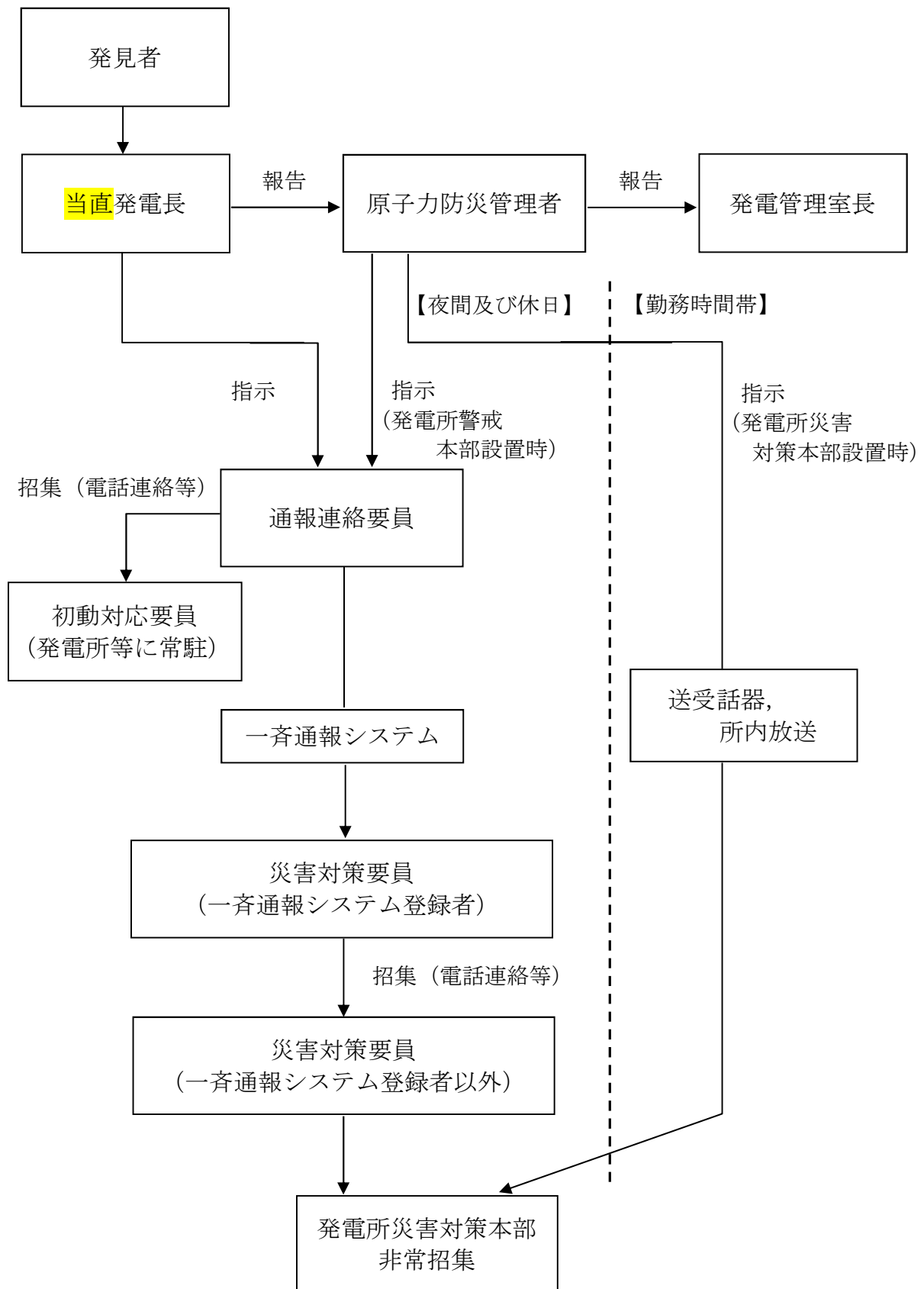


※1：重大事故等対応時は発電長の指示の下、現場の運転員及び災害対策要員の2人以上で1組のチームを組み、現場対応を行う。

※2：重大事故等の対応発生時は、それを優先する。

■：火災時の対応要員

第1.0.10-6図 中央制御室の当直要員等の体制（停止中）



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

第 1.0.10-7 図 発電所における非常事態宣言と災害対策要員の非常招集

		事故発生、拡大	炉心露出、損傷、溶融	格納容器破損 (プルーム通過時：10 時間)	格納容器破損 (プルーム通過後)
「居住性に係る被ばく評価に関する 審査ガイド」に基づく事象進展時間		24 時間			34 時間
防災対策		▽ 災害対策本部体制による事故収束活動		▽ プルーム通過直前	▽ プルーム通過直後
中央制御室（現場対応含む）		事故拡大防止、炉心損傷防止活動、格納容器破損防止活動		緊急時対策所(4)	事故拡大防止、 格納容器破損防止活動
		当直要員（7）		【中央制御室待避室】当直要員（3）	当直要員（7）
		重大事故等対応要員 (運転班員)（3）		退避(3)	重大事故等対応要員 (運転班員)（3）
		情報班員（1）		退避(1)	情報班員（1）
現場	重大事故等対応要員	構内瓦礫撤去、炉心損傷防止活動、格納容器破損防止活動		格納容器ベント対応	構内瓦礫撤去、 格納容器破損防止活動 (電源復旧、注水等)、 放射性物質拡散抑制活動
		重大事故等対応要員 (庶務班員（15）、保修班員（14）)		緊急時対策所(10)	重大事故等対応要員 (庶務班員)（6） (保修班員)（3）
	モニタリング要員	構内モニタリング、可搬型モニタ設置		緊急時対策所(4)	モニタリング等
		重大事故等対応要員 (放射線管理班員（4）)			重大事故等対応要員 (放射線管理班員（4）)
緊急時対策所（本部）		本部要員（47）		退避(1)	本部要員（47）
		本部要員（46）		【緊急時対策所】 本部要員（23）、本部交替要員（23）、 現場要員（庶務班員、保修要員）(10)、 運転要員（当直運転員）(4)、 モニタリング要員（4） 《計(64)》	
発電所外		交替・待機要員			必要時招集

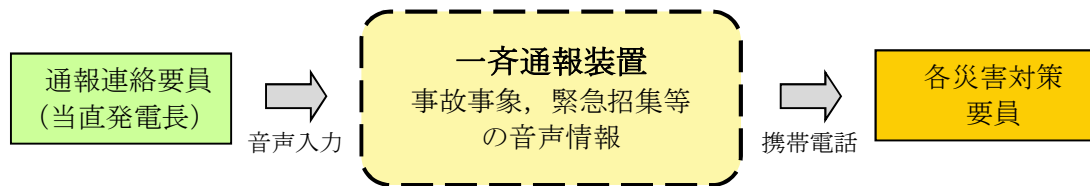
※上記の災害対策要員の他に、初期消火活動にあたる自衛消防隊員 11 名が発電所内に常駐している。プルーム通過中は発電所外に退避するが、プルーム通過後は発電所に常駐する。
また、オフサイトセンターに派遣されたオフサイトセンター派遣者 8 名が発電所外で活動している。
※要員数については、今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 1.0.10-8 図 プルーム通過前後の災害対策要員の動き

【一斉通報システムの概要】

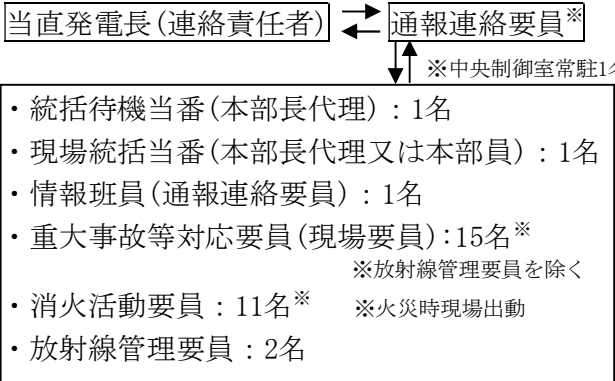
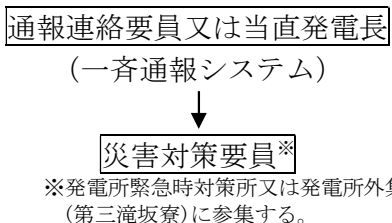
○ 一斉通報システムによる対策要員の招集

通報連絡要員（又は当直発電長）は、一斉通報装置に事故故障の内容及び招集情報を音声入力し、各災害対策要員に発信する。

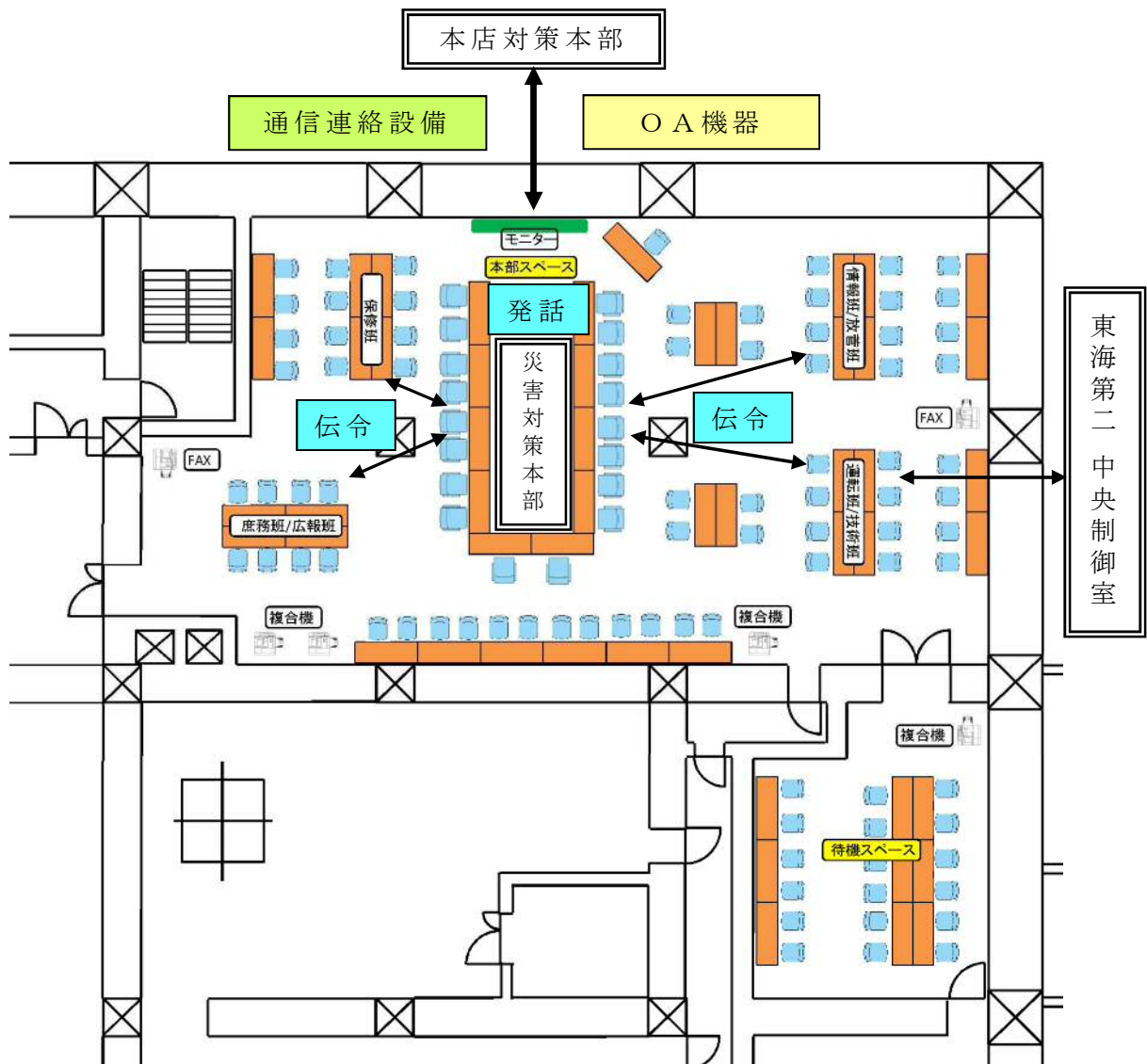


※ 発電所周辺地域（東海村）で震度6弱以上の地震が発生した場合には、各災害対策要員は、社内規程に基づき自主的に参集する。

第 1.0.10-9 図 一斉通報装置による災害対策要員の非常招集連絡

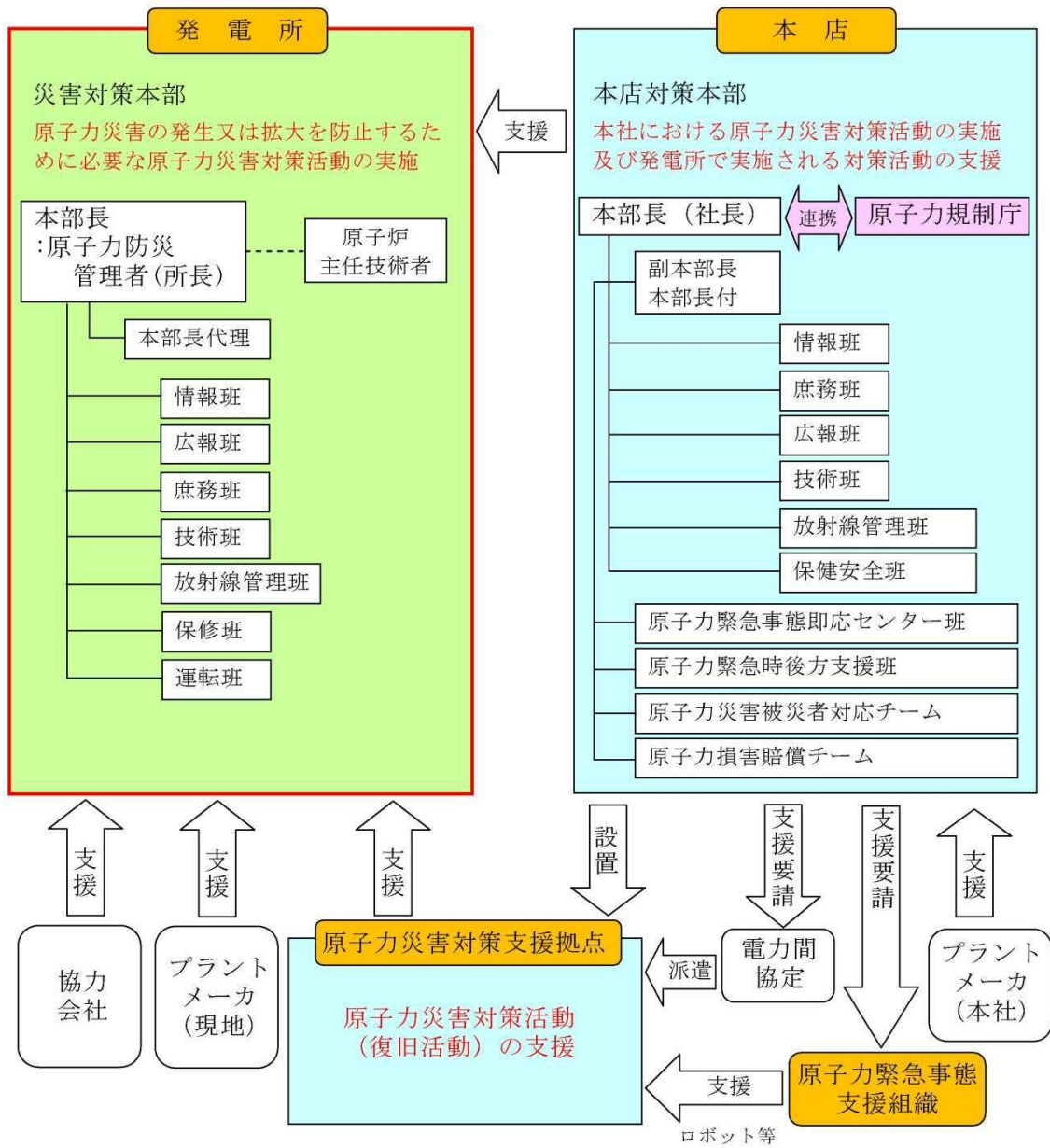
非常招集の連絡	非常招集のための準備	非常招集の実施
<p>○重大事故等が発生した場合、一斉通報システム等により招集の連絡を行う。 [初動対応要員（発電所構内及び発電所近傍に常駐）] 《事象発生，招集連絡》</p>  <p>当直発電長(連絡責任者) ↔ 通報連絡要員※ <small>※中央制御室常駐1名</small></p> <ul style="list-style-type: none"> ・統括待機当番(本部代理)：1名 ・現場統括当番(本部代理又は本部員)：1名 ・情報班員(通報連絡要員)：1名 ・重大事故等対応要員(現場要員)：15名※ <small>※放射線管理要員を除く</small> ・消火活動要員：11名※ <small>※火災時現場出勤</small> ・放射線管理要員：2名 <p>-----</p> <p>[参集要員（自宅，寮等からの参集）] 《非常招集連絡》</p>  <p>通報連絡要員又は当直発電長 (一斉通報システム) ↓ 災害対策要員※ <small>※発電所緊急時対策所又は発電所外集合場所 (第三滝坂寮)に参集する。</small></p> <p>発電所周辺地域で震度6弱以上の地震が発生した場合は，災害対策要員は自主的に参集する</p>	<p>○参集する災害対策要員の指名と参集場所の指定</p> <p>①発電所参集要員（拘束当番）の災害対策要員：発電所緊急時対策所（災害対策本部）</p> <p>②発電所参集要員（拘束当番）以外の災害対策要員：発電所外参集場所（第三滝坂寮）※ <small>※災害対策本部と無線連絡設備等により連絡を取り合う。</small></p> <p>○発電所外集合場所と災害対策本部間の通信設備の配備及び連絡担当（庶務班員）の指名《発電所参集時の確認項目》</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所の状況（設備及び所員の被災等） ・参集した要員の確認（人数，体調等） ・防護具（汚染防護服，マスク，線量計等） ・持参品（通信連絡設備，照明機器等） ・気象，災害情報等 <p>○発電所参集ルートを選定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・あらかじめ定めた参集ルートの中から，気象，災害情報等を踏まえ，最適なルートを選定する。 <p>○発電所参集手段を選定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・参集ルートの道路状況や気象状況を勘案し最適な手段（自動車，自転車，徒歩等）を選定する。 	<p>○非常招集の開始</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所構内及び発電所近傍に常駐する初動対応要員は，発電所緊急時対策所に参集，又は災害対策本部の指示により現場対応を行う。 ・あらかじめ指名されている発電所参集要員（拘束当番）である災害対策要員（本部長，本部長代理，各本部要員，各班長及び各班の要員）は，直接発電所に向け参集を開始する。 ・あらかじめ指名された発電所参集要員（拘束当番）以外の災害対策要員は，発電所外集合場所（第三滝坂寮）に参集し，災害対策本部と参集に係る情報確認を行い，災害対策本部からの要員派遣の要請に従い，集団で発電所に移動する。 <p>○非常招集中の連絡</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所長（本部長）は，無線連絡設備，携帯電話等により，災害対策要員の参集状況等について適宜確認を行う。 <p>○緊急時対策所への参集</p> <ul style="list-style-type: none"> ・災害対策要員（本部長，本部長代理，各本部要員，各班長及びその他必要な要員）は，発電所の緊急時対策所に参集し，本部長又は本部長代理の指揮のもとに活動を開始する。

第1.0.10-10図 災害対策要員の非常招集の流れ



(注) 緊急時対策所災害対策本部内の配置については、今後訓練等の結果を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 1.0.10-11 図 緊急時対策所災害対策本部における各作業班，
本店対策本部との情報共有イメージ



第1.0.10-12図 重大事故等発生時の支援体制（概要）

組 織	主 な 職 務
(本部) 副本部長 本部長付	1. 当該災害に関する情報の収集 ^{※1} 2. 現業機関災害対策本部対応への指導・援助 3. 本店が担当する社外関係機関との連絡・調整及び法令上必要な連絡、報告 ^{※1} 4. 各班との連絡調整 ^{※1}
本部 (統括管理) 本部長	1. 通信施設の確保 ^{※1} 2. 定められた本店災害対策本部要員では災害対策活動を十分行うことができないと判断される場合の追加要員の選定及び副本部長承認後の招集 ^{※1} 3. 応援計画案の作成及び各班応援計画案の取りまとめ ^{※1} 4. 社内警備 5. その他必要な事項
広報班	1. 報道機関等（現業機関災害対策本部が行うものを除き、国の広報担当箇所を含む。）との対応 ^{※1} 2. 広報関係資料の作成 ^{※1} 3. 応援計画案の作成
技術班	1. 発電用原子炉・燃料の安全性に係る事項の検討 ^{※1} 2. 発電所施設・環境調査施設の健全性の確認 3. 発電所（現業機関）の災害対策本部が行う応急活動の検討 ^{※1} 4. 応援計画案の作成
放射線 管理班	1. 放射線管理に係る事項の検討 2. 個人被ばくに係る事項の検討 3. 応援計画案の作成
保 健 安全班	1. 緊急被ばく医療に係る事項の検討 2. 応援計画案の作成

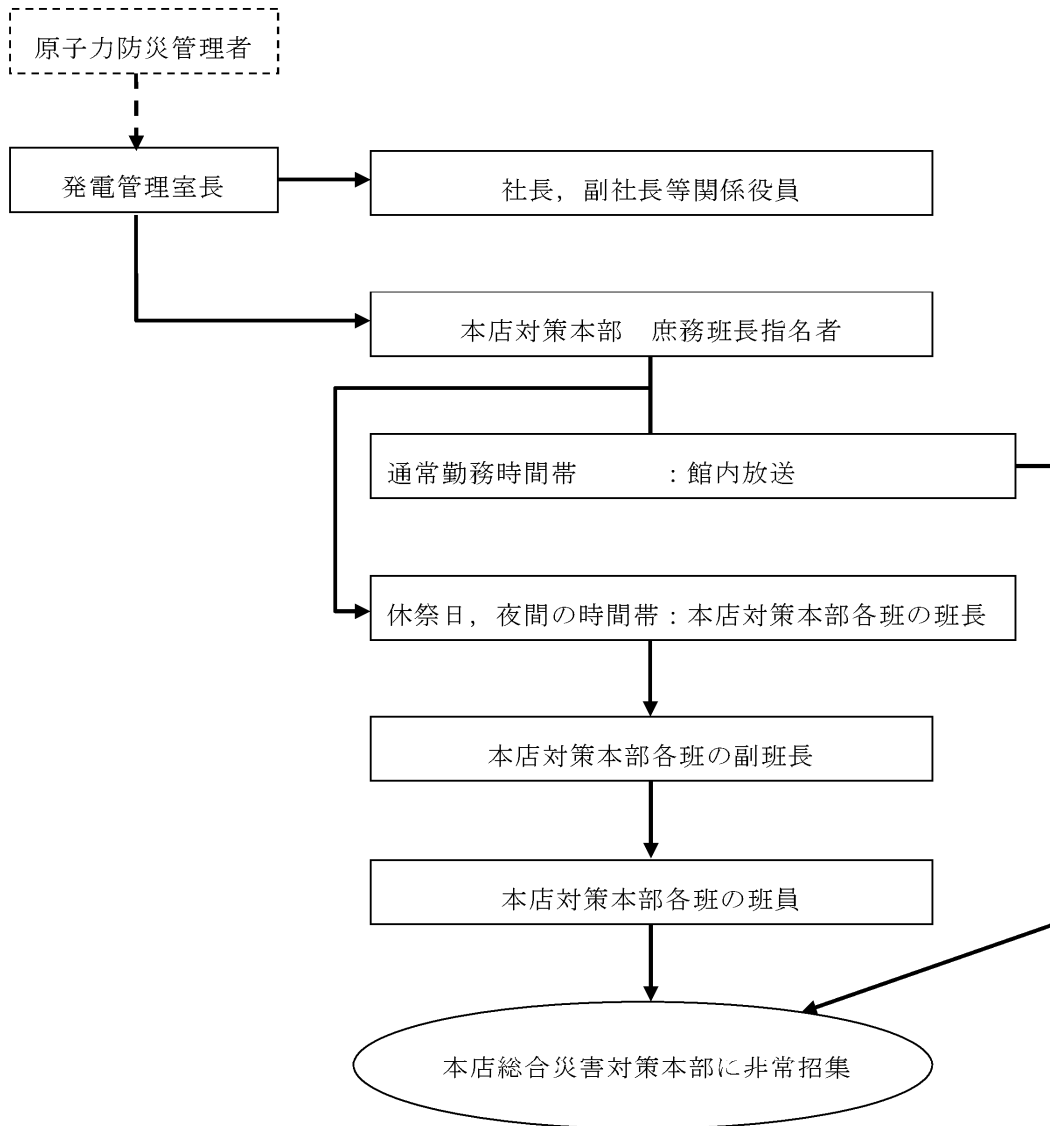
※1：警戒事態宣言時の主な職務を示す。なお、本店警戒本部の体制は、発生した事象に応じ本店警戒本部長がこの組織から必要要員をその都度指名する。

[本部長は、必要に応じ以下の組織を設置する]

組 織	主 な 職 務
原子力施設事態 即応センター	1. 原子力規制委員会、緊急時対策監等の対応
原子力緊急時 後方支援班	1. 状況把握・拠点選定・運営 2. 資機材調達・受入 3. 輸送計画の作成 4. 調達資機材の管理 5. 要員の入退管理 6. 要員・資機材の放射線管理 7. 住民避難行動等状況把握 8. スクリーニング計画作成 9. 避難住居要請対応計画作成 10. 国、自治体と連携した汚染検査、除染計画作成
原子力災害被災者 対応チーム	1. 自治体との連携 2. 避難所対応 3. 被災者対応 4. 地域モニタリングの計画作成
原子力損害賠償 チーム	1. 補償相談・広報計画作成 2. 初期の補償窓口 3. 本格体制の準備 4. 法令手続き

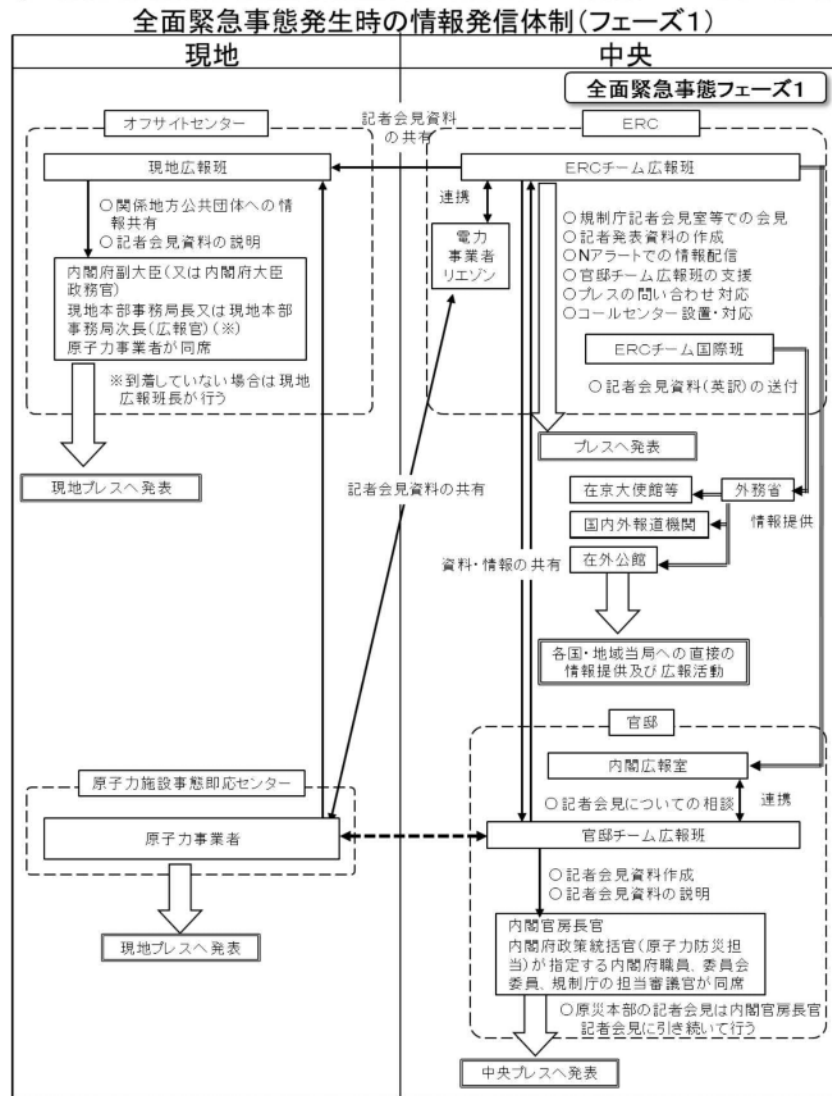
第1.0.10-13図 本店対策本部の組織及び職務

本店災害対策本部要員の非常招集連絡経路



第 1.0.10-14 図 本店における態勢発令と災害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)



【中央, 現地, 原子力事業者の情報発信体制, 役割分担】

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

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

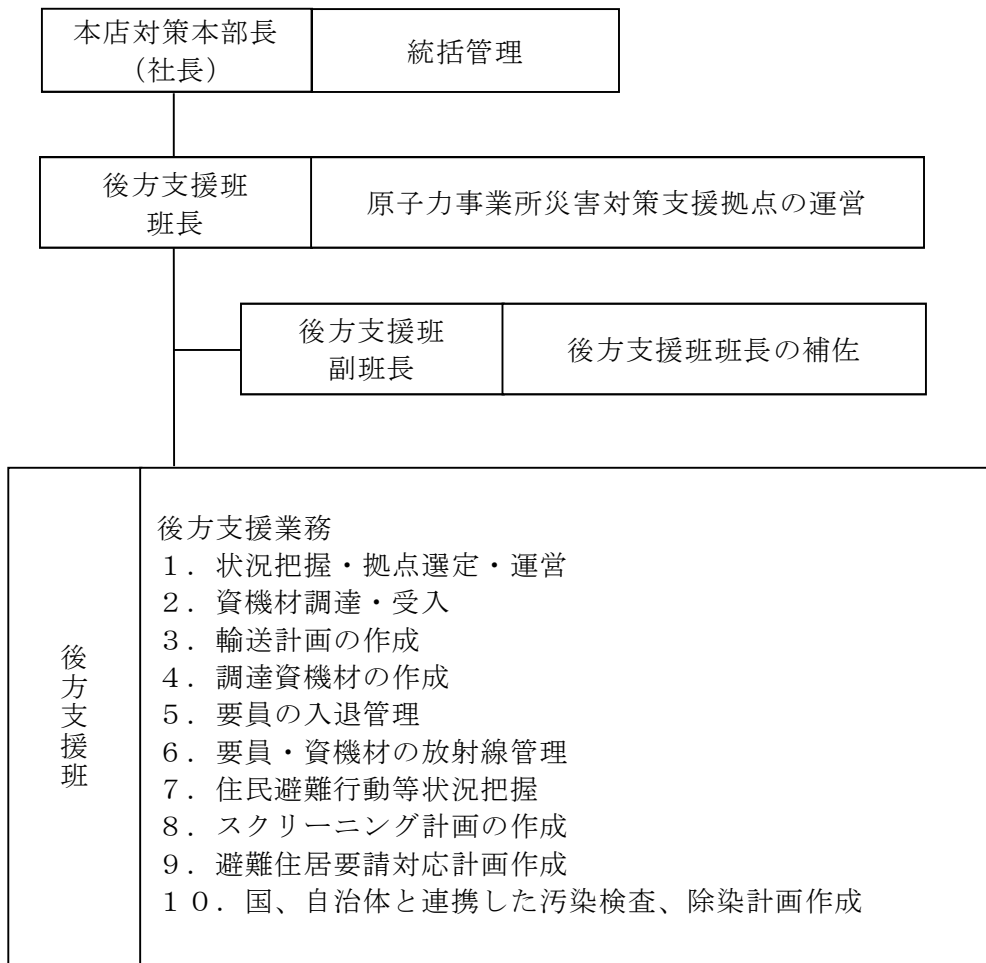
②オフサイトセンターでの情報発信に関しては、内閣府副大臣(又は内閣府大臣政務官)及び内閣府審議官(原子力防災担当)(又は代理の職員)(現地に到着していない場合は、現地広報班長)等が必要に応じて記者会見を行うものとする。その際、事故の詳細等に関する説明のため、原子力事業者に対応を要請。

③原子力事業所における情報発信に関しては、原子力事業者と連携して、特に必要とされる時は、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。

(原子力災害対策マニュアル: 原子力防災会議幹事会平成27年6月19日一部改訂より抜粋)

第 1.0.10-15 図 全面緊急事態発生時の情報発信体制



第 1.0.10-16 図 原子力事業所災害対策支援拠点の体制

自衛消防隊の体制について

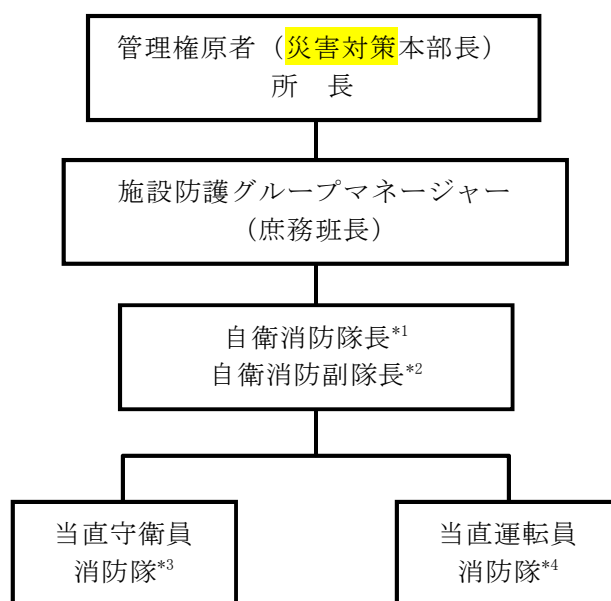
1. 自衛消防隊の体制

(1) 自衛消防隊の編成

発電所にて火災が発生した場合、発電所構内に常駐している自衛消防隊長 1 名、自衛消防副隊長 1 名及び消火担当 7 名で自衛消防隊を編成し、初期消火活動に当たる。(表 1)

なお、自衛消防隊は当直守衛員消防隊のほか、当直運転員消防隊により編成される。(図 1)

火災発生時は、施設防護グループマネージャーが当直守衛員消防隊を出動させ初期消火活動を行う。



注：() 内は、災害対策本部設置後の体制を示す。

*1 現場指揮者(夜間及び休日は宿直当番者対応)

*2 現場連絡責任者(夜間及び休日は宿直当番者対応)

*3 構内全域における初期消火活動等

*4 東海第二発電所の管理区域及び周辺防護区域内における初期消火活動等

図 1 自衛消防隊の編成

担当（人数）	要 員				主な役割
	平日の勤務時間帯		夜間及び休日		
	東海第二発電所の 管理区域及び 周辺防護区域内	左記以外	東海第二発電所の 管理区域及び 周辺防護区域内	左記以外	
通報連絡 責任者 (1名)	当直発電長	当直守衛員	当直発電長	当直守衛員	<ul style="list-style-type: none"> 消防機関への通報 所内関係者への連絡及び出動指示
連絡担当 (1名)	当直運転員	当直守衛員	当直運転員	当直守衛員	<ul style="list-style-type: none"> 火災現場への移動及び状況確認 現場状況の所内関係者への伝達 可能な範囲での初期消火
現場指揮者 (1名)	自衛消防隊長 (技術系管理職)	自衛消防隊長 (技術系管理職)	自衛消防隊 宿直当番者 (技術系管理職)	自衛消防隊 宿直当番者 (技術系管理職)	<ul style="list-style-type: none"> 出動の準備／火災現場への移動 火災状況の把握 現場状況の所内関係者への伝達 火災現場での消火活動の指揮
現場連絡 責任者 (1名)	自衛消防副隊長 (管理職)	自衛消防副隊長 (管理職)	自衛消防隊 宿直当番者 (管理職)	自衛消防隊 宿直当番者 (管理職)	<ul style="list-style-type: none"> 消防機関への情報提供。 消防機関の現場誘導
消火担当 (7名)	当直守衛員	当直守衛員	当直守衛員	当直守衛員	<ul style="list-style-type: none"> 出動の準備／火災現場への移動 消防自動車、消火器、消火栓等による消火活動

表1 東海第二発電所初期消火活動のための要員

2. 重大事故等発生時における複数同時火災時の対応

(1) 概要

発電所において同時に複数の火災が発生した場合（東海発電所含む）は、火災発生場所や状況に応じて消火優先順位を判断し、自衛消防隊を出动させ消火活動にあたる。

東海第二発電所の発電用設備において火災が発生した場合は、**当直**発電長が指名した当直運転員及び自衛消防隊が初期消火活動等の必要な措置を行う。なお、重大事故等の対応操作を優先して行う必要がある場合は、当直発電長の判断により、当直運転員は重大事故等の現場対応操作を優先する。

発電所構内で同時に火災発生した場合（東海発電所含む）の対応については、東海第二発電所の建屋内部での同時火災（以下「内部火災」という。）のケースと、発電所敷地内（屋外）で火災が2箇所と同時に発生したケースの2ケースを以下に示す。

(2) 内部火災

a. 前提条件

- ・ 重大事故等の対応中に原因を特定せず東海第二発電所建屋内でも同時火災を想定する。
- ・ 建屋内火災が発生した場合、当直運転員は初期消火活動にあたるが、当直発電長の判断により、当直運転員が重大事故等の対応操作を優先して行う必要がある場合は、重大事故等の現場対応操作を優先する。
- ・ 建屋内火災のため、消火活動は建屋内の消火器、消火栓を使用する。

b. 内部火災での対応及び体制

東海第二発電所建屋内での同時火災に対する対応フローを図2に、初期消火体制を図3に示す。

当直発電長は、火災の状況を含めプラント状況の把握や災害対策本部との連絡を行うとともに、現場指揮所設置までの当直運転員が行う初期消火活動の指揮を執る。

自衛消防隊長は、災害対策本部（庶務班長）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、当直発電長と現場対応者（当直運転員等）から両方の火災状況の説明を受ける。その後は、一方の火災現場に現場指揮及び連絡を担当する担当者を配置し、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、災害対策本部との連絡を行う。

消火体制について、初期消火要員として当直発電長から指名された当直運転員等が自衛消防隊で初期消火対応を行い、その後は自衛消防隊で2班を編成し消火活動に当たる。消火活動は、自衛消防隊長及び自衛消防隊員6名の計7名の体制で対応可能であり、必要により現場指揮所と火災現場の連絡担当を配置する。

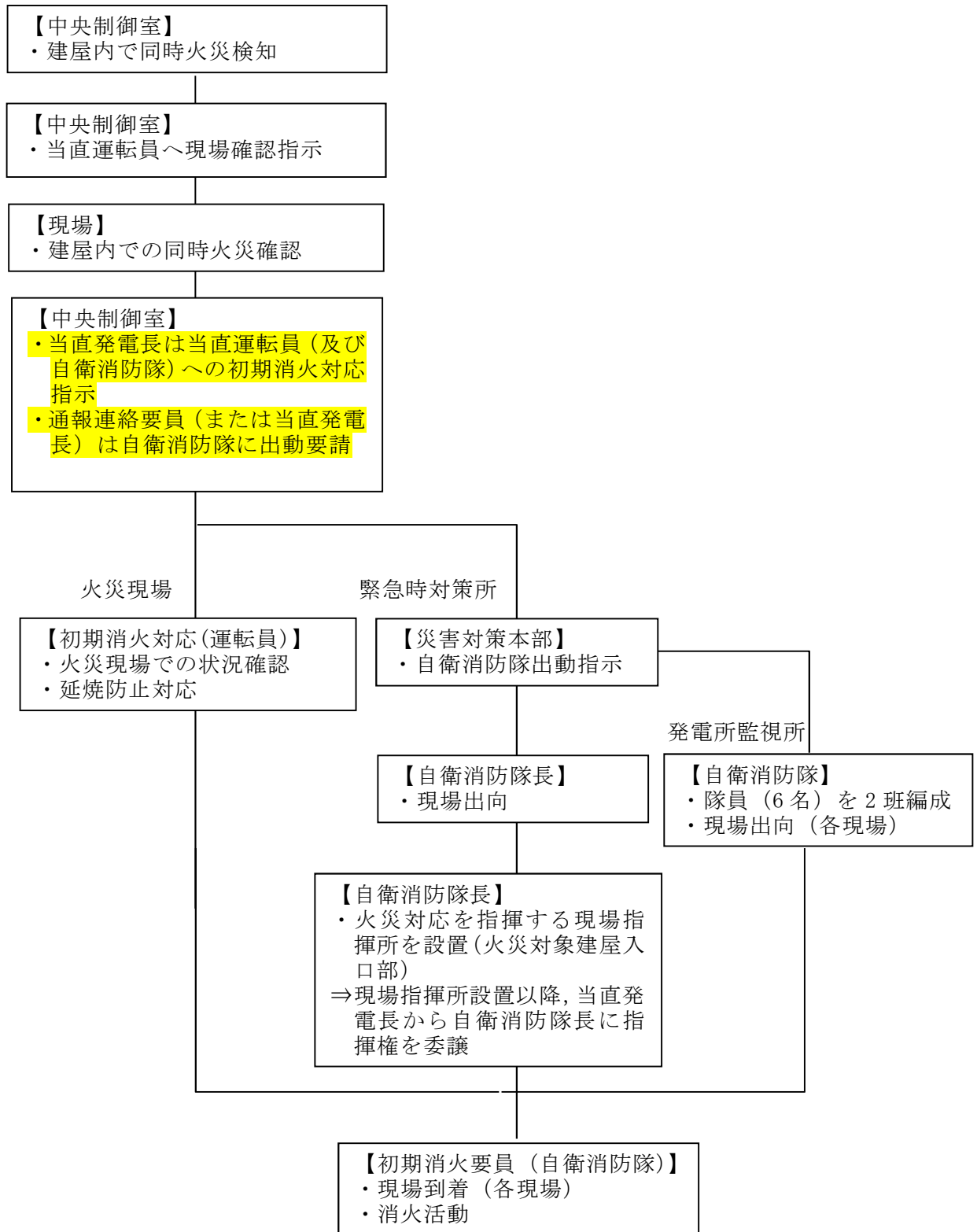
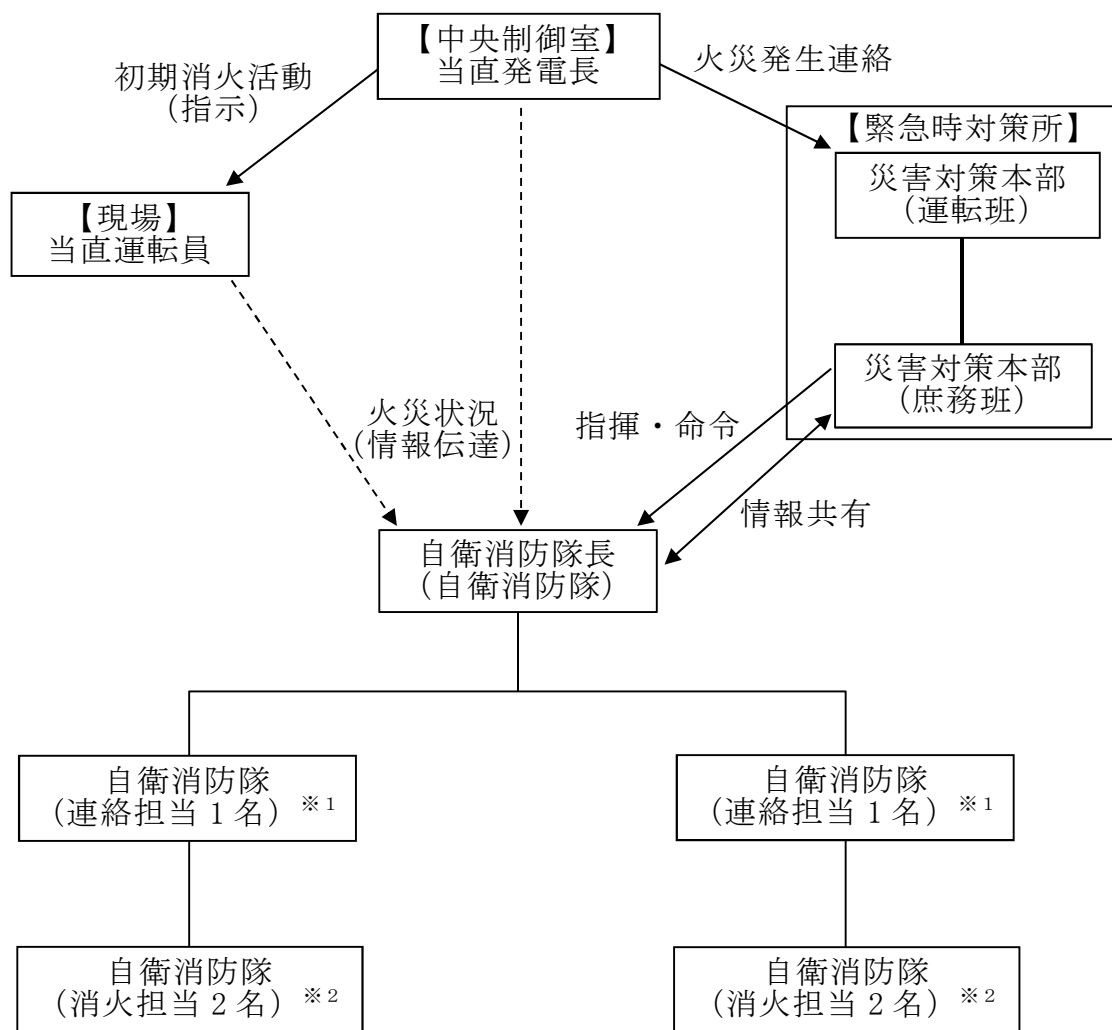


図2 建屋内部での同時火災に対する対応フロー



※1 現場指揮対応

※2 自衛消防隊員2名一組での消火対応となるが、消火器及び
屋内消火栓での消火活動であるため、十分対応可能

図3 建屋内部同時火災（内部火災）発生時の初期消火体制

(2) 外部火災

a. 前提条件

- ・外部火災として、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水槽付消防ポンプ自動車により、消火活動を行う。
- ・化学消防自動車等の機関操作は、自衛消防隊が行う。
- ・重大事故等対応のための操作等を前提として消火活動が必要な場合で、火災状況や火災規模により、可搬型代替注水中型ポンプを使用する場合は消火設備として活用する。
- ・可搬型代替注水中型ポンプ使用による消火活動が必要な場合は、庶務班及び保修班の現場要員を消火活動の要員として活用する。

b. 外部火災での対応及び体制

同時火災に対する対応フローを図4に、初期消火体制を図5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。敷地内2箇所での同時火災に対しての消火活動は、常時待機している自衛消防隊（当直守衛員消防隊7名）と自衛消防隊長等の2名（現場指揮者及び現場連絡責任者）の計9名で十分対応可能である。また、庶務班や保修班の現場操作を前提として、可搬型代替注水中型ポンプを使用しての消火活動が必要な場合は、庶務班及び保修班の現場要員6名で消火活動を行う。

なお、消火活動を行う現場要員は、消火活動が終了した時点で、災害対策本部の判断により速やかに原子炉への給水作業等に戻ることにする。

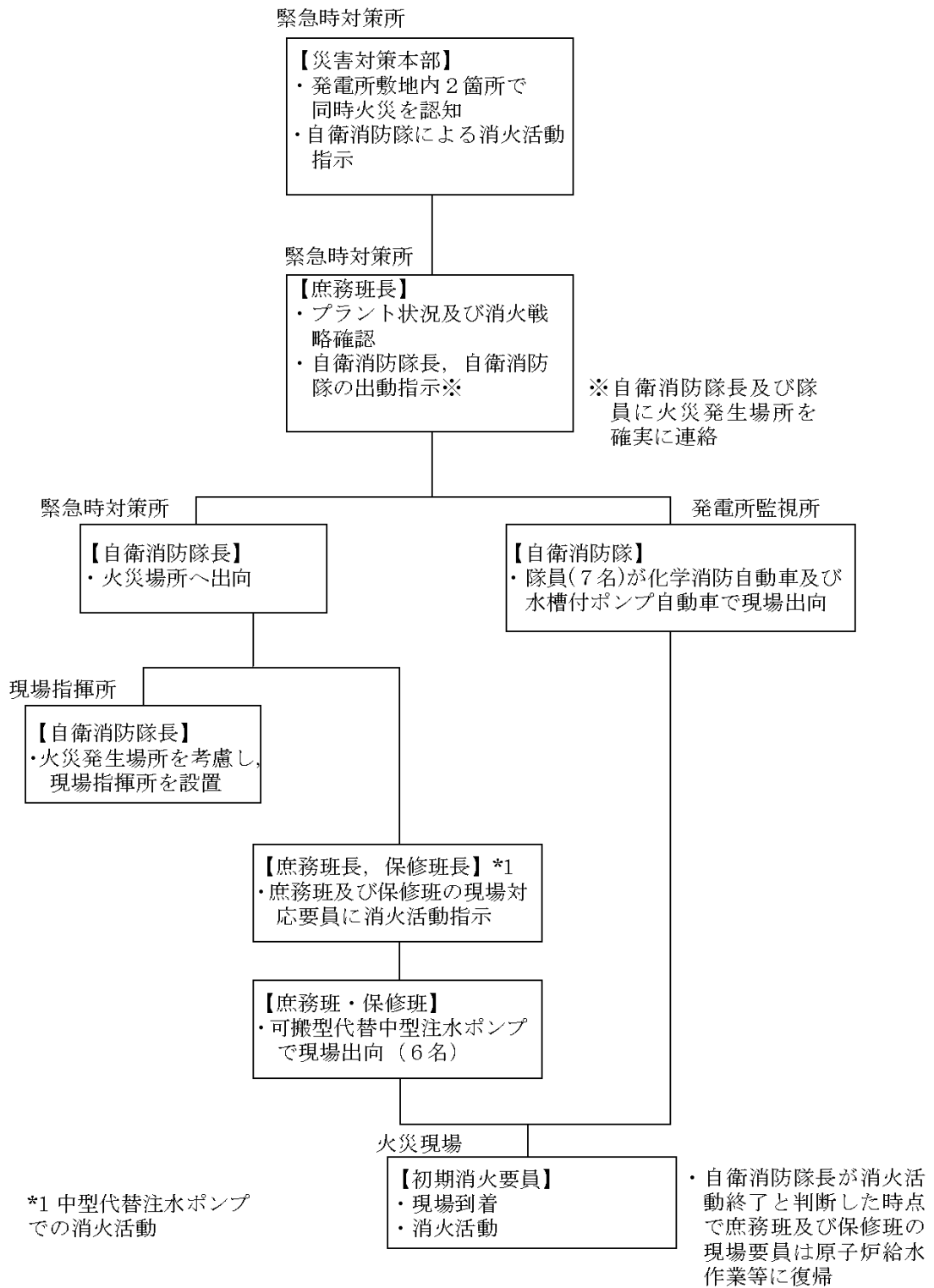
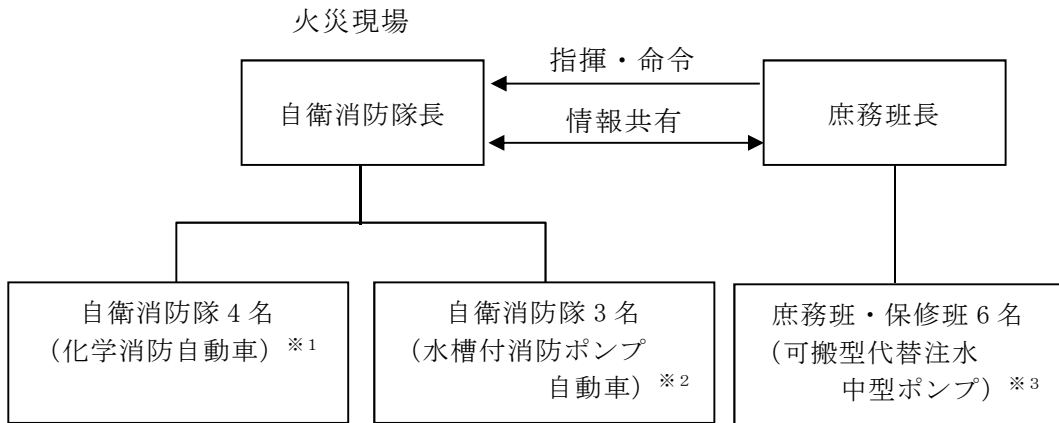


図4 発電所敷地内での同時火災に対する対応フロー



- ※1 筒先担当 1 名，機関操作 1 名，泡消火薬剤補充員 2 名
- ※2 筒先担当 1 名，筒先担当補佐 1 名，機関操作 1 名
- ※3 対応が必要な場合

図 5 緊急時における発電所敷地内の同時火災発生時の初期消火体制

重大事故等発生時における災害対策要員の動き

重大事故等発生時における災害対策要員の動きについては以下のとおり。

- ・ 平日の勤務時間中においては災害対策要員のほとんどが事務本館で執務しており，招集連絡を受けた場合は，すみ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）は，初動対応要員（本部要員，現場要員）が事務本館等での執務若しくは免震機能を持つ建物等に待機しており，招集連絡を受けた場合は，すみやかに緊急時対策所に集合する。

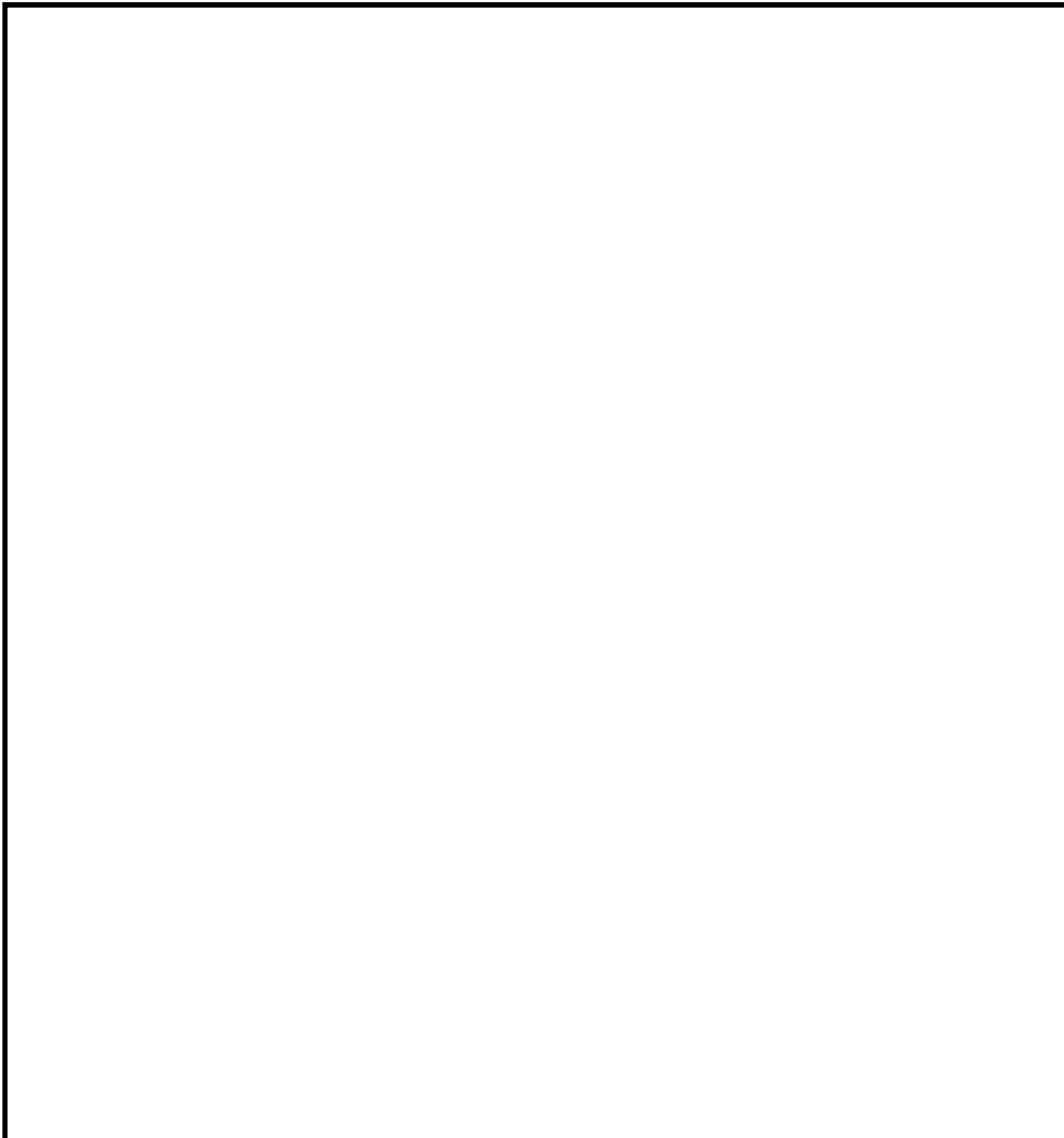


図 1 事務本館，緊急時対策所等の位置関係

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。

○通信連絡設備

通信種別	主要設備		台数 ^{※3}
発電所内外	電力保安通信用 電話設備 ^{※1}	(固定型)	4台
		(携帯型) ^{※2}	約40台
	衛星電話設備	(固定型)	7台
		(携帯型) ^{※2}	12台
発電所内	無線連絡設備	(固定型)	2台
	無線連絡設備	(携帯型) ^{※2}	20台
	送受話器		3台
	携行型有線通話装置 ^{※2}		4台
発電所外	テレビ会議システム(社内)		2台
	加入電話 ^{※1}		9台
	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	1式
		IP電話	7台
		IP-FAX	3台

※1 通信事業者回線に接続されており、発電所外への連絡も可能。

※2 予備の充電電池と交換することにより7日間以上継続して使用が可能。

※3 台数は、予備を含む(台数については、今後訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある)。

○必要な情報を把握できる設備

通信種別	主要設備	台数
発電所内外	安全パラメータ表示システム(SPD S)	1式
発電所内	SPD Sデータ表示装置	1式

○照明設備

通信種別	主要設備	台数
発電所内	LEDライト	20個
発電所内	ランタン	20個
発電所内	ヘッドライト	20個

災害対策要員による通報連絡について

重大事故等が発生した場合、発電所の通報連絡責任者が、内閣総理大臣、原子力規制委員会、茨城県知事及び東海村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、さらにその着信を確認する。また通報連絡後の総合原子力防災ネットワークの情報連絡の管理を一括して実施する。

- ① 発電所の通報連絡責任者は、特定事象発見者から事象発生連絡を受けた場合は、原子力防災管理者へ報告するとともに、他の通報対応者と協力し通報連絡を実施する。
- ② 重大事故等（原子力災害対策特別措置法第10条第1項に基づく通報すべき事象等）が発生した場合の通報連絡は、内閣総理大臣、原子力規制委員会、茨城県知事、東海村長並びにその他定められた通報連絡先に、FAXを用いて一斉送信することで、効率化を図る。
- ③ 内閣総理大臣、原子力規制委員会、茨城県知事、東海村長に対しては、電話でFAXの着信の確認を行うとともに、その他通報連絡先へもFAXを送信した旨を連絡する。
- ④ これらの連絡は、災害対策本部の通報連絡要員（6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、参集した庶務班の要員確保により、更なる時間短縮を図る。
- ⑥ 発電所から通報連絡ができない場合は、本社から通報先にFAXを用いて通報連絡を行う。

⑦ 原子力規制庁への情報連絡は，統合原子力防災ネットワークを活用する。

⑧ 通報連絡の体制，要領については，手順書を整備し運用を行う。

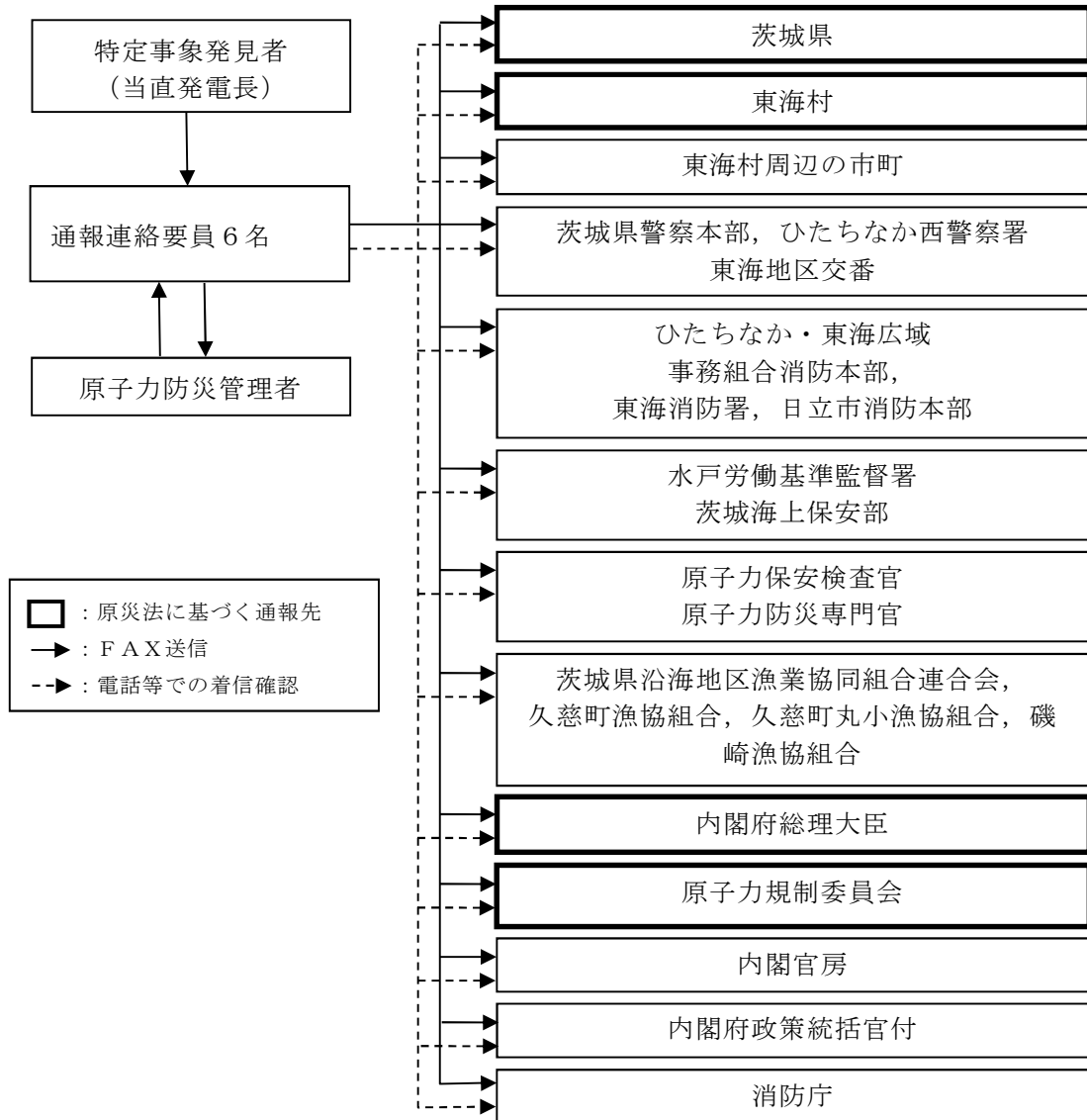


図1 原子力災害対策特別措置法第10条第1項等に基づく通報連絡先

原子力事業所災害対策支援拠点について

1. 日本原子力発電（株）地域共生部（茨城事務所）

所在地	茨城県水戸市笠原978-25
発電所からの方位，距離	南西 約20km
敷地面積	約350m ²
非常用電源	非常用ディーゼル発電機（3.1kVA）1台
非常用通信機器	・ 電話（携帯電話，衛星系） ・ F A X（衛星系）
その他	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。

2. 東京電力P G（株）茨城総支社 日立事務所 別館

所在地	茨城県日立市神峰町2-8-4
発電所からの方位，距離	北北東 約15km
敷地面積	約2,700m ²
非常用電源	・ 資機材保管場所である茨城事務所より運搬。
非常用通信機器	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。
その他	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。

3. 東京電力P G（株）茨城総支社 別館

所在地	茨城県水戸市南町2-6-2
発電所からの方位，距離	南西 約15km
敷地面積	約3,500m ²
非常用電源	・ 資機材保管場所である茨城事務所より運搬。
非常用通信機器	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。
その他	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。

4. 東京電力P G（株）茨城総支社 常陸大宮事務所

所在地	茨城県常陸大宮市下町1456
発電所からの方位，距離	西北西 約20km
敷地面積	約3,400m ²
非常用電源	・ 資機材保管場所である茨城事務所より運搬。
非常用通信機器	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。
その他	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。

5. （株）日立製作所 電力システム社日立事業所

所在地	茨城県日立市会瀬町4丁目2
発電所からの方位，距離	北北東 約15km
敷地面積	約30,000m ²
非常用電源	・ 資機材保管場所である茨城事務所より運搬。
非常用通信機器	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。
その他	・ 食料等の消耗品については，調達可能な小売店等から調達。

6. (株) 日立パワーソリューションズ 勝田事業所

所在地	茨城県ひたちなか市堀口832-2
発電所からの方位, 距離	南西 約10km
敷地面積	約16,000m ²
非常用電源	・資機材保管場所である茨城事務所より運搬。
非常用通信機器	・食料等の消耗品については, 調達可能な小売店等から調達。
その他	

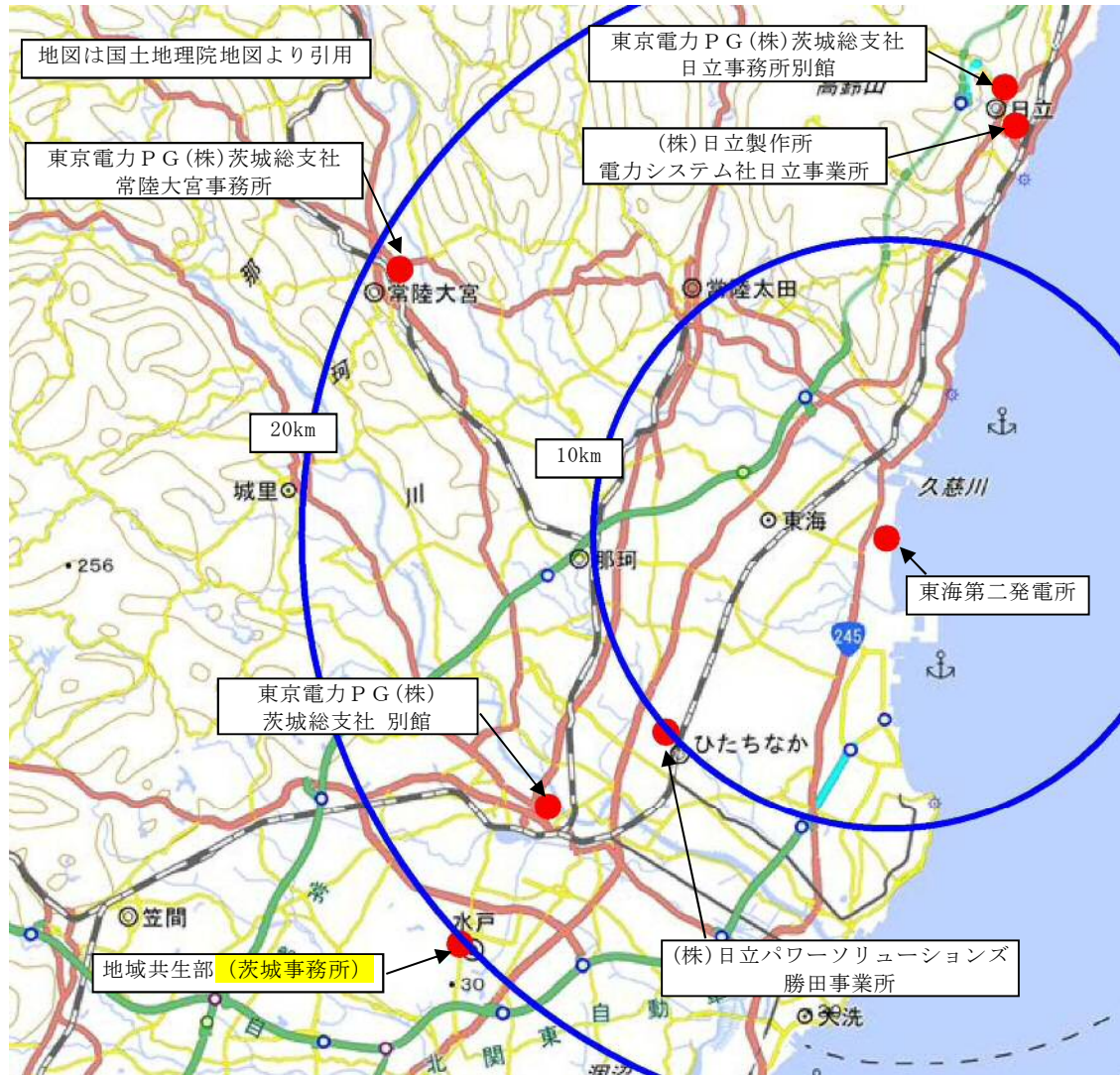


図 原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

発電所構外からの災害対策要員の参集について

1. 要員の参集の流れ

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、発電所構外にいる災害対策要員への情報提供及び非常招集をすみやかにするために、「一斉通報システム」を活用する。（図 1）

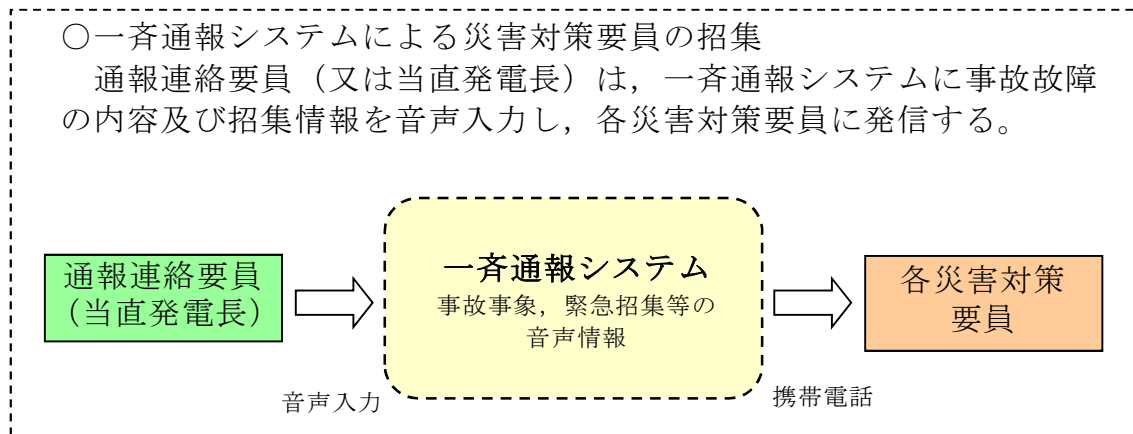


図 1 一斉通報システムの概要

また、発電所周辺地域（東海村）で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には、各災害対策要員は、社内規程に基づき自主的に参集する。

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上で参集する。

発電所参集要員（拘束当番）である災害対策要員は、直接発電所へ参集する。発電所参集要員（拘束当番）以外の参集要員は、発電所外参集場所となる第三滝坂寮に集合し、発電所外参集場所で災害対策本部と参集に係る以下①～⑤の情報確認及び調整を行い、災害対策本部からの要員派遣の要請に従い、集団で発電所に移動する。（図 2）

- ① 発電所の状況（設備及び所員の被災等）

- ② 参集した要員の確認（人数，体調等）
- ③ 重大事故等対応に必要な装備（汚染防護具，マスク，線量計等）
- ④ 発電所への持参品（通信連絡設備，照明機器等）
- ⑤ 気象及び災害情報等

2. 災害対策要員の所在について

東海村の大半は東海第二発電所から半径 5km 圏内であり，発電所員の約 5 割が居住している。さらに，東海村周辺のひたちなか市，那珂市など東海第二発電所から半径 5～10km 圏内には，発電所員の約 2 割が居住しており，概ね東海第二発電所から半径 10km 圏内に発電所員の約 7 割が居住している。（図 2）（表 1）



図 2 東海第二発電所とその周辺

表1 居住地別の発電所員数（平成28年7月時点）

居住地	東海村 (半径5km圏内)	東海村周辺地域 ひたちなか市など (半径5~10km圏内)	その他の地域 (半径10km圏外)
居住者数	133名 (52%)	58名 (23%)	64名 (26%)

3. 発電所構外からの災害対策要員の参集ルート

3.1 概要

発電所構外から参集する災害対策要員の主要な参集ルートについては、
図3に示すとおりである。（図3）



図3 主要な参集ルート

要員の参集ルートは比較的平坦な土地であることから、参集に係る障害要因として、土砂災害の影響は少なく、地震による橋梁の崩壊、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壊については、参集ルート上の橋梁が崩壊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 23 年東北地方太平洋沖地震においても、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。

また、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（図 3 に図示した、ひたちなか（那珂湊方面）及び日立の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。

3. 2 津波による影響が考えられる場合の参集ルート

東海村津波ハザードマップ（図 4）によると、東海村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、大津波警報発令時は、津波による影響を想定し、海側や新川の河口付近を避けたルートにより参集する。

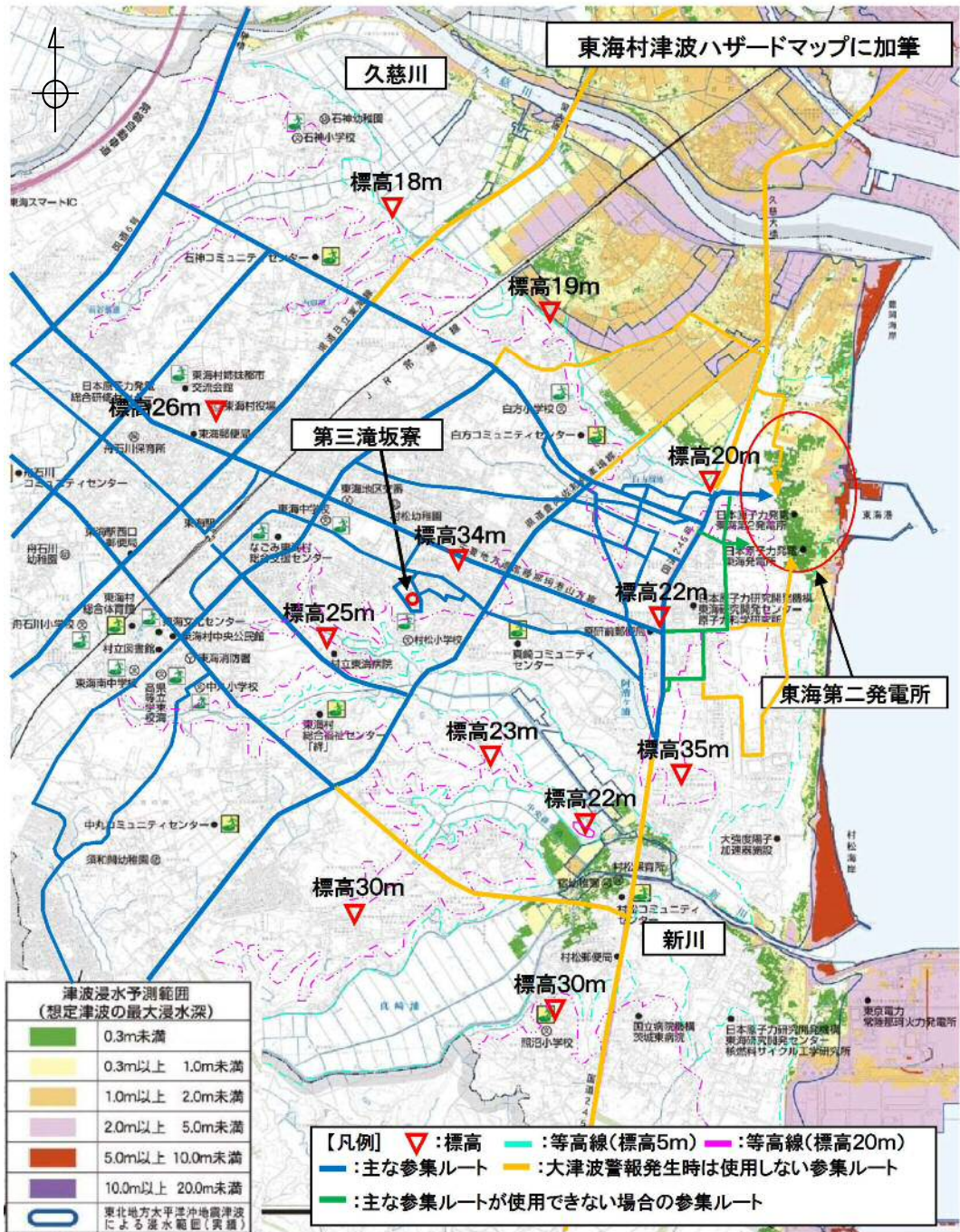


図4 茨城県(東海村)の津波浸水想定図(抜粋)

また、東海第二発電所では、津波PRAの結果を踏まえ、基準津波を超える敷地に遡上する津波に対し影響を考慮する必要がある。敷地に遡上する津波の遡上範囲の解析結果(図5)から、発電所周辺に浸水を受ける範囲が認められるが、東海村中心部から発電所までの参集ルートに津波の影響

がない範囲も確認できることから、津波の影響を避けたルートを選択することにより参集することは可能である。

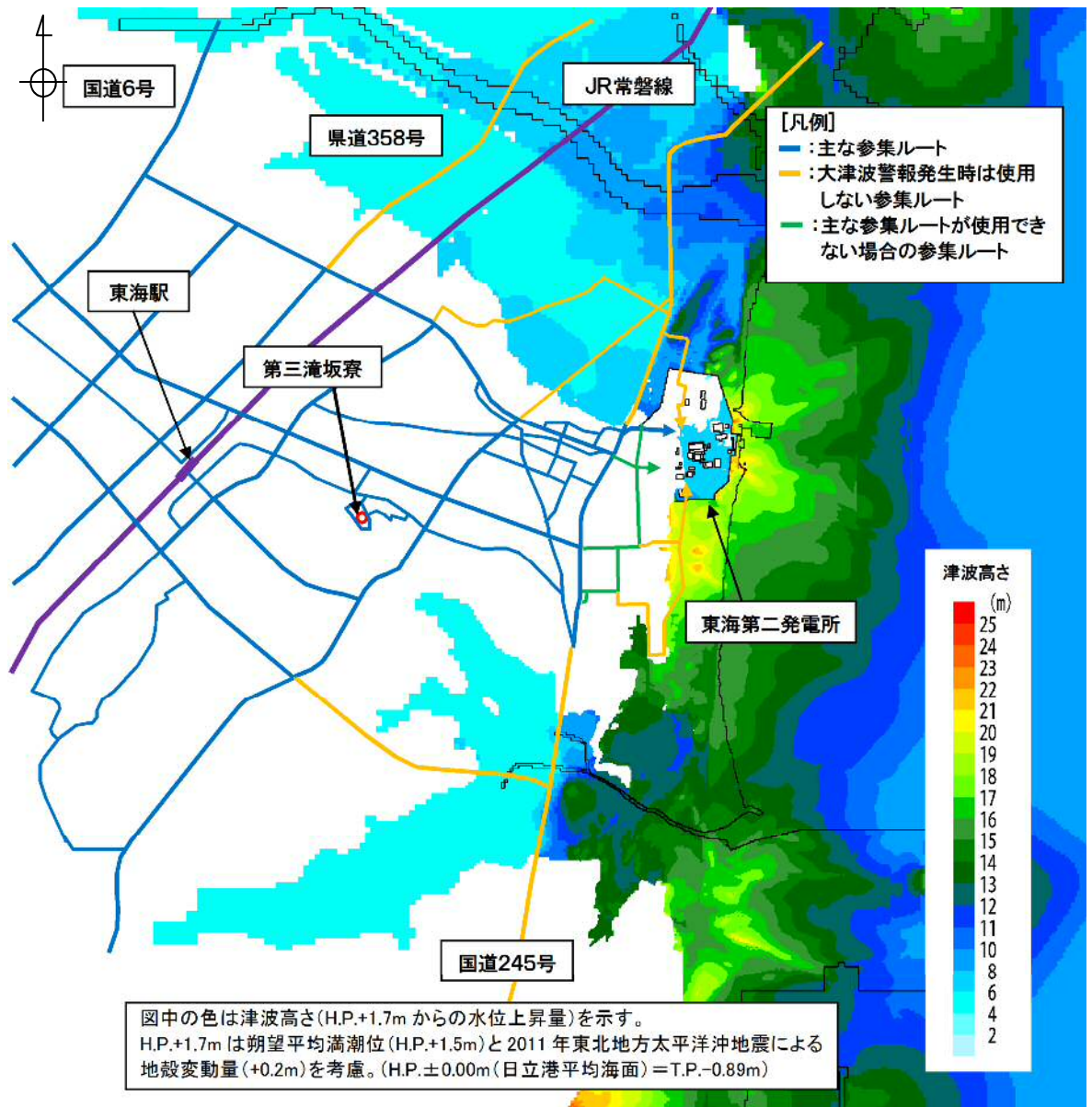


図5 敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図

3. 3 住民避難がなされている場合の参集について

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

発電所へ参集する要員は、原則、住民避難に影響のないよう行動し、自

動車による参集ができないような場合は、自動車を避難に支障のない場所に停止した上で、徒歩等により参集する。

3. 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、通常の前門を通過する前門ルートに加え、北側ルート、南側ルートの他に、西側ルートなどの複数のルートを設定している。(図6)

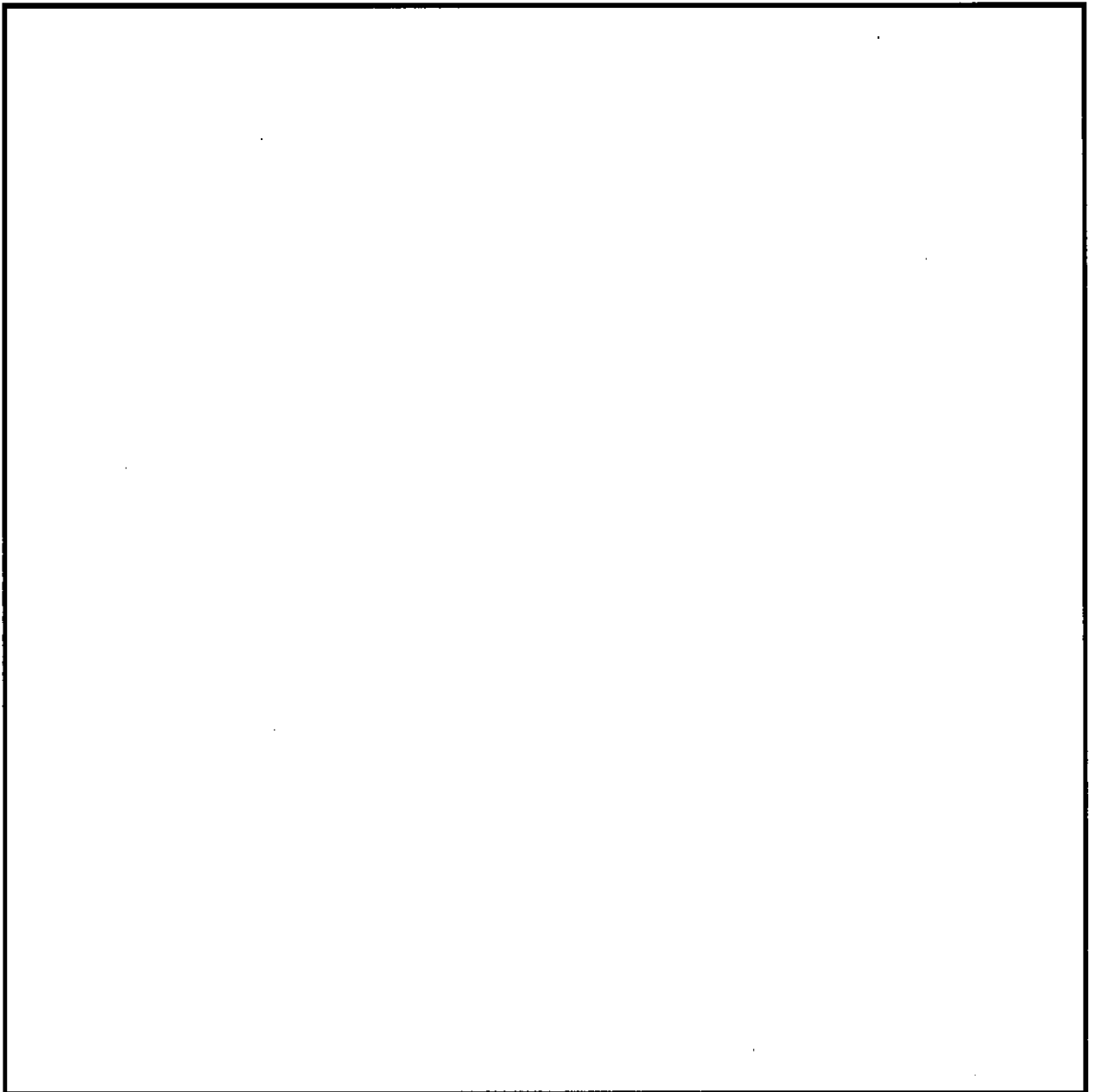


図6 発電所構内への参集ルート

また、正門ルートについては、敷地入口近傍にある 275kV 鉄塔及び 154kV 鉄塔の倒壊を想定し、敷地入口エリアに代替正門ルートを設定する。

さらに、敷地に遡上する津波により発電所構内の参集ルートが浸水した場合に備え、敷地に遡上する津波の影響を受けない高台エリアに直接アクセスできる西側ルート及び南西側ルート、北西側ルートを設定する。

上記より、発電所敷地外から発電所構内への参集ルートは複数のルートを確認している。

4. 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の要員参集条件及び参集時間について

訓練等で得られた結果及び各種のハザードを考慮し、要員参集条件及び参集時間を以下に纏める。

4. 1 自宅等出発時間

発災後、参集要員（参集する災害対策要員）が災対本部からの招集連絡を受け、自宅を出発する時間は発災 30 分後で設定した。（図 7）

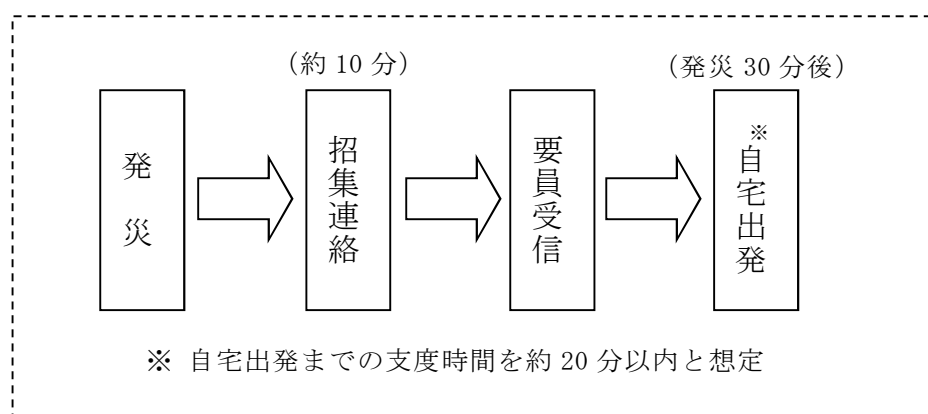


図 7 要員の招集から自宅出発までの概要

4. 2 移動手段

参集訓練実績をもとに徒歩（67m/min）※による移動で設定した。なお、

自転車で参集する場合も想定し、同様の考え方で設定した。

※ 参集訓練の実績 4.8km/h に余裕を加味して 4.0km/h (67m/min) で設定。自転車は、訓練実績を踏まえ「12km/h (200m/min)」で設定。

4.3 参集ルート

参集要員（参集する災害対策要員）は、津波による浸水を受ける発電所周辺の浸水エリアを迂回したルートで参集する設定とした。

4.4 参集時間と参集要員数

参集要員（参集する災害対策要員）が、事象発生後に招集連絡及び要員受信を受けて自宅を出発し、発電所に参集するまでの所要時間を表 2 に示す。

表 2 参集時間と参集要員数

参集に係る所要時間 (発災 30 分後に自宅出発)	徒 歩 (4.0km/h)	参 考	
		徒 歩 (4.8km/h)	自転車 (12km/h)
60 分以内	4 名	12 名	126 名
90 分以内	100 名	112 名	176 名
120 分以内	128 名	132 名	200 名

重大事故等時に災害対策本部の体制が機能するために必要な参集する要員（71 名）は、保守的に評価しても、発災後 120 分以内で参集可能である。また、アクセスルートの状況により自転車で参集できる場合には、更に短時間での参集が可能となる。

有効性評価シナリオと要員参集の整合性について

重大事故等発生時の体制（添付資料 1.0.10）に示すとおり、発電所及び本店では、警戒事態又は、非常事態の発令により、災害対策要員を非常招集することとしている。

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

表 1 に示す七つのシナリオが該当し、参集要員で対応する現場作業は以下の三つが該当する。

- ・ 現場手動による格納容器ベント操作（第二弁の現場操作場所での待機）
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプへの給油
- ・ 低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の現場系統構成

いずれの有効性評価シナリオにおいても、事象発生初期（発生と同時、3 時間後）に原子力警戒態勢を発令する事態になることを確認した。

有効性評価シナリオ上、要員参集に要する時間は 120 分と想定しているが、この値は保守的に設定したものである。

有効性評価シナリオ「想定事故 1」では、事象発生から警戒事態発令する事態になるまでの時間が 3 時間あるものの、事象発生から約 8.2 時間後の作業開始に支障を及ぼすものではないと考える。

また、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災害対策要員の参集動向を評価した結果、要員の参集手段が徒歩移動のみを想定した場合であっても、120分以内に重大事故等発生時に必要となる災害対策要員110名以上は確保できると評価している。

（添付資料 1.0.10(重大事故等発生時の体制)別紙6 発電所構外からの要員の参集について 参照)

なお、廃止措置中の東海発電所等防潮堤内他事業所に係る作業については、東海第二の災害対策要員を使用しないため、影響はない。（添付 1.0.16(重大事故等発生時における東海発電所及び東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所からの影響について) 参照)

表 1 有効性評価シナリオと要員参集の集合性確認結果（1 / 2）

有効性評価シナリオ	参集要員に期待する作業	要員参集のトリガーとなる有効性シナリオの時間と緊急時活動レベル(EAL)の事象	有効性評価上の時間	
			事象発生～EAL 发出	参集要員による作業開始までの時間
高圧・低圧注水機能喪失	現場手動による格納容器ベント操作（3名）	外部電源喪失による原子炉への給水機能の喪失 →EAL AL22(原子炉給水機能喪失) ^{※1}	0分 (同タイミング)	事象発生から約26時間後
	可搬型代替注水大型ポンプへの給油（2名）			事象発生から48時間以降
全交流動力電源喪失（長期TB）	可搬型代替注水大型ポンプへの給油（2名）			事象発生から約6.2時間後
	低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の現場系統構成（4名）			事象発生から約8時間後
全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	可搬型代替注水大型ポンプへの給油（2名）			事象発生から約8時間後
	低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の現場系統構成（4名）			
全交流動力電源喪失（TBP）	可搬型代替注水大型ポンプへの給油（2名） 低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の現場系統構成（4名）	事象発生から約3時間後		

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

表 1 有効性評価シナリオと要員参集の集合性確認結果（2 / 2）

有効性評価シナリオ	参集要員に期待する作業	要員参集のトリガーとなる有効性シナリオの時間と緊急時活動レベル(EAL)の事象	有効性評価上の時間	
			事象発生～EAL 発出	参集要員による作業開始までの時間
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	現場手動による格納容器ベント操作 (3名)	外部電源喪失による原子炉への給水機能の喪失 →EAL AL22(原子炉給水機能喪失)*1	0分 (同タイミング)	事象発生から約26時間後
	可搬型代替注水大型ポンプへの給油 (2名)			事象発生から48時間以降
LOCA時注水機能喪失	現場手動による格納容器ベント操作 (3名)	外部電源喪失による原子炉への給水機能の喪失 →EAL AL22(原子炉給水機能喪失)*1	0分 (同タイミング)	事象発生から約26時間後
	可搬型代替注水大型ポンプへの給油 (2名)			事象発生から48時間以降
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)	現場手動による格納容器ベント操作 (3名)	外部電源喪失による原子炉への給水機能の喪失 →EAL AL22(原子炉給水機能喪失)*1	0分 (同タイミング)	事象発生から約19時間後
	可搬型代替注水大型ポンプへの給油 (2名)			事象発生から48時間以降
想定事故 1	可搬型代替注水大型ポンプへの給油 (2名)	外部電源喪失 3時間経過 →EAL AL25 (外部電源の3時間以上喪失) *1	3時間	事象発生から約8.2時間後
想定事故 2	可搬型代替注水大型ポンプへの給油 (2名)	使用済燃料貯蔵槽の水位が一定の水位まで低下 →EAL AL30 (燃料プールに関する以上) *1	0分 (同タイミング)	事象発生から約8.2時間後

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

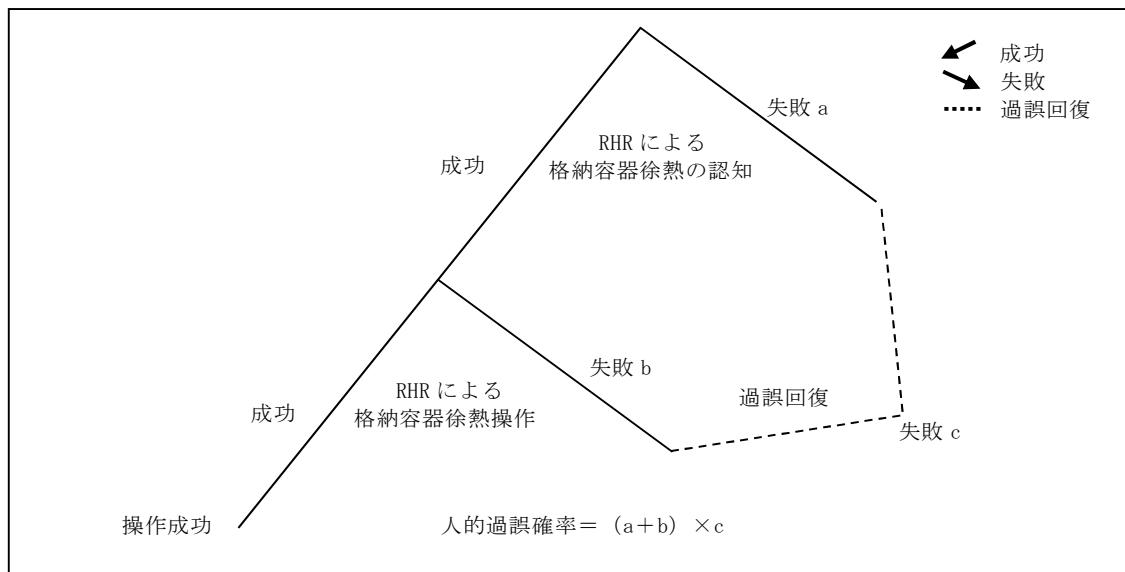
当直発電長による当直運転員への操作指示／確認手順について

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

一方、確率論的リスク評価では、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。

HRAツリーを用いた定量評価

(原子炉注水後のRHRによる格納容器徐熱の例)



人的過誤確率では、当直運転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、実際の当直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、整合が取れている。

発電所が締結している医療協定について

東海第二発電所では、自然災害が複合的に発生した場合等を想定し、より多くの医療機関で汚染傷病者の診療が可能な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、茨城東病院、日立総合病院、水戸赤十字病院、水戸医療センター、筑波大学附属病院など、茨城県内外にある10か所の病院と放射性物質による汚染を伴う傷病者の診療に関する覚書を締結しており、汚染傷病者の受け入れ態勢を確保している。

東海第二発電所

重大事故等発生時の発電用原子炉主任技術者の 役割について

<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) 社長は、発電用原子炉主任技術者及び代行者を、発電用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、能力等級特3級以上又は役割ランク3号以上に格付けされた者から選任する。
- (4) 代行者は、能力等級特4級以上又は役割ランク4号以上に格付けされた者から選任する。
- (5) 発電用原子炉主任技術者は、発電管理室に所属し、発電所に駐在して、発電用原子炉主任技術者の職務を専任する。
- (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、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. 原子炉施設保安委員会及び原子炉施設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（原子炉施設保安運営委員会、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災害対策本部において、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。）へ指示を行い、災害対策本部の本部長（所長）は、その指示等を踏まえ方針を決定する。

(a) 発電用原子炉主任技術者は、災害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。）へ指示を行う。

(b) 発電用原子炉主任技術者は、保安上必要な場合の指示を行うに当たって、災害対策本部の要員及び本店対策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、運転員及び災害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等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、災害対策本部に参集し、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、発電所に非常招集できる体制、運用を整備する。

(a) 重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに災害対策本部に駆けつ

けられるよう、早期に非常召集が可能なエリア（東海村又は隣接市町村）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、災害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予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等を行うことができる。

東海第二発電所
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. 12-1
3. その他の取り組み・・・・・・・・・・・・・・・・ 1. 0. 12-6

1. はじめに

東日本大震災における福島第一原子力発電所事故については、全交流電源の喪失、常設直流原電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。

上記内容とは別に、東海第二発電所（以下「東二」という）については、東日本大震災時において原子炉を安全に停止したが、その対応の中からも様々な知見及び教訓が得られており、今後の対策計画に反映すべき事項がある。

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、東二での対策及び取組について述べる。今後も、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、対策実施可否について検討し、対応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、東二において対応すべき対策を抽出した。

第 1.0.12-1 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

(2) 抽出された課題と対策

抽出された課題と東二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。

a. 手順書の整備

第 1.0.12-2 表 手順書の整備に関する課題と対策

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

b. 訓練の充実

第 1.0.12-3 表 訓練の充実に関する課題と対策

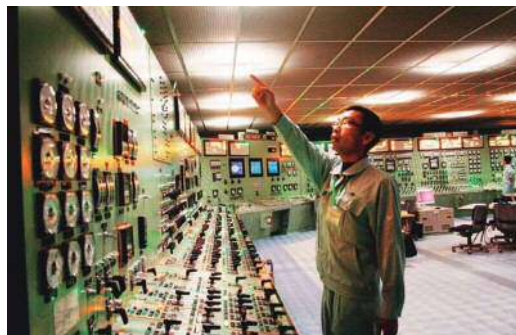
	課題	対策
1	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転訓練センターにおける重大事故等対応の運転員の教育・訓練は、直流電源が確保され中央制御室の制御盤が使える前提であり、常設直流電源が喪失した条件での重大事故等は対象としていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転訓練センター及び社内総合研修センターにおける運転員の訓練においては、シミュレータを用いて全交流動力電源の喪失、常設直流電源の喪失等での重大事故等の状態を想定し、重大事故等対処設備を使用した訓練を実施することにより、実効性のある訓練を行う。
2	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 	
3	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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ため、防災訓練の経験者の増加が僅かであるため、チームとしての対処能力の向上には至っていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ 福島第一原子力発電所事故から得られた知見、新規制基準の適合申請において想定したシナリオ及び対処策、あるいは重大事故等に関する知見を基にした事故シナリオを用いて、定期的な訓練を計画・実施する。 ・ 高頻度に防災訓練及び要素訓練を行うことにより、訓練対象者を拡大し、交替要員を含めたチーム全体の対処能力の向上を図る。

【実施状況】

a) 運転訓練センターにおける運転員の訓練実績

- ・社内総合研修センター（シミュレータ）における運転班の訓練：50回
- ・社外施設（シミュレータ）における運転操作員の訓練：33回

（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
（写真は社外施設での実施状況，電源喪失時を想定）

b) 発電所における訓練実績（平成24年9月～平成28年9月の累計）

- ・総合防災訓練：4回（災害対策本部を設置し対応，現場での実模擬操作と連動）
- ・災害対策本部対応訓練：9回（平成27年度下期から実施）
- ・個別訓練：約745回（可搬型代替注水大型ポンプの操作及びホース接続，消防車及び可搬式動力ポンプの操作，代替高圧電源装置及び移動式低圧電源車の操作とケーブル敷設，ホイールローダ運転操作 他）



総合防災訓練の状況
（写真は発電所災害対策本部）



移動式高圧電源車の訓練の状況
（写真は過酷環境を想定した服装による，電源ケーブルを接続作業）



可搬型代替注水大型ポンプの訓練の状況
（ホースを接続するクランプ部の接続作業）

c. 運転操作を補助する資機材の充実

第 1.0.12-4 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	<ul style="list-style-type: none"> 電源喪失によって、中央制御室での計装系の監視、制御といった中央制御室の機能、発電所内の照明、ホットライン以外の通信手段を失ったことにより、有効なツールや手順書もない中での現場の運転員たちによる臨機の判断、対応に依拠せざるを得ず、手探りの状態での事故対応となった。 	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室の機能を確保するため、無線連絡設備、衛星電話設備等による通信手段の確保、及びヘッドライト、ランタン、LEDライト等の照明設備を配備することにより、実効的に活動ができるように整備を行う。 発電所内の通信手段を確保するため、携行型有線通話装置、送受話器、無線連絡設備、衛星電話設備等を配備する。

3. その他の取り組み

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、東日本大震災時における東二での対応から得られた知見及びこれまでの運転経験を踏まえて、重大事故等の発生時に適切な対応を講じるために、以下について取り組む。

(1) 東日本大震災時における東二での対応から得られた知見と今後の取組み

東二は、東日本大震災の発生時には、定格熱出力一定運転中（第25運転サイクル）であったが、地震による蒸気タービンに係る警報（タービン軸振動高）の発報によって原子炉スクラムとなった。また、地震により外部電源が喪失となった。その後、津波の来襲によって非常用ディーゼル発電機2Cは海水ポンプの水没により使用不可となったが、被水対策を講じていた海水ポンプを用いて所内電源を確保して原子炉冷却を継続した。外部電源が復旧した後は、残留熱除去系を用いた原子炉冷却を継続し、東日本大震災の発生から約3.5日後に、原子炉は冷温停止に移行した。

この期間の対応から得られた知見と、今後、取り組むべき事項について以下に整理した。

第 1.0.12-5-1 表 東二の対応から得られた知見と今後の取組み
(中央制御室)

	得られた知見	取組み（対策）
1	・常用電源の喪失により I T V が使用できず、建屋内外の状況確認に時間を要した。	・津波監視及び使用済燃料プール監視のための I T V 電源は非常用電源からの供給とする。
2	・プラント状況に応じた迅速な運転操作・対応を行うため、プラント状況の把握のための、災対本部と発電長との連絡は極力短時間とすべき。	・重大事故等の発生時には、災害対策本部から情報連絡要員を中央制御室に派遣・滞在させ、プラント状況や中央制御室の状況

	を災害対策本部に報告させることにより、迅速に情報を共有する。
--	--------------------------------

第 1.0.12-5-2 表 東二の対応から得られた知見と今後の取組み
(現場操作・作業)

	得られた知見	取組み (対策)
1	<ul style="list-style-type: none"> 電源関連のトラブルが発生した場合には、MCRにおける監視や遠隔操作が不可能となるため、屋外巡視や現場操作に多くの人数を配置する必要が生じる。 	<ul style="list-style-type: none"> 種々の不具合を想定して、災害対策本部及び運転助成員に包括的な要員を確保する。
2	<ul style="list-style-type: none"> 現場作業が複数進行すると連絡が交錯した。 	<ul style="list-style-type: none"> 現場から制御室に連絡する場合には、連絡相手を名指しして連絡するとともに、3way コミュニケーションを徹底する (訓練を重ねて体得する)。
3	<ul style="list-style-type: none"> 地震直後に複数の箇所で溢水が発生したため、隔離のため弁を閉としたが、タグ管理が一部できなかった。 (運転操作が落ち着いてから、操作者への聞き取りにより弁隔離状況を整理した) タグ管理を行うシステムが停電し使用できなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> 手書きできるタグを非常時用に準備しておく。

第 1.0.12-5-3 表 東二の対応から得られた知見と今後の取組み
(訓練強化等)

	得られた知見	取組み (対策)
1	<ul style="list-style-type: none"> 地震時対応訓練、火災対応訓練を行っていたため、巡視のポイント (スロッシングの発生源となり得る箇所、上階からの巡視、電源盤の確認等)、対応措置や安否確認の作業・報告がスムーズに行えた。 	<ul style="list-style-type: none"> 今後も地震時対応訓練及び火災対応訓練を継続的に実施することで、運転対応要員の共通認識を維持・向上させる。

(2) 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、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 1.0.12-6 表に記載した事項について考慮する。

第 1.0.12-6 表 ヒューマンエラー防止のための対策

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。
3	事象の進展状況に応じて手順書類がいくつかの種類に分けられる場合には、次の手順に移行できるように手順書間の関係を明記する。
4	運転員が操作する際には、操作指示者が確認した上で了解し実施する。また、必要なステップ毎に適切な職位がダブルチェックする。

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 1.0.12-7 表の観点も追加して整備する。

第 1.0.12-7 表 その他考慮する事項

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（ホウ酸注入、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、発電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。

(3) 運用面での改善

従来、東二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、運用面での取り組みについて、第 1.0.12-8 表に関する事項について今後に改善を行う。

第 1.0.12-8 表 運用面における今後の改善

1	原子力防災訓練においては、シナリオ非提示型の訓練の実施、社内関係箇所とのTV会議システム等を用いた情報連携等を取り入れ、より実践的な訓練を実施する。
2	フルスコープシミュレータを用いた運転員と災害対策本部員との連携訓練を行う。また、災害対策本部員の図上訓練として災害対策本部対応訓練を高頻度で繰り返し実施する。
3	休日・夜間に非常招集可能な体制の整備等、重大事故等対策に要する体制の構築、整備を行う。
4	淡水による原子炉圧力容器への注水等ができない場合に海水を使用する手順を社内規程に定めておくなど、原子力災害発生時において発電長が躊躇なく判断できる社内規程を整備する。
5	地震の揺れに対する防護のため、中央制御室盤に地震時対应手摺りの取付けなど、地震を念頭においた対策を実施する。
6	外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるようにホイールローダ等をあらかじめ配備し、運転操作を習得する。また、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、重機等の免許等について社員の資格取得を進める。
7	マスク着用等、様々な環境を想定した現場の対応訓練を実施する。

8	<p>本部長，班長について，複数名の人員を配置することで，事故対応が長期間に及んでも交代で対応することができ，常により最適な判断が下せるようにする。</p>
9	<p>放射線管理上の強化として，可搬型モニタリングポスト等の設置に必要な災害対策要員の確保，社員に対して放射線計測器の取扱研修を行いモニタリング要員の育成，緊急時対策所への電子式個人線量計の配備を実施する。</p> <p>緊急時対策所入口にチェンジングプレースを設置し，外部から放射性物質を持ち込まない環境を整備するとともに，総合訓練時に設置訓練を行う。</p>
10	<p>原子力緊急事態支援組織との連携を図る訓練を行い，資機材（ロボット等）の迅速な輸送に関する訓練を適宜実施する。</p>

東海第二発電所
災害対策要員の作業時における
装備について

<目 次>

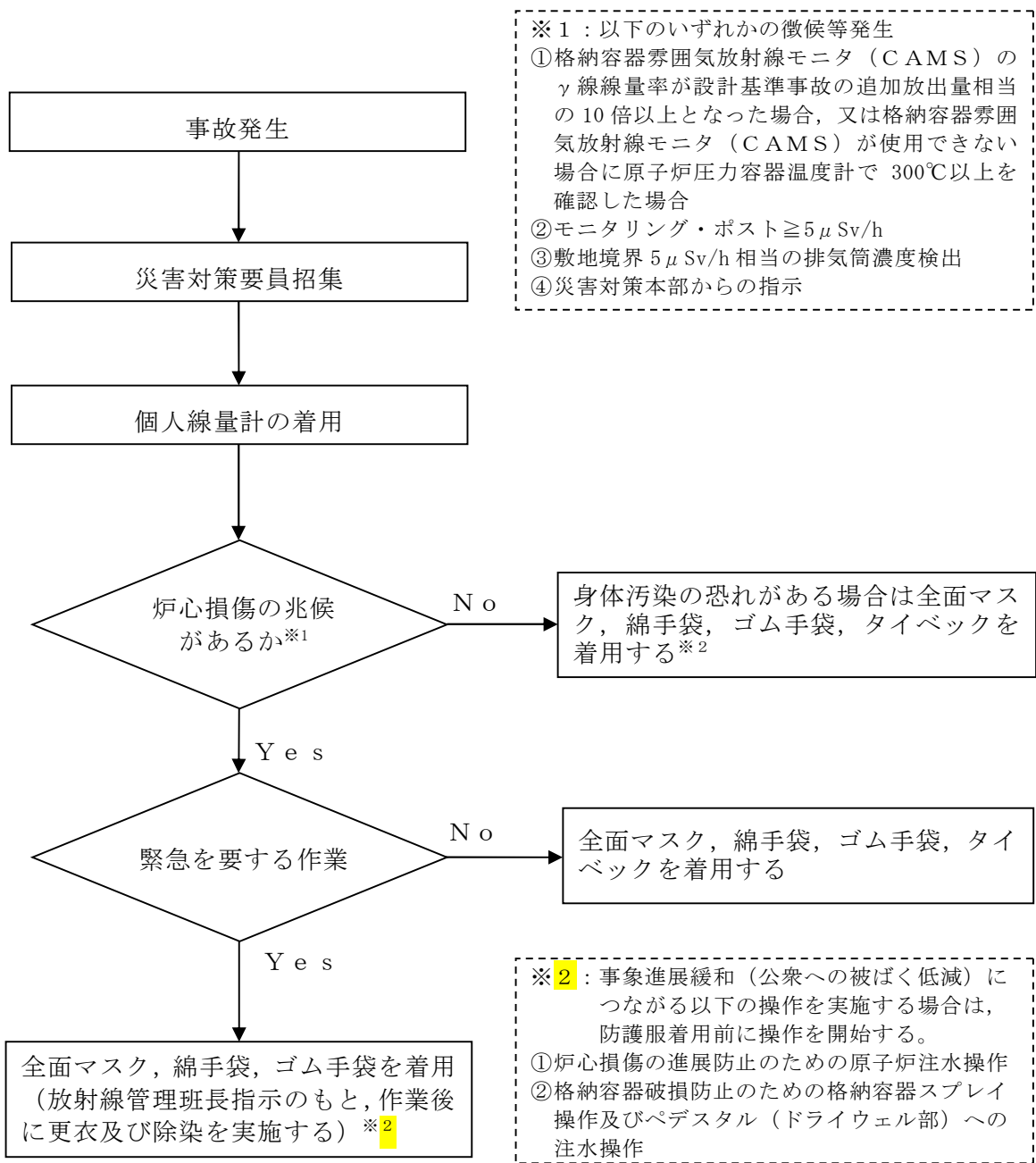
1.	初動対応時における放射線防護具類の選定.....	1.0.13-1
2.	初動対応時における装備.....	1.0.13-2
3.	放射線防護具類の着用等による個別操作時間への影響について.	1.0.13-5
	(1) 操作場所までの移動経路について.....	1.0.13-5
	(2) 操作場所での状況設定について.....	1.0.13-5
	(3) 作業環境による個別操作時間への影響評価.....	1.0.13-5

初動対応時における災害対策要員の現場作業における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、発電長又は放射線管理班長が判断し、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

重大事故等発生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、通常の防護具類の着用基準ではなく、以下のフローのように作業環境、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、災害対策要員の被ばく線量を低減する。

(第 1.0.13-1 図参照)



- ・湿潤状況下で作業を行う場合は、長靴又は胴長靴及びアノラック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自給式呼吸用保護具等を着用する。
- ・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、タイベック、アノラック、胴長靴：約12分
 自給式呼吸用保護具、綿手袋、ゴム手袋、タイベック、アノラック、長靴：約21分

第 1.0.13-1 図 放射線防護具の選定方法

2. 初動対応時における装備

- ・ 発電長又は放射線管理班長が着用について判断した場合に必要な放射線防護具を速やかに着用できるように、常時、中央制御室、緊急時対策所に必要数を保管する。
- ・ 災害対策要員のうち、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を着用することにより、要員の外部被ばく線量を適切に管理することが可能である。なお、作業現場に向かう際には、放射線防護具類を携行する。
- ・ 炉心損傷の徴候がある場合には、放射性物質の放出が予測されることから、発電長又は放射線管理班長が適切な放射線防護具類を判断し、要員に着用を指示する。指示を受けた要員は指示された放射線防護具類を着用する。
- ・ 炉心損傷の徴候がある場合、かつ、汚染防護服を着用する時間もない緊急を要する作業を実施する場合には、発電長又は放射線管理班長の指示の下、全面マスクと綿手袋及びゴム手袋を着用して作業を実施する。ただし、中央制御室において、事象進展を緩和するための早急な対応操作が必要な場合には、一時的に操作を優先する。なお、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。
- ・ 遮蔽ベストは、移動を伴う作業においては作業時間が増加し被ばく線量が増加する可能性があるため原則着用せず、移動を伴わない高線量作業時に着用する。
- ・ 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、**アノラック**、長靴又は胴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ーの劣化が早くなる恐れがあるため、自給式呼吸用保護具等を着用する。

(第 1.0.13-1 表, 第 1.0.13-2 図参照)

第 1.0.13-1 表 災害対策要員の初動対応時における装備

名 称	着用基準	
	炉心損傷の徴候有り	炉心損傷の徴候無し
個人線量計	必ず着用	同左
綿手袋・ゴム手袋	必ず着用	身体汚染の恐れがある場合に着用
タイベック	緊急を要する作業を除き着用	身体汚染の恐れがある場合に着用
アノラック	湿潤状況下で作業を行う場合に着用	身体汚染の恐れがある湿潤作業を行う場合に着用
長靴・胴長靴	湿潤状況下で作業を行う場合に着用	身体汚染の恐れがある湿潤作業を行う場合に着用
遮蔽ベスト	移動を伴わない高線量作業時に着用	同左
全面マスク	原則着用（自給式呼吸用保護具等を着用する場合を除く）	身体汚染の恐れがある場合に着用
自給式呼吸用保護具	湿潤状況下で作業を行う場合に着用	同左



個人線量計



タイベック



アノラック



長靴



胴長靴



遮蔽ベスト



全面マスク



自給式呼吸用保護具

第 1.0.13-2 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

災害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する。

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、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、操作時間を算出する。

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する。
- b. 全交流動力電源喪失等により、建屋照明等が使用できず、建屋内が暗い状況を考慮する。
- c. 炉心損傷の徴候がある場合には、放射線防護具類を着用して現場に移動することを考慮する。

（2）操作場所で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. 作業場所は照明の無い暗い状況での作業を考慮する。
- c. 炉心損傷の徴候がある場合には、放射線防護具類を着用して現場に移動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」、「暗所での作業」、「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

イ. 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）を着用する。

ロ. 通常との作業性を比較するため、有意差が発生する可能性がある屋外での作業を選定する。

(b) 評価結果

通常装備での作業と比較すると、全面マスクにより視界が若干狭くなること及び全面マスクにより作業報告等を伝達する際には少し大きな声を出す必要があ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個別操作時間に有意な影響がないことを確認した。（第 1.0.13-3 図参照）



第 1.0.13-3 図 放射線防護具類を着用した状態での作業状況

b. 暗所作業の評価

全交流動力電源喪失により、建屋内照明等が使用できない状況を想定し、暗所における作業性について評価を実施した。

(a) 評価条件

- イ. 暗所作業時に使用する可搬型照明として、LEDライト、ランタン、ヘッドライトを中央制御室等に配備する。(第1.0.13-2表、第1.0.13-4図参照)
- ロ. 暗所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1.0.13-5図参照)

第1.0.13-2表 可搬型照明

名称	仕様	数量*	保管場所*
LEDライト	乾電池式	14個	中央制御室
		5個	廃棄物処理操作室
		20個	緊急時対策所
ランタン	乾電池式	20個	中央制御室
		20個	緊急時対策所
ヘッドライト	乾電池式	14個	中央制御室
		20個	緊急時対策所

※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。



LEDライト



ランタン



ヘッドライト

第1.0.13-4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 1.0.13-5 図 可搬型照明を使用した状態での作業状況

(b) 評価結果

ヘッドライト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、建屋内の作業エリア、アクセスルートには、蓄電池内蔵型照明が設置されている。(第 1.0.13-6 図参照)



第 1.0.13-6 図 蓄電池内蔵型照明の例

c. 通信環境の評価

(a) 評価条件

中央制御室，緊急時対策所等及び現場間での通信手段として，運転指令装置，電力保安通信用電話設備，衛星電話設備，無線連絡設備，携行型有線通話装置等の通信手段を整備する。

(第 1.0.13-7 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，整備している通信手段により，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する。また，炉心損傷の徴候がある場合には，放射線防護具類（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，着用しない状況より大きな声を出す必要があるものの通話可能であり，個別操作時間に有意な影響がないことを確認している。



運転指令装置



電力保安通信用
電話設備（携帯型）



衛星電話設備
（携帯型）



無線連絡設備
（携帯型）



携行型優先通話装置

第 1.0.13-7 図 通信連絡設備

東海第二発電所

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手順等 比較表

<目 次>

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

第 1. 0. 14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (1/9)

技術的能力 審査基準		重要事故シーケンス																								
		炉心の著しい損傷の防止										原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止						
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期TB）	全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU）	崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去系が故障した場合（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による注水機能喪失	（代替循環冷却を使用する場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用しない場合）	（格納容器過圧・過温破損）	格納容器雰囲気直接加熱	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない																										
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																										
技術的能力 審査基準		対応手段																								
1. 1	原子炉手動スクラム							○																		
	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入							○																		
	選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制							○																		
	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制							●																		
	ほう酸水注入							●																		
	原子炉水位低下							○																		
	制御棒手動挿入							○																		
1. 2	高圧代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	○	○		○					○					○	○		○								
	高圧代替注水系の現場操作による原子炉の冷却																									
	原子炉隔離時冷却系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却			●		●				●																
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電																									
	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電																									
	ほう酸水注入系による進展抑制																									
	制御棒駆動水圧系による進展抑制	○	○					○			○															

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (2/9)

技術的能力 審査基準		重要事故シナリオ																											
		炉心の著しい損傷の防止										原子炉格納容器の破損の防止					使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止										
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期TB）	全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU）	崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去系機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による注水機能喪失	（代替循環冷却を使用する場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用しない場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用しない場合）	格納容器雰囲気直接加熱	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入		
●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない																													
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																													
対応手段																													
1.3	原子炉減圧の自動化		●																										
	手動による原子炉の減圧	●		●		●	●		●		●			●	●		●												
	常設代替直流電源設備による減圧				●																								
	可搬型代替直流電源設備による減圧				○																								
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧																												
	代替逃がし安全弁駆動装置による減圧																												
	高圧窒素ガス供給系（非常用）による作動窒素ガス確保																												
	主蒸気逃がし安全弁の背圧対策																												
	代替直流電源設備による復旧																												
	代替交流電源設備による復旧																												
I S L O C A発生時の対応手順									●																				

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (3/9)

技術的能力 審査基準		重要事故シーケンス																									
		炉心の著しい損傷の防止										原子炉格納容器の破損の防止					使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止								
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期TB）	全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU）	崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による注水機能喪失	（代替循環冷却を使用する場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用しない場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用する場合）	格納容器雰囲気直接加熱	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																									
技術的能力 審査基準		対応手段																									
1.4	低圧代替注水系（常設）による原子炉の冷却	●			●	●	●		●	●	●	●	●					●							●		
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却	○		●	○	○	○		○		○	○	○					○							○		
	代替循環冷却系による原子炉の冷却											●						●									
	消火系による原子炉の冷却	○		○	○	○	○		○		○	○	○					○							○		
	補給水系による原子炉の冷却	○							○																		
	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧			●	●	●				●																	
	低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却																										
	低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却																										
	代替循環冷却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																										
	補給水系による残存溶融炉心の冷却																										
常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧																								●			
1.5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱	●						●		●																	
	耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	○						○		○																	
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	○						○		○																	
	緊急用海水系による除熱					●				●														●			
	代替残留熱除去系海水系による除熱					○				○														○			

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (4/9)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		重要事故シーケンス																										
		炉心の著しい損傷の防止								原子炉格納容器の破損の防止							使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止									
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失 (長期 T B)	全交流動力電源喪失 (T B D, T B P, T B U)	崩壊熱除去系機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA 時注水機能喪失	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	津波浸水による注水機能喪失	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用する場合)	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)	格納容器雰囲気直接加熱	高圧溶融物放出 / 格納容器溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料 / 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故 1	想定事故 2	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入				
技術的能力 審査基準	対応手段																											
1.6	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器内の冷却	●		○	○	○	●		●		○	●	●	●	●	●	●											
	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器内の冷却	○		●	○	○	○		○		○	○	○	○	○	○	○											
	代替循環冷却系による格納容器除熱	○		○	○	○	○		○		○	●	○	●	●	●	●											
	消火系による格納容器内の冷却	○		○	○	○	○		○		○	○	○	○	○	○	○											
	補給水系による格納容器内の冷却	○		○	○	○	○		○		○			○	○		○											
	ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱											○	○	○	○	○	○											
	常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) の復旧			●	●	●				●																		
	常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) の復旧			○	○	○				○																		
1.7	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱										○	●	○	○	○	○												
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)											○																
	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱										●	○	●	●	●	●												
	サプレッション・プール水 pH 制御設備による薬液注入										○	○	○	○	○	○												

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (5/9)

技術的能力 審査基準		重要事故シーケンス																									
		炉心の著しい損傷の防止									原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止								
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期TB）	全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU）	崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去系機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による注水機能喪失	（代替循環冷却を使用する場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用しない場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用する場合）	格納容器雰囲気直接加熱	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																									
技術的能力 審査基準		対応手段																									
1.8	格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水											●	●	●	●	●											
	格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水											○	○	○	○	○	○										
	消火系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水											○	○	○	○	○	○										
	補給水系によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水														○	○		○									
	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水																										
	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水														○	○		○									
	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水												●	●				●									
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水												○	○	○	○	○	○									
	代替循環冷却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												○	○	○	○	○	○									
	補給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																											
1.9	格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止																	●									
	格納容器圧力逃がし装置による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水素濃度制御																										
	水素濃度監視												○	○	○	○	○	○									
	代替電源による必要な設備への給電																										

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (6/9)

技術的能力 審査基準		重要事故シーケンス																										
		炉心の著しい損傷の防止									原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止									
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期TB）	全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU）	崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去系が故障した場合	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による注水機能喪失	（代替循環冷却を使用する場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用しない場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用しない場合）	格納容器雰囲気直接加熱	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	
●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																										
技術的能力 審査基準		対応手段																										
1.10	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制																											
	原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視																											
	代替電源による必要な設備への給電																											
	格納容器頂部注水系（常設）による注水														●	●		●										
	格納容器頂部注水系（可搬型）による注水																											
1.11	原子炉建屋原子炉棟ベントによる水素ガスの排出																											
	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水																					○	○					
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プール注水																					●	●					
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プール注水																					○	○					
	補給水系による使用済燃料プールへの注水																											
	消火系による使用済燃料プールへの注水																					○	○					
	サイフォン現象による使用済燃料プール水漏えい発生時の漏えい抑制																						●					
	常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレィヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレィ																											
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレィヘッド）を使用した使用済燃料プールのスプレィ																											
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールのスプレィ																											
	使用済燃料プール漏えい緩和																											
	大気への拡散抑制																											
	使用済燃料プールの監視																					○	○					
使用済燃料プール監視計器への代替電源による給電																					○	○						
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール除熱	○	○	○	○	○	○	○			○	○	○	○	○	○	○	○	○	○				○	○				

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (7/9)

技術的能力 審査基準		重要事故シーケンス																									
		炉心の著しい損傷の防止										原子炉格納容器の破損の防止					使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止								
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期TB）	全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU）	崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による注水機能喪失	（代替循環冷却を使用する場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用しない場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用しない場合）	格納容器雰囲気直接加熱	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																									
技術的能力 審査基準		対応手段																									
1.12	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制																										
	放射性物質吸着材による海洋への拡散抑制																										
	汚濁防止膜による海洋への拡散抑制																										
	可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤（SA）による航空機燃料火災への泡消火																										
1.13	可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給	●					●		●					●								○	○				
	淡水貯水池B（A）から淡水貯水池A（B）への補給																										
	可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給																										
	可搬型代替注水大型ポンプによる送水	○		●	○	○	○		○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	●	●		○		

第 1.0.14-1 表 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表 (8/9)

技術的能力 審査基準		重要事故シナリオ																									
		炉心の著しい損傷の防止										原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止							
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期TB）	全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU）	崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去系機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による注水機能喪失	（代替循環冷却を使用する場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用しない場合）	（格納容器過圧・過温破損）	（代替循環冷却を使用しない場合）	格納容器雰囲気直接加熱	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																									
技術的能力 審査基準		対応手段																									
1.14	常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備への給電			●	●	●				●	●	●	●	●	●	●									●		
	可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電			○	○	○				○	○	○	○	○	○	○									○		
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への電力融通																										
	非常用ディーゼル（高圧炉心スプレイ系を含む）冷却系海水系への代替海水送水																										
	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電			●																							
	可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤 2A・2Bへの給電																										
	常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 2A・2Bへの給電																										
	常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電	●		●	●	●	●		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		●		
	可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電			○	○	○					○	○	○	○	○	○	○								○		
	常設代替直流電源設備による緊急用直流 125V 主母線盤への給電				●																						
	可搬型代替直流電源設備による緊急用直流 125V 主母線盤への給電																										
	可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの給油	●		●			●		●				●									●	●				
	タンクローリーから各機器への給油	●		●			●		●				●									●	●				
燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油	●		●	●	●	●		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		●			

第 1.0.14-1 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 審査基準		重要事故シーケンス																											
		炉心の著しい損傷の防止									原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止										
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期TB）	全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU）	崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	津波浸水による注水機能喪失	（代替循環冷却を使用する場合）	（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用しない場合）	（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却を使用しない場合）	格納容器雰囲気直接加熱	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入				
●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																											
技術的能力 審査基準	対応手段																												
1.15	他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定（計器の故障時）										●	●				●													
	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）																												
	蓄電池，代替電源（交流，直流）からの給電	●		●	●	●	●		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		●							
	可搬型計測器によるパラメータの計測又は監視																												
	パラメータ記録																												
1.16	中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等 交流動力電源が正常な場合																												
	中央制御室換気系，非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の運転手順等 全交流動力電源が喪失した場合																												
	中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順																												
	中央制御室の照明を確保する手順																												
	中央制御室待避室の照明を確保する手順																												
	データ表示装置（待避室）によるプラントパラメータの監視手順																												
	中央制御室待避室準備手順																												
	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																												
	その他の放射線防護措置等に関する手順等																												
	その他の手順項目について考慮する手順																												
チェンジングエリアの設置及び運用手順																													

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (2/11)

技術的能力対応手段と手順等 比較表		*	非常時運転手順書Ⅱ (微候ベース)														非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)								災害対策本部で使用する手順書		備考															
			電源喪失	スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	PCV 圧力制御	S/P 水位制御	S/P 温度制御	D/W 温度制御	PCV 水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プール制御	水位回復	急速減圧	水位不明	AM 初期対応	AM 設備別操作手順	損傷炉心への注水	注水、1	長期の原子炉水位の確保	注水、2	RPV 破損前のペデスタル初期注水	注水、3、a	RPV 破損後のペデスタル注水		注水、3、b	長期の RPV 破損後の注水	注水、4	損傷炉心冷却後の除熱	除熱、1	RPV 破損後の初期格納容器スプレイ	除熱、2	RPV 破損後の除熱	除熱、3	PCV 破損防止	放出	R/B 水素爆発防止	水素	アクシデントマネージメントガイド	フェーズⅠ
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																																										
項目	対応手段																																									
【要求事項 1.3】 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉減圧の自動化																																							自動動作		
	手動による原子炉の減圧		○	○		○	○																																			
	常設代替直流電源設備による減圧	○																																								
	可搬型代替直流電源設備による減圧	○																																							○	
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧																																									
	代替逃がし安全弁駆動装置による減圧																																									
	高圧窒素ガス供給系（非常用）による作動窒素ガス確保				○		○	○																																		
	主蒸気逃がし安全弁の背圧対策																																								あらかじめ設定しているため操作	
	代替直流電源設備による復旧	○		○		○	○																																		○	
	代替交流電源設備による復旧	○		○		○	○																																		○	
ISLOCA発生時の対応手順		○																																								

*：非常時運転手順書（事象ベース）
注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (4/11)

* 技術的能力対応手段と手順等 比較表		非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）															非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）								災害対策本部で使用する手順書		備考											
		電源喪失	スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	P/CV 圧力制御	S/P 水位制御	S/P 温度制御	D/W 温度制御	P/CV 水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プール制御	水位回復	急速減圧	水位不明	AM 初期対応	AM 設備別操作手順	損傷炉心への注水 注水・1	長期の原子炉水位の確保 注水・2	R/PV 破損前のペDESTAL 初期注水 注水・3・a	R/PV 破損後のペDESTAL 注水 注水・3・b	長期のR/PV 破損後の注水 注水・4	損傷炉心冷却後の除熱 除熱・1	R/PV 破損後の初期格納容器スプレイ 除熱・2	R/PV 破損後の除熱 除熱・3		P/CV 破損防止 放出	R/B 水素爆発防止 水素	フェーズⅠ アクシデントマネージメントガイド	フェーズⅡ アクシデントマネージメントガイド	重大事故等対策要領						
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																																						
項目	対応手段																																					
【要求事項 1.6】 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却						○											○						○	○													
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却																		○																		○	
	代替循環冷却系による格納容器除熱																																					
	消火系による格納容器内の冷却																																					
	補給水系による格納容器内の冷却																																					○
	ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱																																					
	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧	○																																				
常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧	○																																					
【要求事項 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	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱																																					
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）																																					
	不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換																																					○
	格納容器負圧破損の防止																									○	○	○	○									
	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱																																					
	サブプレッション・プール水 p H 制御設備による薬液注入																																					

*：非常時運転手順書（事象ベース）
注：R P V とは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (5/11)

技術的能力対応手段と手順等 比較表		*	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース)													非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント)											災害対策本部で使用する手順書		備考																	
		電源喪失	スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	PCV 圧力制御	S/P 水位制御	S/P 温度制御	D/W 温度制御	PCV 水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プール制御	水位回復	急速減圧	水位不明	AM 初期対応	AM 設備別操作手順	損傷炉心への注水	注水・1	長期の原子炉水位の確保	注水・2	R/V 破損前のペDESTAL 初期注水	注水・3・a	R/V 破損後のペDESTAL 注水	注水・3・b	長期の R/V 破損後の注水	注水・4		損傷炉心冷却後の除熱	除熱・1	R/V 破損後の初期格納容器スプレィ	除熱・2	R/V 破損後の除熱	除熱・3	PCV 破損防止	放出	R/B 水素爆発防止	水素	アクシデントマネージメントガイド	フェーズ I	フェーズ II	重大事故等対策要領			
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																																														
項目	対応手段																																													
【要求事項 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	格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水																○					○	○																							
	格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水																○																										○			
	消火系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水																○						○	○																						
	補給水系によるペDESTAL (ドライウエル部) への注水																○						○	○																				○		
	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水																○																													
	高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水																○	○	○																											
	低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水																○	○	○																											
	低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水																○																											○		
	代替循環冷却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																○	○	○																											
	補給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																○	○	○																												
【要求事項 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	格納容器内不活性化による格納容器水素爆発防止																																													
	格納容器圧力逃がし装置による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水素濃度制御																○																													
	水素濃度監視																																													
代替電源による必要な設備への給電	○																○																											○		

*: 非常時運転手順書 (事象ベース)

注: R/PV とは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (7/11)

技術的能力対応手段と手順等 比較表 ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。		* 非常時運転手順書Ⅱ（微候ベース）		非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）														災害対策本部で使用する手順書			備考																								
		電源喪失	スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	PCV 圧力制御	S/P 水位制御	S/P 温度制御	D/W 温度制御	PCV 水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プール制御	水位回復	急速減圧	水位不明	AM 初期対応	AM 設備別操作手順	損傷炉心への注水 注水 1	長期の原子炉水位の確保 注水 2		注水 3 a	注水 3 b	長期の R P V 破損後の注水	注水 4	損傷炉心冷却後の除熱 除熱 1	R P V 破損後の初期格納容器スプレイ 除熱 2	R P V 破損後の除熱 除熱 3	PCV 破損防止	放出	R/B 水素爆発防止	水素	アクシデントマネージメントガイド	フェーズⅠ	フェーズⅡ	重大事故等対策要領									
項目	対応手段																																												
【要求事項 1.12】 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制																																									○			
	放射性物質吸着材による海洋への拡散抑制																																										○		
	汚濁防止膜による海洋への拡散抑制																																										○		
【要求事項 1.13】 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲及び泡消火薬剤（S A）による航空機燃料火災への泡消火																																											○	
	可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給																																											○	
	淡水貯水池 B（A）から淡水貯水池 A（B）への補給																																											○	
	可搬型代替注水大型ポンプによる淡水貯水池への補給																																											○	
	可搬型代替注水大型ポンプによる送水																																											○	

*：非常時運転手順書（事象ベース）
注：R P Vとは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (8/11)

技術的能力対応手段と手順等 比較表 ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。	*	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）																非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）										災害対策本部で使用する手順書			備考																																	
	電源喪失	スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	P/CV圧力制御	S/P水位制御	S/P温度制御	D/W温度制御	P/CV水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プールの制御	水位回復	急速減圧	水位不明	A/M初期対応	A/M設備別操作手順	損傷炉心への注水	注水・1	長期の原子炉炉水位の確保	注水・2	R/PV破損前のペデスタル初期注水	注水・3・a	R/PV破損後のペデスタル注水	注水・3・b	長期のR/PV破損後の注水	注水・4	損傷炉心冷却後の除熱	除熱・1	R/PV破損後の初期格納容器スプレィ		除熱・2	R/PV破損後の除熱	除熱・3	P/CV破損防止	放出	R/B水素爆発防止	水素	アクシデントマネージメントガイド	フェーズⅠ	アクシデントマネージメントガイド	フェーズⅡ	重大事故等対策要領																					
項目	対応手段																																																															
【要求事項 1.14】 電源の確保に関する手順等	常設代替高圧電源装置による非常用所内電気設備への給電	○																○																													○																	
	可搬型代替低圧電源車による非常用所内電気設備への給電	○																	○																												○																	
	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への電力融通																		○																																													
	非常用ディーゼル（高圧炉心スプレィ系を含む）冷却系海水系への代替海水送水																																													○																		
	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電	○																		○																																												
	可搬型代替直流電源設備による直流 125V 主母線盤 2 A・2 Bへの給電	○																		○																											○																	
	常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 2 A・2 Bへの給電	○																		○																											○																	
	常設代替高圧電源装置による代替所内電気設備への給電	○																		○																																												
	可搬型代替低圧電源車による代替所内電気設備への給電	○																		○																												○																
	常設代替直流電源設備による緊急用直流 125V 主母線盤への給電	○																		○																													○															
	可搬型代替直流電源設備による緊急用直流 125V 主母線盤への給電	○																		○																													○															
	可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの給油																																																○															
	タンクローリーから各機器への給油																																																○															
燃料補給設備による常設代替高圧電源装置への給油																																																○																
【要求事項 1.15】 事故時の計装に関する手順等	他チャンネルによる計測、代替パラメータによる推定（計器の故障時）																																																○															
	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）																																																○															
	蓄電池、代替電源（交流、直流）からの給電	○																		○																											○																	
	可搬型計測器によるパラメータの計測又は監視																																															○																
	パラメータ記録																																																○															

*：非常時運転手順書（事象ベース）
注：R/PVとは、原子炉圧力容器を示す。

第 1.0.14-2 表 技術的能力対応手段と手順等 比較表 (11/11)

	*	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）														非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）						災害対策本部で使用する手順書		備考								
		電源喪失	スクラム	反応度制御	水位確保	減圧冷却	PCV 圧力制御	S/P 水位制御	S/P 温度制御	D/W 温度制御	PCV 水素濃度制御	二次格納施設制御	使用済燃料プール制御	水位回復	急速減圧	水位不明	AM 初期対応	AM 設備別操作手順	損傷炉心への注水 注水・1	長期の原子炉水位の確保 注水・2	RPV 破損前のペデスタル初期注水 注水・3・a	RPV 破損後のペデスタル注水 注水・3・b	長期の R/PV 破損後の注水 注水・4		損傷炉心冷却後の除熱 除熱・1	RPV 破損後の初期格納容器スプレイ 除熱・2	RPV 破損後の除熱 除熱・3	PCV 破損防止	放出	R/B 水素爆発防止	水素	アクシデントマネージメントガイド
技術的能力対応手段と手順等 比較表	※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																															
項目	対応手段																															
【要求事項 1.19】 通信連絡に関する 手順等	通信連絡をする必要のある場所との通信連絡																									○						
	計測等を行った特に重要なパラメータの共有																									○						
	代替電源による必要な設備への給電																									○						

*：非常時運転手順書（事象ベース）
注：RPVとは、原子炉圧力容器を示す。

東海第二発電所

格納容器の長期にわたる状態維持に
係わる体制の整備について

< 目 次 >

1. 考慮すべき事項	1.0.15-1
2. 格納容器の冷却手段	1.0.15-3
(1) 格納容器除熱手段について	1.0.15-3
(2) 代替循環冷却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	1.0.15-9
(1) 循環冷却時の線量低減の対応について	1.0.15-9
4. 残留熱除去系の復旧方法について	1.0.15-14
(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について	1.0.15-14
(2) 残留熱除去系の復旧手順について	1.0.15-14
5. 外部からの支援について	1.0.15-23

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。

東海第二発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画第 11 編原子力災害対策編」（中央防災会議）に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。

復旧計画に定めるべき事項は以下のとおり。

- ・原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握
- ・原子炉施設の除染及び放射線遮蔽の実施
- ・原子炉施設損傷部の修理、改造の実施

災害対策本部は、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。また本社対策本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

1. 考慮すべき事項

(1) 格納容器過圧・過温破損事象等においては、代替循環冷却及び格納容器ベントにより長期的な格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。

(2) 代替循環冷却系による格納容器除熱においては、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。格納容器の温度については、サプレッション・プール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、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が維持される 150℃を下回っている。また、代替循環冷

却系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) 炉心損傷後に代替循環冷却系の運転を実施することについて，負の影響としては，建屋内の環境線量が上昇することにより，代替循環冷却系の運転後の機器の復旧等が困難になることが予想される。

(4) 代替循環冷却系による格納容器除熱を実施することにより，長期的に格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができることを確認しているものの，早期に通常の状態に移行するためには残留熱除去系の復旧が必要である。

(5) 重大事故等発生時の中長期的な対応については，プラントメーカーとの協力協定を締結し，事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。

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

また，(3)(4)の検討結果を「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」「4. 残留熱除去系の復旧方法について」にそれぞれとりまとめる。

最後に発電所外からの支援について「5. 外部からの支援について」に示す。

2. 格納容器の冷却手段

(1) 格納容器除熱手段について

福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、東海第二発電所では多様な格納容器除熱手段を整備しており、その設備の有効性について有効性評価において確認している。

第 1 表に格納容器除熱手段を示す。また、第 1-1 図、第 1-2 図、第 1-3 図に格納容器除熱手段の概要図を示す。

第 1 表に示すとおり、東海第二発電所では多くの格納容器バウンダリが確保される除熱手段を有しており、格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントの実施による格納容器除熱も可能であり、多様性を有しているといえる。

第 1 表 格納容器除熱手段

	除熱手段	
格納容器バウンダリが確保される除熱手段	代替循環冷却系	○
	緊急用海水系	○
	代替残留熱除去系海水系	△
	残留熱除去系 A 系	○
	残留熱除去系 B 系	○
	ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱	△
格納容器バウンダリが確保されない除熱手段	格納容器圧力逃がし装置によるベント	○
	耐圧強化ベント	△

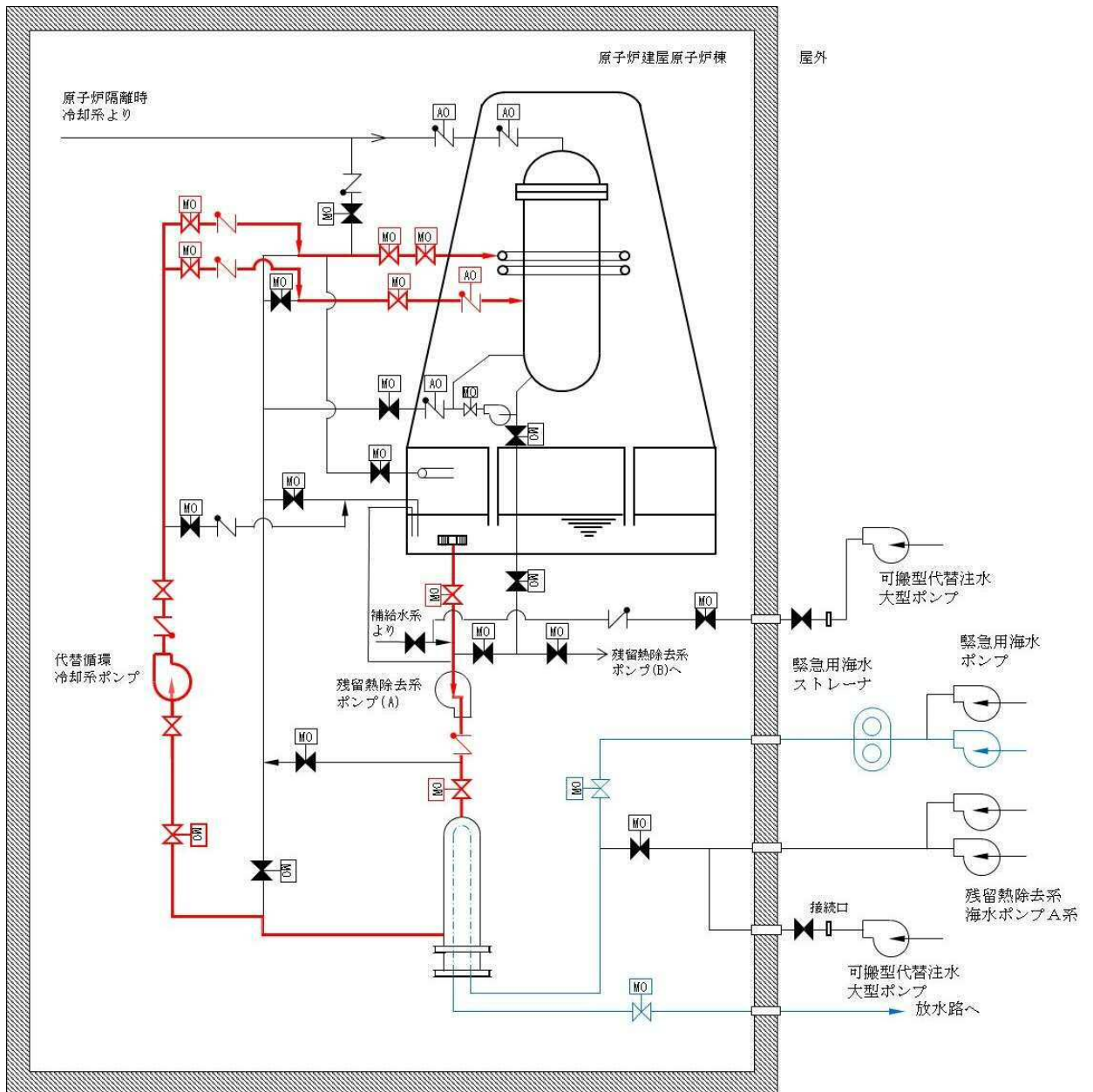
○:有効性評価で期待する設備

△:有効性評価で期待しないものの設備復旧等により使用可能

(2) 代替循環冷却系の長期運転及び不具合等を想定した対策について

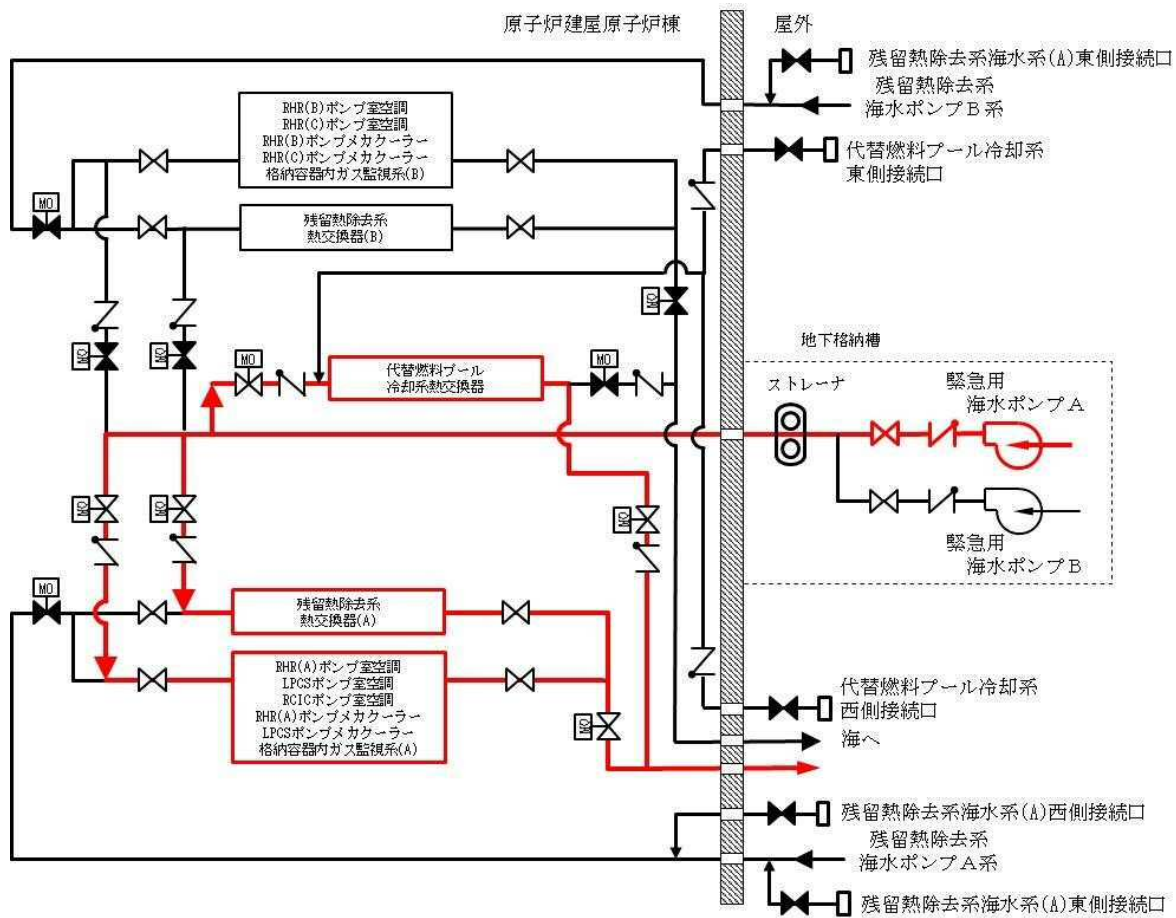
代替循環冷却系を運転する場合には、サプレッション・プールを水源として原子炉及び格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となる。配管表面での線量は、事故後 90 日の積算線量で約 Gy と評価しており、これを考慮し、系統に使用するポンプのメカニカルシール部やポンプ電動機、電動弁の駆動部等については、耐放射線性が確保されたものを使用する。

また、事故後のサプレッション・プール内には異物が流入する可能性がある。サプレッション・プールからの吸込部には、大型のストレーナが設置されており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。なお、ストレーナは、サプレッション・プールの底面から約 1m の高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸い上げることはないと考えているが、万一、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合を考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（可搬型代替注水大型ポンプによる淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成としている（第 2 図参照）。



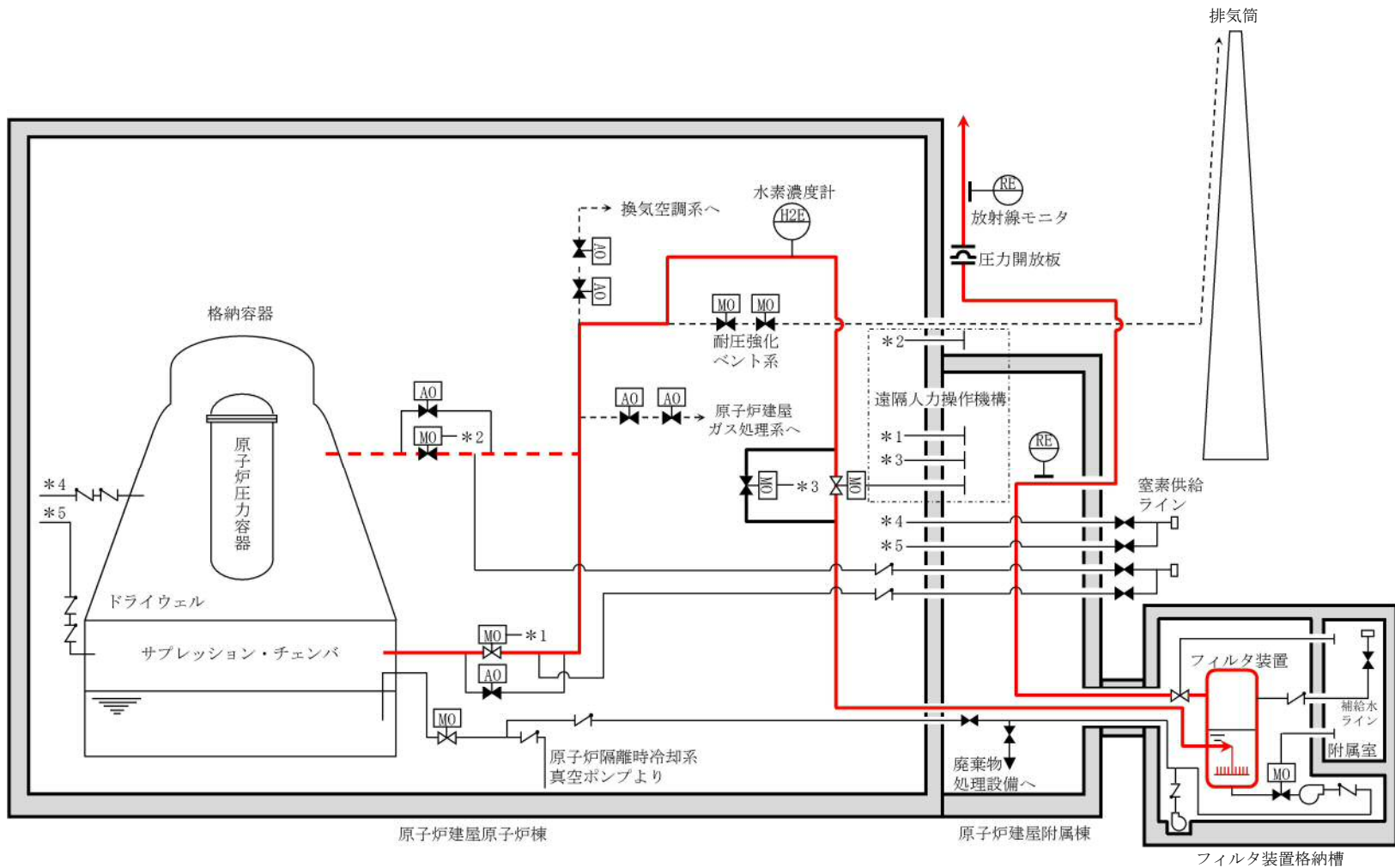
緊急用海水系使用時の図を示す。

第 1-1 図 代替循環冷却系

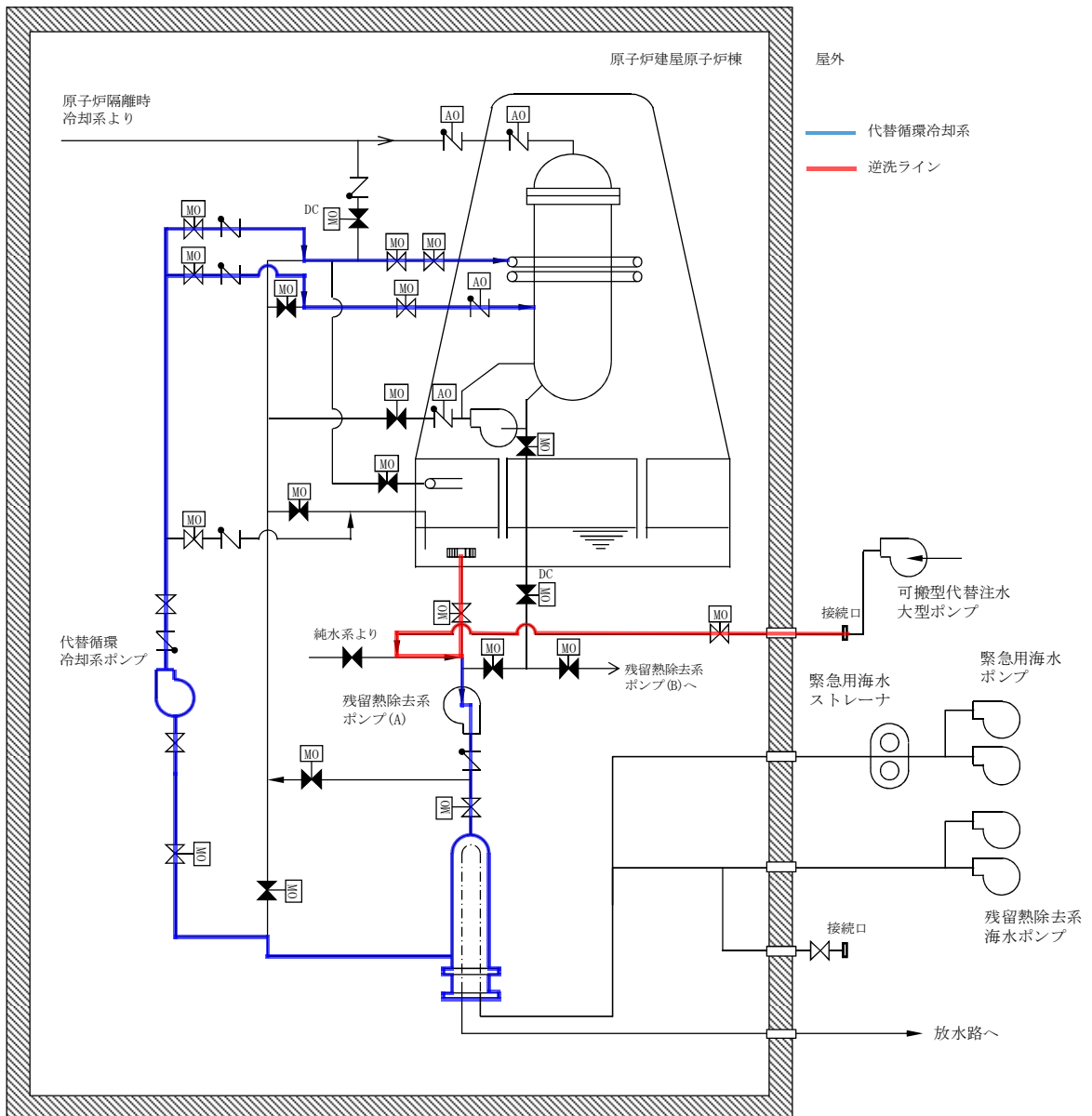


※ 系統構成は緊急用海水系による A 系通水時の状態を示す

第 1-2 図 緊急用海水系等海水系



第 1-3 図 格納容器フィルタベント系



第 2 図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作時の系統構成

3. 作業環境の線量低減対策の対応例について

(1) 循環冷却時の線量低減の対応について

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

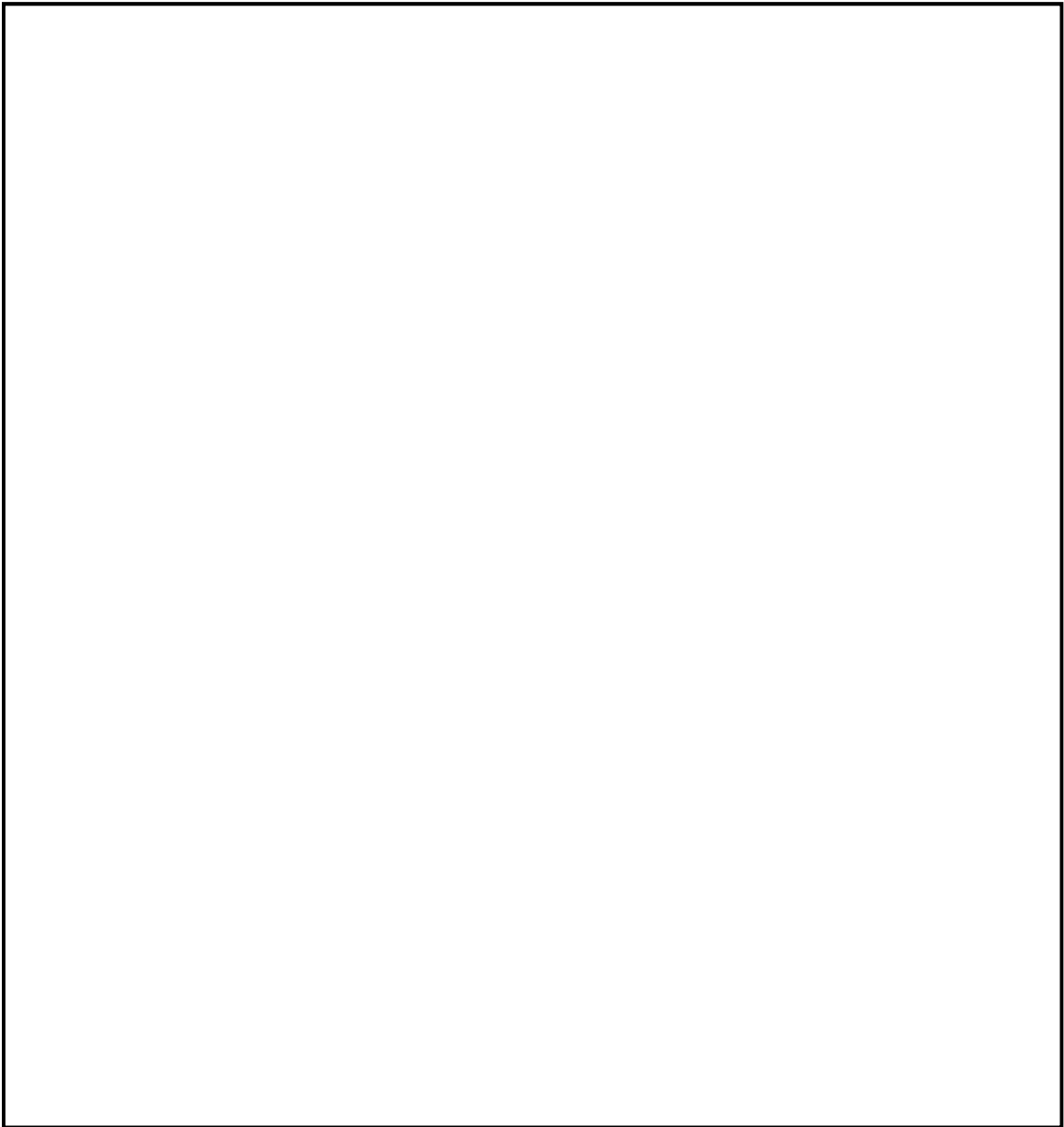
代替循環冷却系では、サプレッション・プールからの吸込み及び原子炉及び格納容器への注水に、残留熱除去系 A 系を使用する設計としている。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、代替循環冷却系の運転による影響を受けない B 系を復旧することを想定する。

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

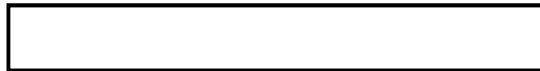
また、残留熱除去系の復旧で重要なことは、復旧作業が必要と想定されるポンプ室へアクセスできることであるため、原子炉建屋原子炉棟地下 2 階の残留熱除去系 B ポンプ室及び原子炉建屋原子炉棟 1 階から地下 1 階の残留熱除去系 B ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。

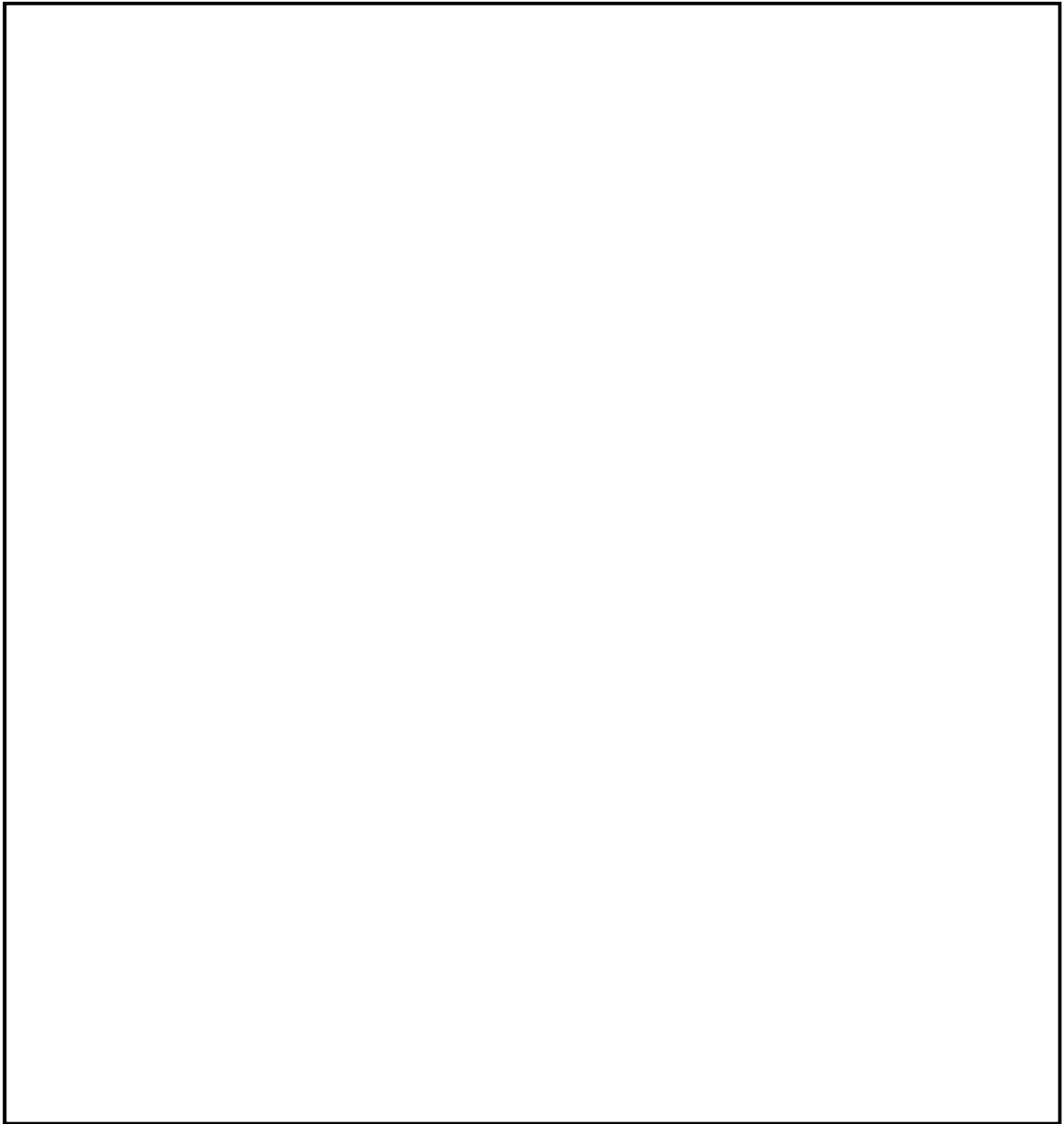
第 3-1 図、第 3-2 図、第 3-3 図に示すとおり、代替循環冷却系の運転により高線量となる配管は、残留熱除去系 B ポンプ室及び同上部ハッチ付近から離れていることから、アクセスは可能であると考えられる。

なお，復旧作業時には必要に応じて遮蔽体の使用，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 3-1 図 機器配置図





第 3-2 図 機器配置図





第 3-3 図 機器配置図



4. 残留熱除去系の復旧方法について

(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について

残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間かかる場合も想定されるが、予備品の活用やサイト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、残留熱除去系海水系については、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる機器であり、機械的故障と電氣的故障の要因が考えられる残留熱除去系海水系ポンプ電動機を予備品として確保し、重要安全施設との位置的分散を考慮し保管している。(詳細は添付資料1.0.3「予備品等の確保及び保管場所について」参照)

一方、残留熱除去系については、防潮堤等の津波対策及び原子炉建屋内の内部溢水対策により区分分離されていることから、複数の残留熱除去系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられる。

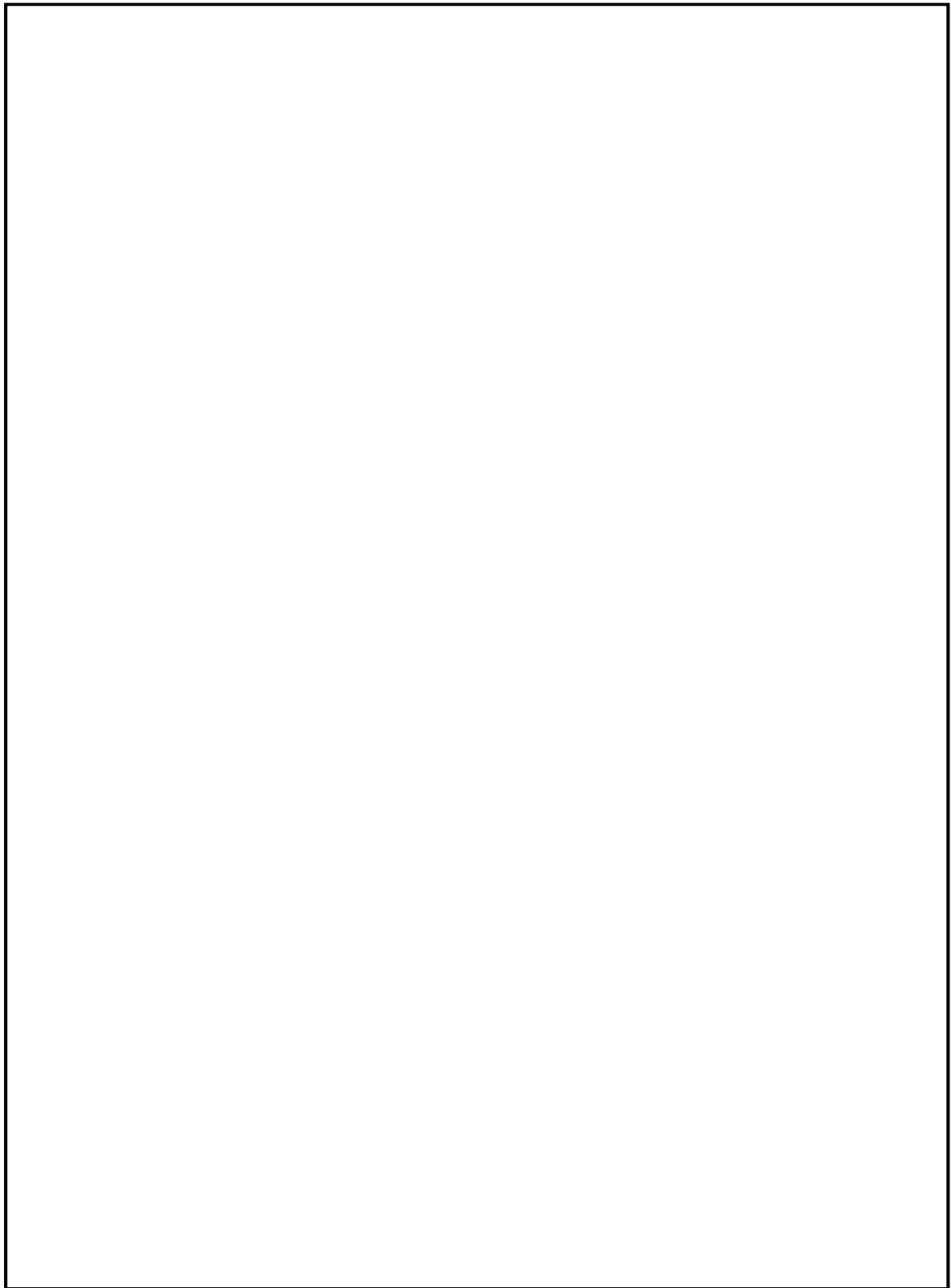
なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、残りの系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

(2) 残留熱除去系の復旧手順について

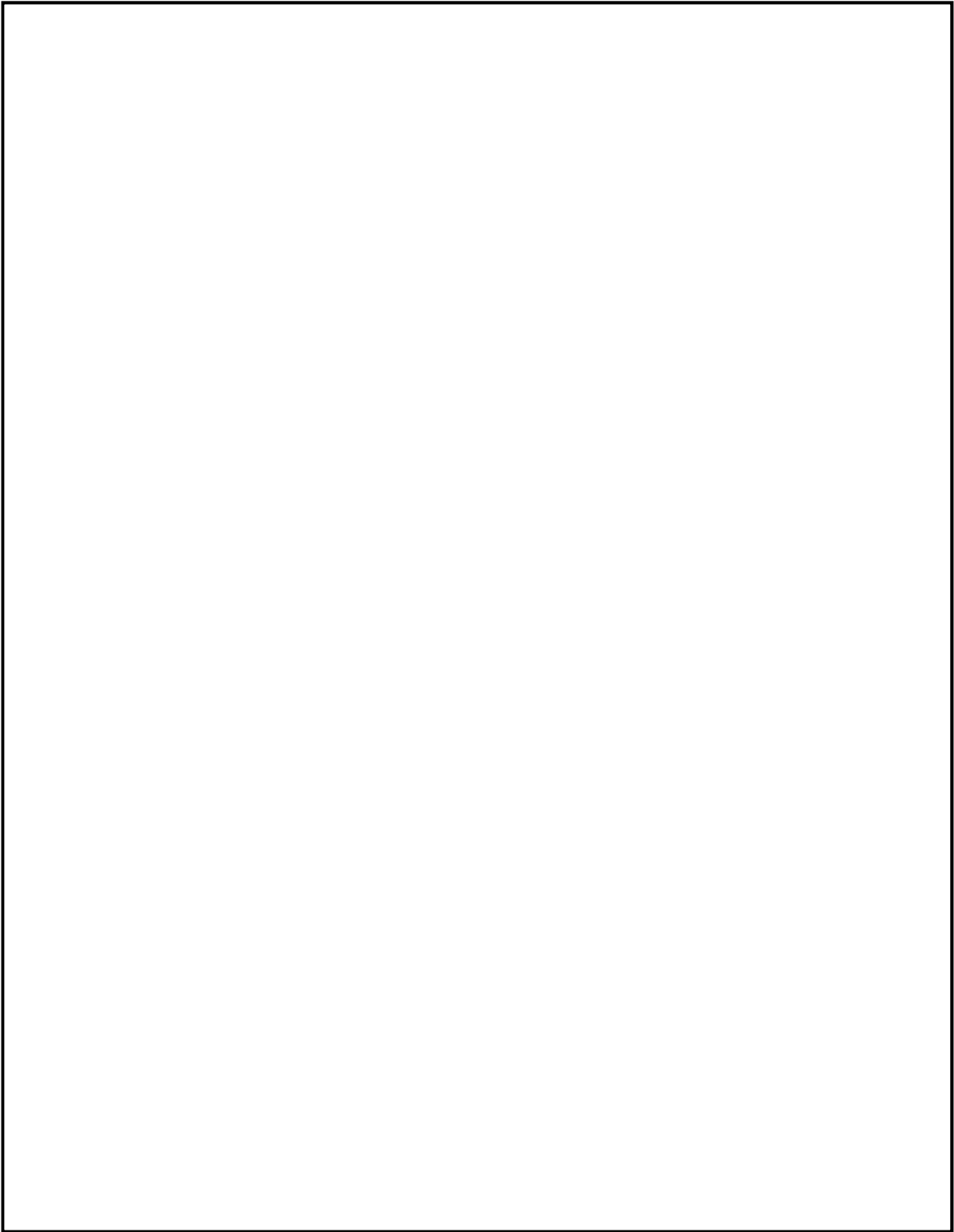
炉心損傷もしくは格納容器破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、運転員及び災害対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を整備してきている。

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

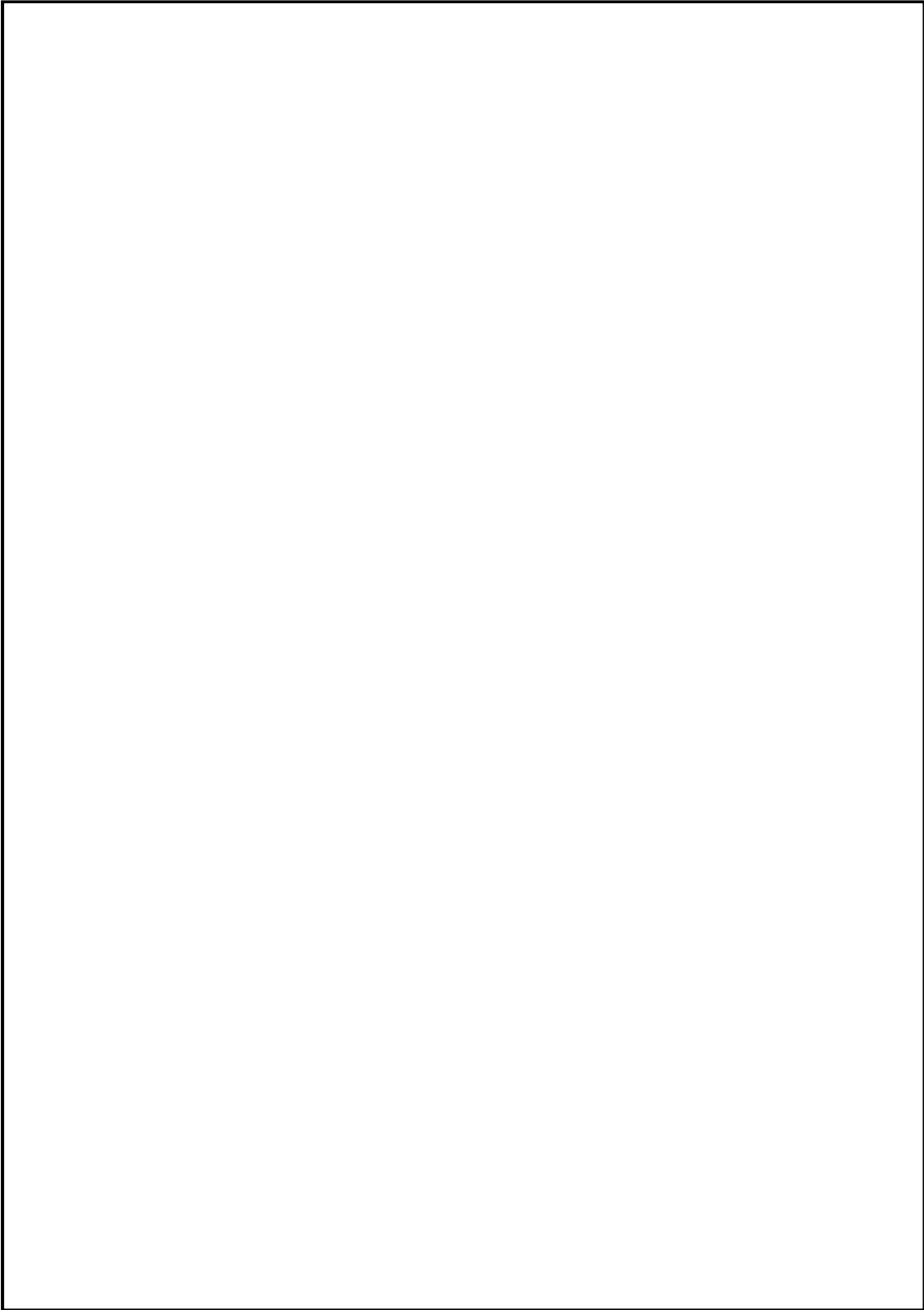
障個所の特定と対策の選択を行い，故障個所に応じた復旧手順にて復旧を行う。第4図に，手順書の記載例を示す。



第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (1/7)



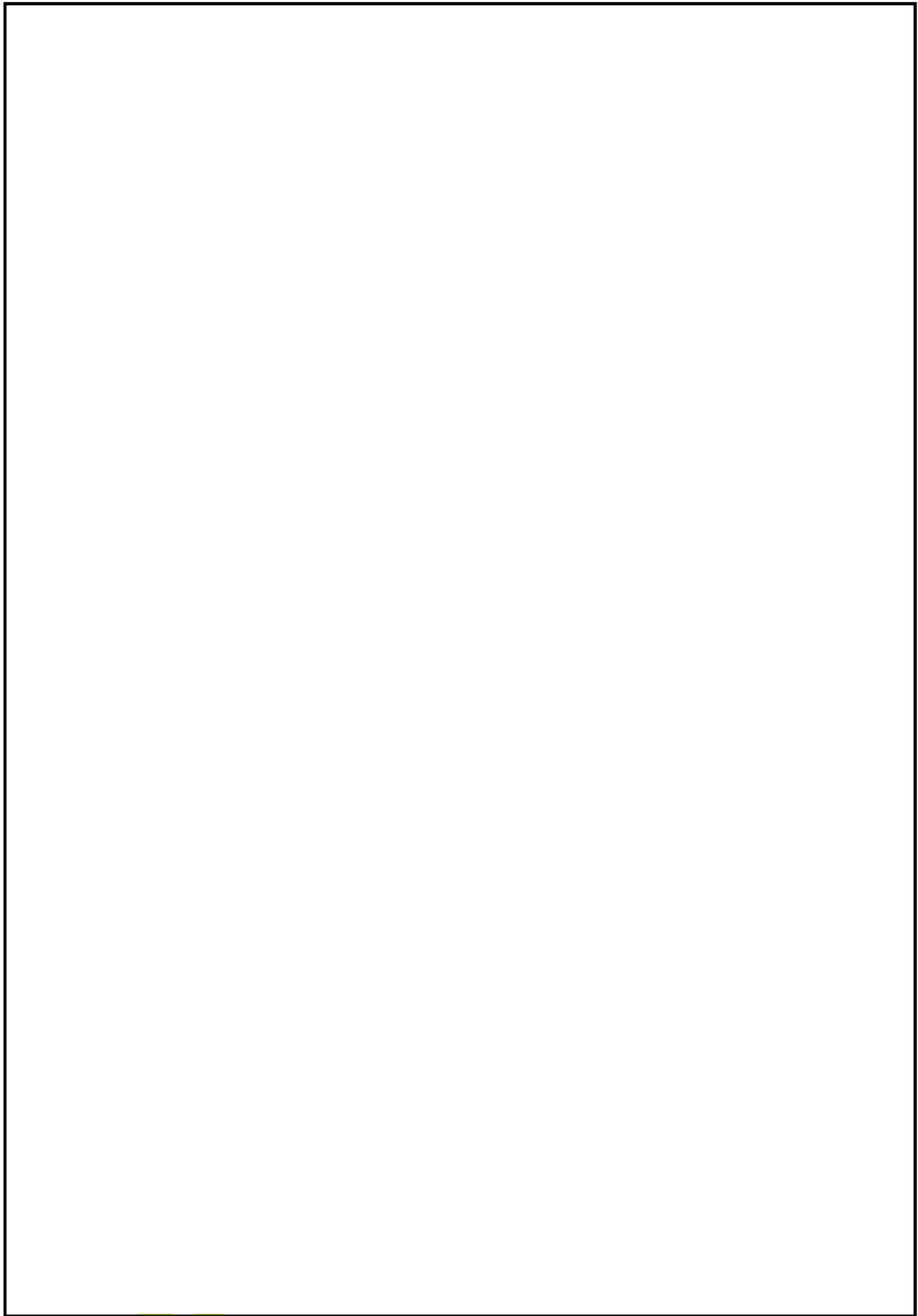
第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (2/7)



第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (3/7)



第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (4/7)



第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (5/7)



第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (6/7)



第 4 図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例 (7/7)

5. 外部からの支援について

重大事故等発生時における外部からの支援については、プラントメーカー（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）、協力会社等から重大事故等発生後に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び要員の派遣等について、協議・合意の上、東海第二発電所の技術支援に関する覚書等を締結し、重大事故等発生後に必要な支援が受けられる体制を整備している。

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

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

東海第二発電所

重大事故等発生時における

東海発電所及び東海低レベル放射性廃棄物埋設

事業所からの影響について

<目 次>

1. 概要	1.0.16-1
2. 東一， L 3 事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー） からの影響	1.0.16-1
3. 東一廃止措置作業で使用する資機材及び発生する 廃材等による影響評価	1.0.16-4
4. 評価結果	1.0.16-5
5. その他	1.0.16-6
第1.0.16-1 表 東一， L 3 事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー） における想定事象と可能性のある影響	1.0.16-7
第1.0.16-2 表 東一廃止措置作業で使用する資機材又は発生する廃材等 に対する想定事象と可能性のある影響	1.0.16-8
第1.0.16-1 図 東二原子炉建屋と重大事故等対応に必要な屋外重大事故等 対処設備， アクセスルート， 東海発電所及び， L 3 事業所 及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー） の位置関係	1.0.16-9

1. 概要

東海第二発電所（以下「東二」という。）において重大事故等が発生した場合、東二と同じ防潮堤内の敷地に設置している東海発電所（廃止措置中、核燃料搬出済み。以下「東一」という。）、東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所の廃棄物埋設施設（事業許可申請中。以下「L3事業所」という。）及び旧レーザー濃縮技術研究組合東海濃縮実験所の固体廃棄物貯蔵庫（当社が保管業務を受託中。以下「固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）」という。）においても建屋損壊、機器損傷、火災等が発生すると想定し、これらの事象が発生した場合においても東二重大事故等対応が成立することを確認する。

2. 東一、L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）からの影響

（1）想定事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性

東二で重大事故等が発生した場合に、東二の重大事故等対応に影響を与える可能性のある東一、L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）で同時に発生する事象としては、基準地震動 S_s 、敷地に遡上する津波による建屋倒壊、機器損傷及び火災等が考えられる。

東一、L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）において発生が想定される事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性を検討した結果を第1.0.16-1表に示す。

（2）作業環境による影響評価

東一の原子炉建屋、タービン建屋及びその他各建屋が設置されている敷地は東二敷地に隣接しており、また、東二重大事故等対応を行うためのアクセスルートの一部は、東一の敷地周辺に設定されている。また、固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）は東二敷地に隣接している。これらの位置関係を

第1.0.16-1図に示す。

第1.0.16-1表のとおり，東一及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）の建屋倒壊による，東二の原子炉建屋構造への影響及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートへの影響について以下に確認した。

a．基準地震及び敷地に遡上する津波による影響に関する評価

東一の原子炉建屋，タービン建屋及び各建屋は，東二原子炉建屋から約100m離れている。このため，万が一建屋が損壊しても東二原子炉建屋の構造に影響しない。

東一の原子炉建屋，タービン建屋，サービス建屋及び固化使用済燃料貯蔵池建屋並びに屋外機器は，東二重大事故等対処設備へのアクセスルート（最も近い場所）に近い場所に位置している。万が一建屋及び機器が損壊した場合には発生したがれきや機器等によりアクセスルートへの限定的な影響が考えられるため，保有している重機（ホイールローダ）を用いてがれきを撤去することで，複数のアクセスルートのうち通行可能なルートを確認する。

なお，東一の原子炉建屋頂部に設置している排気筒については，万が一損壊しても，東二の原子炉建屋への構造に影響しないように，短尺化する。

また，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）は，東二原子炉建屋から300m以上離れており，また，アクセスルート（最も近い場所）から200m以上離れている。このため，万が一これらの施設が損壊しても，東二原子炉建屋の構造およびアクセスルートには影響しない。

b. 放射線環境に関する評価

上記 a. において東二建屋への離隔が比較的近い東一について、東一の各建屋が万が一倒壊した場合における東二重大事故等対応への影響を、放射線環境の観点から検討した。

東一の各建屋の線量率分布については、燃料取扱建屋、使用済燃料冷却池建屋、放射性廃液処理建屋、固化処理建屋及びチェックポイント建屋の一部に高線量率の範囲があるが、最高でも0.15mSv/hであることから、万が一建屋が損壊しても、東二重大事故等対応及び東二重大事故等対応設備へのアクセスルートに対して線量影響はない。

c. まとめ

上記 a. 及び b. の検討結果より、基準地震動Ssによる東一の建屋損壊、敷地に遡上する津波による東一の屋外機器及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）に保管するドラム缶等が流出しても、離隔距離の観点から、東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼすことはなく、また、東海第二の重大事故等対応に支障をきたすことはない。

また、東二重大事故等対応設備へのアクセスルートに対する影響も限定的であり、保有している重機を用いて流出物を撤去することにより、東二重大事故等対応に支障をきたすことはない。

また、東一の各建屋が万が一倒壊しても、東二重大事故等対応及びアクセスルートに対して線量影響はない。

(3) 資源に対する影響評価

東一、L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）で火災が発生した場合に、必要な消火要員、消火活動用資機材及び消火活動用水源について

は、東二重大事故等対応に必要な要員、資機材、水源と別に確保することにより、東二重大事故等対応に影響しない。

消火要員については、東一又はL3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）で火災が発生した場合は、東二運転員やアクセスルート確保要員、給水確保要員等の東二重大事故等対応に必要な要員とは別の消火要員を確保するため、東二重大事故等対応には影響しない。

また、消火活動用資機材である化学消防自動車、水槽付消防ポンプ自動車等については、重大事故等対処設備ではないため、東二重大事故等対応には影響しない。

また、消火活動用水源である防火水槽及び屋外消火栓（水源は原水タンク）は、東二重大事故等対処設備ではないため、東二重大事故等対応には影響しない。

以上より、東一、L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）で火災が発生した場合でも、消火活動に必要な資源は東二重大事故等対応には影響しない。

3. 東一廃止措置作業で使用する資機材及び発生する廃材等による影響評価

(1) 想定事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性

東二と同じ敷地内において、東一では廃止措置作業を行っている。東一廃止措置作業が東二重大事故等対応に影響を与える可能性を検討した結果を第1.0.16-2表に示す。

(2) 作業環境による影響評価

東一廃止措置作業に用いる機材は、基準地震動 S_s 及び敷地に遡上する津波により容易に転倒しないように設置し、また、資材・廃材が荷崩れしな

いように固縛する。万が一，地震により機材転倒又は資材・廃材が荷崩れした場合でも，屋外の重大事故等対処設備を損壊させない位置及びアクセスルートに必要な通行幅5mを確保できる位置に配置する。特に，クレーンについては，作業により一時的にアームを伸ばした状態で転倒した場合にアクセスルートに必要な通行幅5mを確保できない場合は，複数のアクセスルートのうち通行可能なルートを確保する。

また，東一廃止措置作業に用いる機材は，竜巻により容易に転倒しないように設置し，また，資材・廃材が荷崩れしないように固縛する。あるいは建屋内に収納又は敷地外から搬出する。万が一，竜巻により機材転倒又は資材・廃材荷崩れした場合は，発生したがれき等によりアクセスルートへの限定的な影響が考えられるため，保有している重機(ホイールローダ)を用いてがれきを撤去することで，アクセスルートを確保する。

さらに，竜巻の襲来が予想される場合には，速やかに作業を中断するとともに，クレーンについてはアームを降ろす，資材・廃材については想定(設計)竜巻飛来物以外の物が飛来物とならないように固縛，ネット付設等，車両については退避，固縛等の必要な措置を講じる。

(3) 運用対策の実施

東二重大事故等対応に影響を与えないためには，上記3.(2)に記載した東一廃止措置作業で使用する資機材又は発生する廃材に対する運用管理が必要である。これらの運用管理については，確実に実施するために手順として原子炉施設保安規定に規定し，QMS規程に基づき実施する。

4. 評価結果

上記1～3. の評価及び対策により，東一，L3事業所及び固体廃棄物貯

蔵庫（レーザー）が東二と同時に被災しても、東二重大事故等の対応については影響しないことを確認した。

5. その他

東二の防潮堤内の敷地内に、日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）の使用済燃料貯蔵施設（北地区）及び第2保管廃棄施設がある。

使用済燃料貯蔵施設（北地区）については、機構から原子力規制委員会への報告※において、内部事象及び外部事象による機能喪失により公衆が被ばくする線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えない（約 1.7×10^{-2} mSv）と評価されている。このため、「安全上重要な施設」として選定されていない。

第2保管廃棄施設（廃棄物保管棟Ⅰ，廃棄物保管棟Ⅱ，保管廃棄施設NL）については、保管する廃棄物は低レベル固体廃棄物である。

このため、いずれの施設も東二重大事故等対応に影響するような線量影響はない。

また、いずれの施設も東二原子炉建屋及び東二重大事故等対応に用いるアクセスルートから離れているため、施設の損壊による東二重大事故等対応に影響しない。

以上より、使用済燃料貯蔵施設（北地区）及び第2保管廃棄施設は東二重大事故等対応に影響しない。

※：「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構における核燃料物質の使用等に関する規則（昭和32年総理府令第84号）第1条第2項第8号に規定する「安全上重要な施設」に該当する構築物、系統及び機器の選定に係る再評価について」

第1.0.16-1 表 東一，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）

における想定事象と可能性のある影響

影響評価項目		想定事象	可能性のある影響	
作業環境	物的影響	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動Ss等による東一の建屋損壊^{※1※2} ・敷地に遡上する津波による東一の屋外機器，固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）に保管するドラム缶等の流出^{※3} 	<ul style="list-style-type: none"> ・東一建屋の損壊により東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼす ・屋外の東二重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。 	
	間接的影響 ^{※4}	火災	<ul style="list-style-type: none"> ・地震等による東一の屋外可燃物施設の損壊により発生する火災^{※1※2} 	<ul style="list-style-type: none"> ・損壊した建屋（がれき）により，線量場が増加し，東二重大事故等対処作業に影響を及ぼす
		溢水，漏えい	<ul style="list-style-type: none"> ・地震等による東一の屋外タンク（水系，薬品系，油系）の損傷により発生する溢水，漏えい 	
資源		<ul style="list-style-type: none"> ・東一，L3事業所及び固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）で発生する火災^{※5} 	<ul style="list-style-type: none"> ・東二重大事故等対応に必要な資源（要員，資機材，水源，電源）が確保不可となる。 	

※1：L3事業所は，東二原子炉建屋，屋外の重大事故等対処設備及びアクセスルートから離れている（東二原子炉建屋から300m以上，最寄りのアクセスルートから200m以上）ため，地震等によるL3事業所の損壊，火災及び埋設作業に使用する資機材の転倒等による影響は受けなため，想定事象に含めない。

※2：固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）は，東二原子炉建屋，屋外の重大事故等対処設備及びアクセスルートから離れている（東二原子炉建屋から300m以上，最寄りのアクセスルートから200m以上）ため，貯蔵庫（高さ約9m）の損壊及び火災による影響は受けなため，想定事象に含めない。

※3：固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）は鉄骨造であるため，津波により貯蔵庫に保管しているドラム缶等が流出すると想定する。
L3事業所での放射性廃棄物保管は地中埋設であり津波の影響は受けなことから，想定事象に含めない。

※4：L3事業所の保管物は低レベル放射性廃棄物であり，また，固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）は未照射の濃縮ウラン及び低レベル放射性廃棄物を保管していることから，東二重大事故等対応に影響するような線量は受けなため，想定事象に含めない。

※5：東一は核燃料が全て搬出済みであるため，全交流動力電源喪失，使用済燃料プールのスロッシング，使用済燃料プール崩壊熱除去機能，使用済燃料プール漏えい，核燃料露出（高線量場発生）は想定事象に含めない。

第1.0.16-2表 東一廃止措置作業で使用する資機材又は発生する
 廃材等に対する想定事象と可能性のある影響

影響評価項目		想定事象	可能性のある影響
作業環境	物的影響	損壊 流出物	
		<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動Ss等による東一廃止措置作業に用いる機材（クレーン等）の転倒又は資材・廃材（鉄骨等）の荷崩れ ・敷地に遡上する津波による東一廃止措置作業に用いる機材（クレーン・廃材（鉄骨等）の流出 ・竜巻による東一廃止措置作業で使用する資機材及び発生する廃材等の転倒，荷崩れ，飛来 	<ul style="list-style-type: none"> ・屋外の東二重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。



第 1.0.16-1 図 東二原子炉建屋と重大事故等対応に必要な屋外の重大事故等
対処設備，アクセスルート，東海発電所，L3 事業所及び
固体廃棄物貯蔵庫（レーザー）との位置関係