本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0056 改29
提出年月日	平成29年6月16日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

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

平成29年6月

東京電力ホールディングス株式会社

1.　重大事故等対策

1.0　重大事故等対策における共通事項

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

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

1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

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

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

1.14　電源の確保に関する手順等

1.15　事故時の計装に関する手順等

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17　監視測定等に関する手順等

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19　通信連絡に関する手順等

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

2.1　可搬型設備等による対応

重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対処に係る基本方針

【要求事項】

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

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

【要求事項の解釈】

要求事項の規定については、以下のとおり解釈する。

なお、本項においては、要求事項を満たすために必要な措置のう

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

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

福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え，重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項，復旧作業に係る事項，支援に係る事項及び手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し，当該事故等に対処するために必要な手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。また，1 号，2 号，3 号，4 号及び 5 号炉の原子炉圧力容器に燃料が装荷されていないことを前提とする。

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

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

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については，技術的能力の審査基準で規定する内容に加え，設置許可基準規則に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第 1 表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整

備する。

1.　重大事故等対策

1.0　重大事故等対策における共通事項

＜　目　　次　＞

1.0.1　重大事故等への対応に係る基本的な考え方

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

a.　切替えの容易性

b.　アクセスルートの確保

(2) 復旧作業に係る事項

a.　予備品等の確保

b.　保管場所

c.　アクセスルートの確保

(3) 支援に係る事項

(4)　手順書の整備，教育・訓練の実施及び体制の整備

a.　手順書の整備

b.　教育及び訓練の実施

c.　体制の整備

1.0.2　共通事項

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

a.　切替えの容易性

b.　アクセスルートの確保

(2) 復旧作業に係る事項

a.　予備品等の確保

b.　保管場所

c.　アクセスルートの確保

(3)　支援に係る事項

(4)　手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

a.　手順書の整備

b.　教育及び訓練の実施

c.　体制の整備

＜　添付資料　目次　＞

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

体制の整備について

添付資料 1.0.16　重大事故等時における停止号炉の影響について

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.　切替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは，設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に，本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし，本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように，当該操作等を明確にし，通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに，確実に行えるよう訓練を実施する。

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，想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路，又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は，想定される自然現象，発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意による

ものを除く。），溢水及び火災を想定しても，運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

(2) 復旧作業に係る事項

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

a. 予備品等の確保

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

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

旧作業の成立性が高い設備を復旧する

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

また，予備品の取替え作業に必要な資機材等として，がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機，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，地震による周辺斜面の崩壊，敷地下斜面のすべり，津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。

c. アクセスルートの確保

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

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

(3) 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため，発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備，予備品，燃料等）により，重大事故等対策を実施し，事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。

また，関係機関等とあらかじめ協議・合意の上，外部からの支援計画を定め，重大事故等時の支援及び燃料の供給の協定を締結し，事故等発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。

(4) 手順書の整備，教育・訓練の実施及び体制の整備

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

a. 手順書の整備

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

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

b.　教育及び訓練の実施

重大事故等に対処する要員に対して，重大事故等時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，教育及び訓練を計画的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては，通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し，事故時対応の知識及び技能について，重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度，内容で計画的に実施することにより，重大事故等に対処する要員の力量の維持及び向上を図る。

c.　体制の整備

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，所長（原子力防災管理者）は，事象に応じて原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令し，所長（原子力防災管理者）を本部長とする発電所の原子力警戒本部又は緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）を設置するとともに，重大事故等対策を実施する。

発電所対策本部は，重大事故等対策を実施する実施組織，技術的助言を行う技術支援組織及び環境を整える運営支援組織で編成し，組織が効率的に重大事故等対策を実施できるよう，機能班の構成を行う。また，各班の役割分担，対策の実施責任を有する班長を定め，指揮命令系統を明確にし，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

複数号炉の同時被災の場合において，重大事故等対処設備を

使用して 6 号及び 7 号炉の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに，他号炉の被災対応ができる体制とする。さらに，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，重大事故等が発生した場合でも，速やかに対策を行えるよう，発電所内に必要な重大事故等に対処する要員を常時確保する。

発電用原子炉主任技術者は，号炉ごとに選任し，重大事故等時の発電所対策本部において，独立性を確保する。各号炉の発電用原子炉主任技術者は，複数号炉の同時被災時に，号炉ごとの保安監督を誠実かつ最優先に行う。また，実施組織による重大事故等対策の実施に当たり，保安上必要な場合は，重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い，事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

発電所において原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合には，社長は本社における原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令し，東京本社の原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である本社原子力警戒本部又は本社緊急時対策本部（以下「本社対策本部」という。）を設置する。本社対策本部は，原子力部門のみでなく他部門も含めた全社（全社とは，東京電力ホールディングス株式会社及び各事業子会社（東京電力フュエル&パワー株式会社，東京電力パワーグリッド株式会社，東京電力エナジーパートナー株式会社）のことをいう。）での体制とし，発電所対策本部が重大事故等対策に専念できるよう技術面及び運用面で支援する。また，重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて，本社対策本部が中

心となり，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。

1.0.2　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っては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

②アクセスルートの確保

【要求事項】

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

(1) 重大事故等対処設備に係る事項

a.　切替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは，設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に，本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合

をいう。ただし，本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるように，当該操作等を明確にし，通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに，確実に行えるよう訓練を実施する。

（添付資料 1.0.1）

b.　アクセスルートの確保

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

屋外及び屋内において，アクセスルートは，想定される自然現象，発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。），溢水及び火災を想定しても，運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートに対する自然現象については，網羅的に抽出するために，地震，津波に加え，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災等の

事象を考慮する。これらの事象のうち，発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，屋外アクセスルートへの影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として，地震，津波，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪及び火山の影響を選定する。なお，森林火災の出火原因となるのは，たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し，森林火災については，人為によるもの（火災・爆発）として選定する。地滑りについては，地震による影響に包絡される。

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

また，重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については，設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的

分散を図る。また，屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。

(a) 屋外アクセスルート

重大事故等が発生した場合，事故収束に迅速に対応するため，屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型代替注水ポンプ，可搬型代替交流電源設備，可搬型モニタリングポスト等）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認，取水箇所の状況確認及びホース敷設ルートの状況確認を行い，併せて，軽油タンク，常設代替交流電源設備及びその他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊，周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり，不等沈下等），その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物，積雪並びに火山の影響）を想定し，複数のアクセスルートの中から状況を確認し，早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため，障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管，使用し，それを運転できる要員を確保する。

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

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

屋外アクセスルートは，発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの

（故意によるものを除く。）のうち，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して，迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。

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

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

不等沈下等による通行に支障がある段差の発生が想定される箇所においては，段差緩和対策等の実施，迂回又は砕石による段差箇所の仮復旧により，通行性を確保する。

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

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

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

(b) 屋内アクセスルート

重大事故等が発生した場合において，屋内の可搬型重大事故等対処設備（可搬型計測器，逃がし安全弁用可搬型蓄電池，中央制御室可搬型陽圧化空調機等）の保管場所に移動するためのアクセスルートの状況確認を行い，併せて，その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは，自然現象として選定する地震，津波，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象による影響に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。なお，森林火災の出火原因となるのは，たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し，森林火災については，人為によるもの（故意によるものを除く。）（火災・爆発）として選定する。

また，発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）として選定する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して，外部からの衝撃による損傷

の防止が図られた建屋内に確保する。

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

屋内アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。

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

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

（添付資料 1.0.2）

(2)　復旧作業

① 予備品等の確保

【要求事項】

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

【解釈】

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

② 保管場所

【要求事項】

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

③ アクセスルート

【要求事項】

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

(2) 復旧作業に係る事項

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

a. 予備品等の確保

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

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

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

なお，今後も多様な復旧手段の確保，復旧を想定する機器の拡大，その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うと

ともに，そのために必要な予備品の確保に努める。

また，予備品の取替え作業に必要な資機材等として，がれき撤去等のためのホイールローダ等の重機，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，地震による周辺斜面の崩壊，敷地下斜面のすべり，津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮した場所に保管する。

（添付資料 1.0.3，1.0.13）

c. アクセスルートの確保

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

（添付資料 1.0.2，1.0.3，1.0.13）

(3)　支援に係る事項

【要求事項】

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

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

(3)　支援に係る事項

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

プラントメーカ，協力会社及びその他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備する等，協力関係を構築するとともに，あらかじめ重大事故等に備え，協議・合意の上，外部からの支援計画を定め，重大事故等時の支援及び燃料の供給の協定を締結する。

重大事故等が発生した場合，発電所対策本部が発足し，協力体

制が整い次第，プラントメーカからは事故収束及び復旧対策に関する技術支援，協力会社からは事故収束及び復旧対策に必要な要員等の支援，燃料及び資機材の輸送支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給支援を受けられるように支援計画を定める。

資機材等の輸送に関しては，専用の輸送車両を常備した運送会社及びヘリコプタ運航会社と協力協定を締結し，迅速な物資輸送を可能とするとともに，中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

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

発電所外であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備と同種の設備（電源車等），予備品，燃料等）について支援を受けることによって，発電所内に配備する重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い，継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後 6 日間までに支援を受けられる体制を整備する。

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

（添付資料 1.0.4）

(4)　手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

【要求事項】

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

【解釈】

1　手順書の整備は、以下によること。

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

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

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

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

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

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

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

(4)　手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備

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

a.　手順書の整備

重大事故等時において，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，運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書を整備する。

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

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

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう，パラメータを計測する計器故障時に発電用原子

炉施設の状態を把握するための手順，パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に整備する。

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

(b)　炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために，最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう，判断基準をあらかじめ明確にした手順を以下のとおり運転操作手順書又は緊急時対策本部用手順書に整備する。

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

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

原子炉格納容器圧力が限界圧力に達する前，又は，原子炉格納容器からの異常漏えいが発生した場合に，確実に格納容器圧力逃がし装置等の使用が行えるよう判断基準を明確にした手順を運転操作手順書に整備し，この運転操作手順書に従い，発電所対策本部長の権限と責任において，当直副長が格納容器圧力逃がし装置等によるベントを実施す

る。

全交流動力電源喪失時等において，準備に長時間を要する可搬型重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため，準備に要する時間を考慮の上，手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

その他，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために必要な各操作については，重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため，手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

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

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

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

重大事故等時の発電所対策本部の活動において，重大事故等対策を実施する際に，発電所対策本部長は，財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また，財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた緊急時対策本部用手順書を整備し，判断

基準を明記する。

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

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

・警報発生時の措置に関する運転操作手順書

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

・異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）

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

・異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）

事故の起因事象を問わず，異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に，重大事故への進展を防止するために必要な対応操作に使用

・緊急時における運転操作に関する手順書（シビアアクシデント）

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

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

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

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

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

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

警報発生時の措置に関する運転操作手順書及び異常時の操作に関する運転操作手順書（事象ベース）による対応中は，パラメータ（未臨界性，炉心の冷却機能，原子炉格納

容器の健全性）を常に監視し，異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）の導入条件が成立した場合には，異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）に移行する。

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

異常又は事故が収束した場合は，異常時の操作に関する運転操作手順書（徴候ベース）に従い復旧の措置を行う。

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

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

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち，発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを，あらかじめ発電用原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し，運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書に整理する。

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

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

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

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

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

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

大津波警報が発令された場合，発電用原子炉を停止し，

冷却操作を開始する手順を整備する。また，所員の高台への避難及び扉の閉止を行い，津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。

台風進路に想定される場合には，屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検を強化する手順を整備する。

竜巻の発生が予想される場合には，車両の退避又は固縛の実施，クレーン作業の中止，外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については，気象情報の収集，巡視点検の強化及び前兆事象に応じた事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

（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

重大事故等に対処する要員に対して，重大事故等時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，教育及び訓練を計画的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては，通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し，事故時対応の知識及び技能について，重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度，内容で計画的に実施することにより，重大事故等に対処する要員の力量の維持及び向上を図る。

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

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

・重大事故等に対処する要員が力量の維持及び向上を図るためには，各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を計画的に繰り返すことにより，各手順を習熟し，力量の維持及び向上を図る。

・重大事故等に対処する要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い，年 1 回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については，年 2 回以上実施する。
・重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については，第 2 表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるよう，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。
・教育及び訓練の実施結果により，手順，資機材及び体制について改善要否を評価し，必要により手順，資機材の改善，教育及び訓練計画への反映を行い，力量を含む対応能力の向上を図る。

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

重大事故等に対処する要員を確保するため，以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画（P），実施（D），評価（C），改善（A）のプロセスを適切に実施し，PDCA サイクルを回すことで，必要に応じて手順

書の改善，体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

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

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

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

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

重大事故等時のプラント状況の把握，的確な対応操作の選択等，実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画的に実施する。

運転員に対しては，知識の向上と手順書の実効性を確認

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

実施組織の緊急時対策要員に対しては，要員の役割に応じて，発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型重大事故等対処設備を使用した給水確保の対応操作を習得することを目的に，手順や資機材の取扱い方法の習得を図るための訓練を，訓練ごとに頻度を定めて実施する。訓練では，訓練ごとの訓練対象者全員が実際の設備又は訓練設備を操作する訓練を実施する。

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

(c)　重大事故等時において復旧を迅速に実施するために，普

段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により，発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。

運転員は，通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき，設備の巡視点検，定例試験及び運転に必要な操作を社員自らが行う。

緊急時対策要員は，要員の役割に応じて，技能訓練施設にてポンプ，弁設備の分解点検，調整，部品交換等の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに，設備の点検においては，保守実施方法をまとめた手順書に基づき，現場において巡視点検，分解機器の状況確認，組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに，作業手順書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らが行う。

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

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

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

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

（添付資料 1.0.9，1.0.12，1.0.13）

【解釈】

3　体制の整備は、以下によること。

a）　発電用原子炉設置者において、重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する方針であること。

b）　実施組織とは、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する組織をいう。

c）　実施組織は、工場等内の全発電用原子炉施設で同時に重大事故が発生した場合においても対応できる方針であること。

d）　支援組織として、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える運営支援組織等を設ける方針であること。

e）　発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織を設置する方針であること。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集を可能とする方針であること。

ｆ）　発電用原子炉設置者において、重大事故等対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者を配置する方針であること。

ｇ）　発電用原子炉設置者において、指揮命令系統を明確化する方針であること。また、指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確化する方針であること。

ｈ）　発電用原子炉設置者において、上記の実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する方針であること。

ｉ）　支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、適宜工場等の内外の組織へ通報及び連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整える方針であること。

ｊ）　発電用原子炉設置者において、工場等外部からの支援体制を構築する方針であること。

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

c.　体制の整備

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

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

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

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

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

発電所対策本部は，重大事故等対策を実施する実施組織，実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成する。

通常時の発電所体制下での運転，日常保守点検活動の実務経験が発電所対策本部での事故対応，復旧活動に活かすことができ，組織が効率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上で機能班の構成を行う。また，各班の役割分担，対策の実施責任を有する班長を定め，指揮命令系統を明確にし，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

当社は，福島第一原子力発電所の事故から得られた教訓から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定め，米国における非常事態対応のために標準化された Incident Command System(ICS)を参考に，重大事故等の中期的な対応が必要となる場合及び発電所の複数の発電用原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合に対応できる体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は，重大事故等時の発電所対策本部において，その職務に支障をきたすことがないよう，独立性を確保する。発電用原子炉主任技術者は，重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は，重大事故等対策において，発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は，重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い，発電所対策本部長は，その指示を踏まえ方針を決定する。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が

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

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

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

(b)　実施組織は，号機統括を配置し，号機班，当直（運転員），復旧班，自衛消防隊により構成し，必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

号機統括は，対象号炉に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わる対応の統括を行う。

号機班は，当直（運転員）からの重要パラメータの入手，事故対応手段の選定に関する当直（運転員）の支援を行う。

当直（運転員）は，事故の影響緩和及び拡大防止に関わ

るプラントの運転操作を行う。

復旧班は，事故の影響緩和及び拡大防止に関わる可搬型重大事故等対処設備の準備と操作，及び不具合設備の復旧を行う。

自衛消防隊は，火災発生時における消火活動を行う。

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

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

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

また，複数号炉の同時被災時において，当直（運転員）は号炉ごとの運転操作指揮を当直副長が行い，号炉ごとに運転操作に係る情報収集や事故対策の検討等を行うことにより，情報の混乱や指揮命令が遅れることのない体制とする。

発電用原子炉主任技術者は，号炉ごとに選任し，担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより，複数号炉の同時被災が発生した場合においても的確に指示を行う。

各号炉の発電用原子炉主任技術者は，複数号炉の同時被災時に，号炉ごとの保安監督を誠実かつ最優先に行う。

また，実施組織による重大事故等対策の実施に当たり，各号炉の発電用原子炉主任技術者は，発電所対策本部から得られた情報に基づき，重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し，保安上必要な場合は，重大事故等に対処する要員（発電所対策本部長を含む。）へ指示を行い，事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

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

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

計画・情報統括は，事故対応状況の把握及び事故対応方針の立案を行う。

計画班は，プラント状態の進展予測・評価及びその評価結果の事故対応方針への反映を行う。

保安班は，発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価，被ばく管理，汚染拡大防止措置に関する指示を行う。

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

対外対応統括は，対外対応活動の統括を行う。

通報班は，対外関係機関へ通報連絡等を行う。

立地・広報班は，自治体派遣者及び報道機関対応者の支援を行う。

総務統括は，発電所対策本部の運営支援の統括を行う。

資材班は，資材の調達及び輸送に関する一元管理を行う。

総務班は，要員の呼集，食糧・被服の調達，医療活動，所内の警備指示，一般入所者の避難指示等を行う。

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

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，重大

事故等が発生した場合でも，速やかに対策を行えるよう，発電所内に必要な重大事故等に対処する要員を常時確保する。

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

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため，6 号及び 7 号炉の重大事故等に対処する要員として，発電所内に緊急時対策要員 44 名，運転員 18 名，火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊 10 名の合計 72 名を確保する。

なお，6 号及び 7 号炉のうち，1 プラント運転中，1 プラント運転停止中※においては，運転員を 13 名とし，また 2 プラント運転停止中※においては，運転員を 10 名とする。

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

重大事故等が発生した場合，緊急時対策要員は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集し，要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応で，高線量下における対応が必要な場合においても，重大事故等に対処する要員を確保する。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のあ

る新感染症等が発生し，所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに，そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は，原子炉停止等の措置を実施し，確保できる重大事故等に対処する要員で，安全が確保できる発電用原子炉の運転状態に移行する。

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

(f)　発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班並びに当直（運転員）の機能は，上記(b).項及び(d).項のとおり明確にするとともに，責任者として配下の各班の監督責任を有する統括，対策の実施責任を有する班長及び当直副長を配置する。

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

長についても欠けた場合に備え，代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

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

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

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

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

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

支援組織が，必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（SPDS），発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。），衛星電話設備及び無線連絡設備を備えた 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を整備する。

実施組織が，中央制御室，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び現場との連携を図るため，携帯型音声呼出電話設備，無線連絡設備及び衛星電話設備を整備する。また，電源が喪失し照明が消灯した場合でも，迅速な現場への移動，操作及び作業を実施し，作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるよう照明機器等を整備する。

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

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

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は，発電所対策本部の通報班にて一元的に集約管理し，発電所内で共有するとともに，本社対策本部と発電所対策本部間において，衛星電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び安全パラメータ表示システム（SPDS）等を使用することにより，発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。ま

た，本社対策本部との情報共有を密にすることで報道発表，外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本社対策本部で実施し，発電所対策本部が事故対応に専念でき，かつ，発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

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

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

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

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

本社対策本部長は，本社対策本部の設置，運営，統括

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

本社対策本部は，原子力部門のみでなく他部門も含めた全社（全社とは，東京電力ホールディングス株式会社及び各事業子会社（東京電力フュエル&パワー株式会社，東京電力パワーグリッド株式会社，東京電力エナジーパートナー株式会社）のことをいう。）での体制とし，発電所対策本部が重大事故等対策に専念できるよう技術面及び運用面で支援する。

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

本社対策本部は，復旧統括，計画・情報統括，対外対応統括，総務統括及び支援統括を配置し，発電所の復旧方法検討・立案等を行う復旧班，本社対策本部内での情報共有等を行う情報班，事故状況の把握・進展評価等を行う計画班，放射性物質の放出量評価等を行う保安班，関係官庁への通報連絡等を行う官庁連絡班，報道機関対応等を行う広報班，発電所の立地地域対応の支援等を行う立地班，通信連絡設備の復旧・確保の支援等を行う通信班，発電所の職場環境の整備等を行う総務班，現地医療体制整備支援等を行う厚生班，発電所の復旧活動に必

要な資機材の調達・搬送等を行う資材班，原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ・運営等を行う後方支援拠点班，官庁への支援要請等を行う支援受入調整班及び他の原子力事業者からの支援受入調整等を行う電力支援受入班で構成する。

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

本社支援統括は，あらかじめ選定している施設の候補の中から，放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し，必要な要員を派遣するとともに，発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料及び資機材等の支援を実施する。

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

(k)　重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて，本社対策本部が中心となり，プラントメーカ，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えによる復旧手段を整備するとともに，主要な設備の取替部品をあらかじめ確

保する。

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

（添付資料 1.0.10，1.0.11，1.0.15，1.0.16）

第１表　重大事故等対策における手順書の概要（1/19）

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

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	運転時の異常な過渡変化の発生時において，発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため，発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は，中央制御室からの手動操作により ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し，発電用原子炉を緊急停止する。 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入せず，発電用原子炉が緊急停止できない場合は，原子炉停止機能喪失と判断し，中央制御室からの手動操作により原子炉冷却材再循環ポンプを停止し，原子炉出力を抑制するとともにほう酸水注入系を速やかに起動し，発電用原子炉を未臨界とする。

第１表　重大事故等対策における手順書の概要（2/19）

<table>
<tr><td colspan="4">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</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水，原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉への注水により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。
また，発電用原子炉を冷却するため，原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備する。
さらに，重大事故等の進展を抑制するため，ほう酸水注入系により注水する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="4">対応手段等</td><td colspan="2">重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td><td>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心注水系が健全であれば，これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">フロントライン系故障時</td><td>高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却</td><td>設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障により発電用原子炉の冷却ができない場合は，以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し，発電用原子炉を冷却する。
・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。
・中央制御室からの手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場で弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">サポート系故障時</td><td>原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却</td><td>全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却ができない場合は，高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却のほか，現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し，発電用原子炉を冷却する。</td></tr>
<tr><td>代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧</td><td>全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備を用いて給電している場合は，所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に以下の手段等により直流電源を確保し，原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。
・代替交流電源設備等により充電器を受電し，直流電源を供給する。
・可搬型直流電源設備により直流電源を供給する。</td></tr>
</table>

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

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	全交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却ができない場合は，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動し，発電用原子炉を冷却する。 中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場で弁の手動操作により高圧代替注水系を起動し，発電用原子炉を冷却する。 いずれの操作によっても高圧代替注水系を起動できない場合，又は高圧代替注水系により原子炉圧力容器内の水位を維持できない場合は，現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し，発電用原子炉を冷却する。 これらの対応手段により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。 全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備を用いて給電している場合は，所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備等より充電器を受電することにより直流電源を確保し，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。 代替交流電源設備等を用いて給電できない場合は，可搬型直流電源設備により直流電源を確保し，原子炉隔離時冷却系の運転を継続することにより発電用原子炉を冷却する。 代替交流電源設備，可搬型直流電源設備等への燃料補給及び復水貯蔵槽への補給をすることにより，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，原子炉隔離時冷却系の運転を継続させる。
	現場での弁の手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動時の留意事項		現場で弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動する場合は，発生する排水により原子炉隔離時冷却系ポンプ本体が水没する前に排水処理を実施する。

配慮すべき事項	現場での弁の手動操作による原子炉隔離時冷却系の起動時の環境条件	蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響を考慮し，原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系の起動時のみとし，その後速やかに退室する。防護具を確実に装着することにより本操作が可能である。
	作業性	高圧代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の現場操作による起動操作は，通常の弁操作である。また，速やかに作業が開始できるよう，使用する資機材は作業場所近傍に配備する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は，代替交流電源設備等を用いてほう酸水注入系へ給電する。
	燃料補給	配慮すべき事項は，「1.14　電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第１表　重大事故等対策における手順書の概要（3/19）

<table>
<tr><td colspan="4">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</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。
また，炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。
さらに，インターフェイスシステムLOCA発生時において，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td rowspan="2">フロントライン系故障時</td><td>手動操作による減圧</td><td>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は，中央制御室からの手動操作により逃がし安全弁を開操作し，発電用原子炉を減圧する。</td></tr>
<tr><td>減圧の自動化</td><td>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し，発電用原子炉を減圧する。</td></tr>
<tr><td>サポート系故障時</td><td>常設直流電源系統喪失時の減圧</td><td>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し，発電用原子炉の減圧ができない場合は，以下の手段により直流電源を確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。
・常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後，常設代替直流電源設備のAM用蓄電池の枯渇を防止するため，可搬型直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。
・逃がし安全弁の作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。</td></tr>
</table>

対応手段等	サポート系故障時	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保	逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源を高圧窒素ガス供給系に切り替えることで逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。 高圧窒素ガス供給系からの供給期間中において，逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は，予備の窒素ガスボンベに切り替える。
		代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧	全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は，以下の手段により直流電源を確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。 ・可搬型直流電源設備等により直流電源を確保する。 ・代替交流電源設備等により充電器を受電することで直流電源を確保する。
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止		炉心損傷時，原子炉圧力容器への注水手段がない場合は，原子炉圧力容器が高圧の状態で破損した場合に溶融物が放出され，原子炉格納容器内の雰囲気が直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため，逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時		インターフェイスシステム LOCA が発生した場合は，発電用原子炉を手動停止するとともに，原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため，漏えい箇所を隔離する。 漏えい箇所を隔離できない場合は，原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを抑制するため，逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し，漏えい箇所を隔離する。 原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合は，原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで，原子炉建屋原子炉区域内の圧力上昇を抑制し，環境を改善する。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は，低圧注水系，低圧代替注水系等による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し，逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。 なお，残留熱除去系が運転している場合は，原子炉水位低(L-1)が 10 分継続した段階で代替自動減圧機能が自動作動することを確認し，これにより発電用原子炉を減圧する。

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	サポート系故障時	常設直流電源系統の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は，可搬型直流電源設備又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。 常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は，可搬型直流電源設備等により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。 常設直流電源喪失の原因が全交流動力電源喪失の場合は，代替交流電源設備等により充電器を受電することで直流電源を確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。 逃がし安全弁作動窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は，高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベにより逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。
	代替自動減圧機能による発電用原子炉の自動減圧時の留意事項		「1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における対応操作中は，発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため，自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系の作動を阻止する。
	逃がし安全弁の背圧対策		逃がし安全弁は，想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう，あらかじめ逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス圧力を設定する。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の溢水の影響		隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは，インターフェイスシステム LOCA により漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し，溢水の影響がないようにする。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡの検知		インターフェイスシステム LOCA の発生は，原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋内において各部屋が分離されているため，漏えい箇所の特定は，床漏えい検出器，監視カメラ及び火災報知器により行う。

配慮すべき事項	作業性	インターフェイスシステムLOCA発生時において，現場で漏えい箇所を隔離する場合は，隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートの環境を考慮して，現場環境(温度・湿度・圧力) が改善された状態で行い，事故環境下においても作業できるよう防護具を確実に装着する。
	燃料補給	配慮すべき事項は，「1.14　電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第１表　重大事故等対策における手順書の概要（4/19）

1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等				
方針目的				原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，低圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。 また，炉心が溶融し，原子炉圧力容器の破損に至った場合で，溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため，低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する手順等を整備する。
対応手段等	重大事故等対処設備（設計基準拡張）			設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）が健全であれば，これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。
	原子炉運転中の場合	フロントライン系故障時	低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は，以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し，発電用原子炉を冷却する。 ・復水貯蔵槽を水源として，低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は，代替淡水源を水源として，低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 なお，低圧代替注水系（可搬型）による注水は，海を水源として利用できる。
		サポート系故障時	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は，低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え，常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧し，サプレッション・チェンバを水源として，原子炉圧力容器へ注水し，発電用原子炉を冷却する。 また，常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し，電源の供給を継続することにより残留熱除去系（低圧注水モード）を運転継続する。 発電用原子炉の停止後は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に移行し，長期的に発電用原子炉を除熱する。

対応手段等	原子炉運転中の場合	溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	低圧代替注水系による残存溶融炉心の冷却	溶融炉心が原子炉圧力容器を破損し原子炉格納容器下部へ落下するものの，溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合は，以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し，残存溶融炉心を冷却する。 ・復水貯蔵槽を水源として，低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心の冷却ができない場合は，代替淡水源を水源として，低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 なお，低圧代替注水系（可搬型）による注水は，海を水源として利用できる。
	原子炉停止中の場合	フロントライン系故障時	低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合は，以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し，発電用原子炉を冷却する。 ・復水貯蔵槽を水源として，低圧代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は，代替淡水源を水源として，低圧代替注水系（可搬型）等により注水する。 なお，低圧代替注水系（可搬型）による注水は，海を水源として利用できる。
		サポート系故障時	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は，低圧代替注水系による発電用原子炉の冷却に加え，常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し，発電用原子炉の除熱を実施する。 また，常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し，電源の供給を継続することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を運転継続する。

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

配慮すべき事項	原子炉停止中の場合	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合において，低圧代替注水系（常設）に異常がなく，交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は，低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉を冷却する。 低圧代替注水系（常設）により発電用原子炉の冷却ができない場合において，低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は，低圧代替注水系（可搬型）により発電用原子炉を冷却する。 なお，低圧代替注水等により発電用原子炉を冷却する場合は，中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また，中央制御室から弁の操作ができない場合は，現場で弁の手動操作を実施する。
			サポート系故障時	外部電源，常設代替交流電源設備等により交流電源が確保できた場合において，原子炉補機冷却系の運転ができる場合は，残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)により発電用原子炉を除熱する。原子炉補機冷却系の運転ができない場合は，代替原子炉補機冷却系を設置し，残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)により発電用原子炉を除熱する。 代替原子炉補機冷却系の設置による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧に時間を要するため，低圧代替注水系等による発電用原子炉の冷却を並行して実施する。その際の優先順位は，フロントライン系故障時の優先順位と同様である。
	残存溶融炉心の冷却における留意事項			低圧代替注水系等により十分な注水流量が確保できない場合は，溶融炉心の冷却を優先し，効果的な注水箇所を選択する。
	作業性			低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A－2級）のホースの接続は，汎用の結合金具を使用し，容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
	電源確保			全交流動力電源喪失時は，代替交流電源設備等を用いて低圧代替注水系等による注水に必要な設備へ給電する。
	燃料補給			配慮すべき事項は，「1.14　電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第１表　重大事故等対策における手順書の概要（5/19）

<table>
<tr><td colspan="4">1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱，代替原子炉補機冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td colspan="2">重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td><td>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード又は格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系が健全であれば，これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</td></tr>
<tr><td>フロントライン系故障時</td><td>格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</td><td>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード，格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，以下の手段により原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。
・格納容器圧力逃がし装置により輸送する。
・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は，耐圧強化ベント系により輸送する。
格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁（空気作動弁，電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は，隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送する。</td></tr>
<tr><td>サポート系故障時</td><td>代替原子炉補機冷却系による除熱</td><td>設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，代替原子炉補機冷却系，残留熱除去系等により，発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。</td></tr>
</table>

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	設計基準事故対処設備である残留熱除去系が機能喪失した場合は，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の除熱を実施する。 格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は，耐圧強化ベント系により原子炉格納容器内の除熱を実施する。 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器ベントの実施にあたり，弁の駆動電源及び空気源がない場合は，現場で手動操作を行う。 なお，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系により格納容器ベントを実施する場合は，スクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。 サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は，ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。
	格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱時の留意事項		格納容器ベントを実施中に炉心損傷を判断した場合は，格納容器ベントを停止する。
	作業性		格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり，原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。 代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保するために使用する各種ホースの接続は，一般的に使用される工具を用い，容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
	電源確保		全交流動力電源が喪失した場合は，代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントを実施するために必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は，現場において手動で系統構成を行う。 全交流動力電源が喪失した場合は，常設代替交流電源設備等を用いて残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード，格納容器スプレイ冷却モード又は原子炉停止時冷却モード）へ給電する。
	燃料補給		配慮すべき事項は，「1.14　電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第１表　重大事故等対策における手順書の概要（6/19）

<table>
<tr><td colspan="5">1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="4">設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において，炉心の著しい損傷を防止するため，代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。
また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，代替格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td colspan="3">重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td><td>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード又はサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が健全であれば，これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">炉心損傷前</td><td>フロントライン系故障時</td><td>代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却</td><td>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は，以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
・復水貯蔵槽を水源として，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。
・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は，代替淡水源を水源として，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）等によりスプレイする。
なお，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は，海を水源として利用できる。</td></tr>
<tr><td>サポート系故障時</td><td>常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧</td><td>設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に加え，常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧し，サプレッション・チェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。
また，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は，常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧し，サプレッション・チェンバ・プール水を除熱する。</td></tr>
</table>

対応手段等	炉心損傷前	サポート系故障時	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は，代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。
	炉心損傷後	フロントライン系故障時	代替格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の冷却	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は，以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。 ・復水貯蔵槽を水源として，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は，代替淡水源を水源として，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）等によりスプレイする。 なお，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は，海を水源として利用できる。 また，原子炉圧力容器破損前に代替格納容器スプレイを実施することで原子炉格納容器内の温度の上昇を抑制し，逃がし安全弁の環境条件を緩和する。

対応手段等	炉心損傷後	サポート系故障時	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却に加え，常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧し，サプレッション・チェンバを水源として原子炉格納容器内へスプレイする。 設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は，常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧し，サプレッション・チェンバ・プール水を除熱する。 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧に時間を要する場合は，代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内へのスプレイを並行して実施する。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時		設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に異常がなく，交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。 代替格納容器スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の冷却を実施する場合は，以下の優先順位でスプレイを実施する。 ・原子炉圧力容器破損前 1. サプレッション・チェンバ内にスプレイ 2. ドライウェル内にスプレイ ・原子炉圧力容器破損後 1. ドライウェル内にスプレイ 2. サプレッション・チェンバ内にスプレイ

配慮すべき事項	作業性	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A－2級）のホースの接続は，汎用の結合金具を使用し，容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は，代替交流電源設備等を用いて代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内の冷却に必要な設備へ給電する。
	燃料補給	配慮すべき事項は，「1.14　電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第１表　重大事故等対策における手順書の概要（7/19）

1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等		
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系により，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。	
対応手段等	原子炉格納容器内の減圧及び除熱 格納容器圧力逃がし装置による	残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって原子炉格納容器内の圧力を 620kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合，又は燃料取替床の天井付近の水素濃度が 2.2vol%に到達した場合は，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁，電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は，隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
	原子炉格納容器内の減圧及び除熱 代替循環冷却系による	原子炉格納容器の破損を防止するため，代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	代替原子炉補機冷却系の設置が完了し，代替循環冷却系が起動できる場合は，代替循環冷却系により原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。 原子炉圧力容器の破損を判断した後は，代替循環冷却系により原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。 代替循環冷却系が起動できない場合は，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行う。 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの実施にあたり，弁の駆動電源及び空気源がない場合は，現場で手動操作を行う。 なお，格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施する場合は，スクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。 サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は，ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。

配慮すべき事項	格納容器ベント時の留意事項	格納容器圧力逃がし装置の系統内の不活性ガスによる置換	格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施中に，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，格納容器圧力逃がし装置の系統内を不活性ガス（窒素ガス）であらかじめ置換しておく。
		原子炉格納容器の負圧破損の防止	格納容器圧力逃がし装置の使用後に格納容器スプレイを実施する場合は，原子炉格納容器の負圧破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力を監視し，規定の圧力に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。
		放射線防護	格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は，プルームの影響による被ばくを低減するため，中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。 現場運転員の放射線防護を考慮して，遠隔手動弁を操作するエリアを原子炉建屋内の原子炉区域外に設置する。 作業員の放射線防護を考慮して，フィルタ装置，よう素フィルタの周囲及び配管等の周辺に遮蔽体を設ける。 また，格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して，防護具を装備し作業を行う。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は，代替交流電源設備等を用いて格納容器ベントに必要な電動弁へ給電する。電源が確保できない場合は，現場において手動で系統構成を行う。
	代替循環冷却時の留意事項	放射線防護	現場での系統構成は，運転開始前に行い，代替循環冷却系の起動及びその後の流量調整等の操作は，中央制御室で実施する。 なお，代替循環冷却系の運転後，長期にわたる系統廻りの線量低減対策として，可搬型代替注水ポンプにより系統水を入れ替えることでフラッシングを実施する。
		電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は，代替交流電源設備等を用いて代替循環冷却系へ給電する。

配慮すべき事項	作業性	格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり，原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。
	燃料補給	配慮すべき事項は，「1.14　電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第１表　重大事故等対策における手順書の概要（8/19）

<table>
<tr><td colspan="4">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</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，格納容器下部注水系により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却することにより，溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し，溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する手順等を整備する。
また，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td rowspan="2">原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</td><td>格納容器下部注水系による原子炉格納容器下部への注水</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合は，原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため，以下の手段により原子炉格納容器下部へ注水する。
・復水貯蔵槽を水源として，格納容器下部注水系（常設）により注水する。
・格納容器下部注水系（常設）により注水できない場合は，代替淡水源を水源として，格納容器下部注水系（可搬型）等により注水する。
なお，格納容器下部注水系（可搬型）による注水は，海を水源として利用できる。</td></tr>
<tr><td>溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止</td><td>原子炉圧力容器への注水</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合は，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，以下の手段により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉圧力容器へ注水する場合は，確実に未臨界を維持するため，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。
・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，復水貯蔵槽を水源として，高圧代替注水系により注水する。
・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は，復水貯蔵槽を水源として，低圧代替注水系（常設）により注水する。
・低圧代替注水系（常設）により注水できない場合は，代替淡水源を水源として，低圧代替注水系（可搬型）により注水する。
なお，低圧代替注水系（可搬型）による注水は，海を水源として利用できる。</td></tr>
<tr><td>配慮すべき事項</td><td>重大事故等時の対応手段の選択</td><td>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</td><td>格納容器下部注水系（常設）に異常がなく，交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は，格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。
格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水できない状況において，格納容器下部注水系（可搬型）に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は，格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。</td></tr>
</table>

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，高圧代替注水系に異常がなく，直流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は，高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において，低圧代替注水系（常設）に異常がなく，交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は，低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水ができない状況において，低圧代替注水系（可搬型）に異常がなく，燃料及び水源（代替淡水源）が確保されている場合は，低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止のために，原子炉圧力容器へ注水している状況において，損傷炉心を冷却できないと判断した場合は，原子炉格納容器下部への注水を開始する。
	作業性		格納容器下部注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）で使用する可搬型代替注水ポンプ（A－2 級）のホースの接続は，汎用の結合金具を使用し，容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は，代替交流電源設備等を用いて格納容器下部注水系及び低圧代替注水系による注水に必要な設備へ給電する。
	燃料補給		配慮すべき事項は，「1.14　電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第１表　重大事故等対策における手順書の概要（9/19）

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等		
方針目的		炉心の著しい損傷が発生した場合において，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスが，原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉格納容器内の不活性化，格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出，及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を行う手順等を整備する。
対応手段	原子炉格納容器内の不活性化	原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉運転中における原子炉格納容器内の雰囲気は，不活性ガス（窒素ガス）で置換することにより不活性化した状態とする。
	格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを以下の手段により大気に排出し，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。 ・格納容器圧力逃がし装置により排出する。 ・格納容器圧力逃がし装置が使用できない場合は，耐圧強化ベント系により排出する。
	原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を格納容器内水素濃度（SA），格納容器内水素濃度，格納容器内酸素濃度を用いて測定し，監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は，代替電源設備から給電されていることを確認後，格納容器内水素濃度(SA)を用いて測定し，監視する。

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	原子炉格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は，格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する。格納容器圧力逃がし装置が機能喪失した場合は，耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する。 なお，格納容器圧力逃がし装置を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する場合は，スクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバを経由する経路を第一優先とする。サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は，ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。 耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器内に滞留している水素ガス及び酸素ガスを排出する場合は，スクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバを経由する経路のみを使用する。
	原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出時の留意事項	格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系を使用する場合は，プルームの影響による被ばくを低減させるため，中央制御室待避室へ待避しプラントパラメータを継続して監視する。 現場運転員の放射線防護を考慮して，遠隔手動弁を操作するエリアを原子炉建屋内の原子炉区域外に設置する。 作業員の放射線防護を考慮して，フィルタ装置，よう素フィルタの周囲及び配管等の周辺に遮蔽体を設ける。 また，格納容器ベント操作後の汚染の可能性を考慮して，防護具を装備して作業を行う。 耐圧強化ベント系を使用する場合は，原子炉格納容器内の圧力が規定値以下であることを確認する。
	作業性	格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の隔離弁を遠隔で手動操作する場合は，操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であり，原子炉建屋内の原子炉区域外で実施する。
	電源確保	全交流動力電源が喪失した場合は，代替交流電源設備等を用いて原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出に必要な電動弁，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度へ給電する。

第1表　重大事故等対策における手順書の概要（10/19）

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等		
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において，水素ガスが原子炉格納容器内に放出され，原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため，静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制及び原子炉建屋内の水素濃度監視を行う手順等を整備する。	
対応手段	静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	原子炉格納容器内で発生した水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした場合は，静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制するために設置している静的触媒式水素再結合器の作動状態を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は，代替電源設備から給電されていることを確認後，静的触媒式水素再結合器動作監視装置を用いて監視する。
	原子炉建屋内の水素濃度監視	原子炉格納容器内で発生し原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素濃度を監視するため，原子炉建屋水素濃度を用いて原子炉建屋内の水素濃度を監視する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は，代替電源設備から給電されていることを確認後，原子炉建屋内水素濃度を用いて監視する。
配慮すべき事項	非常用ガス処理系の停止	非常用ガス処理系の系統内での水素爆発を回避させるため，原子炉建屋内の水素濃度の上昇を確認した場合は，非常用ガス処理系を手動操作により停止する。

第1表　重大事故等対策における手順書の概要（11/19）

<table>
<tr><td colspan="4">1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するため，燃料プール代替注水，漏えい抑制，使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。
また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するため，使用済燃料プールへのスプレイ，大気への拡散抑制，使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段</td><td rowspan="2">使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時</td><td>燃料プール代替注水</td><td>残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合，又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は，代替淡水源を水源として，燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイヘッダから使用済燃料プールへ注水する。
なお，燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は，海を水源として利用できる。</td></tr>
<tr><td>漏えい抑制</td><td>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により，使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は，ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレーク孔により漏えいが停止したことを確認する。
さらに，現場で手動弁により隔離操作を実施する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時</td><td>燃料プールスプレイ</td><td>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は，代替淡水源を水源として，燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイヘッダから使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。
なお，燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへのスプレイは，海を水源として利用できる。</td></tr>
<tr><td>大気への放射性物質の拡散抑制</td><td>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は，原子炉建屋放水設備により海水を原子炉建屋へ放水する。
本対応手段は，「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。</td></tr>
</table>

対応手段	重大事故等時の使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合，又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。 なお，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)等の機能が喪失している場合は，あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。
		代替電源による給電	全交流動力電源又は直流電源が喪失した状況において使用済燃料プールの状態を監視するため，所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備から使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）へ給電する。 さらに，代替交流電源設備等から使用済燃料貯蔵プール監視カメラへ給電する。
	重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失により起動できない場合は，常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより燃料プール冷却浄化系の電源を確保し，原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保することで使用済燃料プールを除熱する。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択		使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合，又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は，その程度によらず，可搬型代替注水ポンプ（A－1 級）及び（A－2 級）により使用済燃料プールへ注水又はスプレイが可能となるよう準備し，可搬型代替注水ポンプ（A－1 級）を優先して使用する。 また，可搬型代替注水ポンプにより使用済燃料プールへ注水又はスプレイする場合は，常設スプレイヘッダを優先して使用し，常設スプレイヘッダが使用できない場合は，可搬型スプレイヘッダを使用する。 全交流動力電源の喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱機能が喪失した場合は，常設代替交流電源設備等を用いて燃料プール冷却浄化系の電源を確保し，原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系により冷却水を確保するとともに燃料プール代替注水により水源を確保し，燃料プール冷却浄化系により使用済燃料プールを除熱する。

配慮すべき事項	作業性	燃料プール代替注水系で使用する可搬型代替注水ポンプ（A－1 級）及び（A－2 級）のホースの接続は，汎用の結合金具を使用し，容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
	燃料補給	配慮すべき事項は，「1.14　電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第1表　重大事故等対策における手順書の概要（12/19）

<table>
<tr><td colspan="3">1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="2">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制により発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備する。
また，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において，航空機燃料火災への泡消火により火災に対応する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td rowspan="2">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷</td><td>大気への放射性物質の拡散抑制</td><td>炉心損傷を判断した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合，使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合，又は大型航空機の衝突等，原子炉建屋で大きな損傷を確認した場合は，海を水源として，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により放水準備を開始する。その後，原子炉格納容器の破損のおそれがある場合，原子炉格納容器からの異常な漏えいにより格納容器圧力逃がし装置で原子炉格納容器の減圧及び除熱をしているものの，原子炉建屋トップベントを開放する場合，使用済燃料プールへのスプレイが出来ない場合，又は，プラントの異常によりモニタリング・ポストの指示がオーダーレベルで上昇した場合は，原子炉建屋に海水を放水する。</td></tr>
<tr><td>海洋への放射性物質の拡散抑制</td><td>大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により原子炉建屋へ海水を放水する場合は，放射性物質を含む汚染水が発生するため，以下の手段により海洋への放射性物質の拡散を抑制する。
・防潮堤内側の合計6箇所に放射性物質吸着材を設置する。設置にあたっては，放水した汚染水が流れ込む6号及び7号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝2箇所を優先する。
・小型船舶（汚濁防止膜設置用）を用いて取水口3箇所，放水口1箇所の合計4箇所に汚濁防止膜を設置する。設置にあたっては，放水した汚染水が海洋に流れ込むルートにある放水口1箇所を優先する。</td></tr>
<tr><td>航空機燃料火災への泡消火</td><td colspan="2">原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は，海を水源として，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合装置により，泡消火を実施する。</td></tr>
</table>

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

第1表　重大事故等対策における手順書の概要（13/19）

<table>
<tr><td colspan="4">1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">設計基準事故の収束に必要な水源であるサプレッション・チェンバ及び復水貯蔵槽とは別に，重大事故等の収束に必要となる水源として，ほう酸水注入系貯蔵タンク等を確保する。さらに，代替淡水源として防火水槽及び淡水貯水池を確保するとともに，海を水源として確保する。
設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため，復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ，防火水槽，淡水貯水池，海及びほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段，並びに復水貯蔵槽，防火水槽等への水の補給について手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">対応手段等</td><td rowspan="2">水源を利用した対応手順</td><td>復水貯蔵槽を水源とした対応手段</td><td>サプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，復水貯蔵槽を水源として，以下の手段により対応する。
・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉圧力容器へ注水する。
・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時において，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は，高圧代替注水系により原子炉圧力容器へ注水する。
・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時において，残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により発電用原子炉の冷却ができない場合は，低圧代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水する。
・残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイする。
・原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため，格納容器下部注水系（常設）により原子炉格納容器下部へ注水する。</td></tr>
<tr><td>サプレッション・チェンバを水源とした対応手段</td><td>復水貯蔵槽を水源として利用できない場合は，サプレッション・チェンバを水源として，以下の手段により対応する。
・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系及び残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉圧力容器へ注水する。
・重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)により原子炉格納容器内を除熱する。
・原子炉格納容器の破損を防止するため，代替循環冷却系により原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内を除熱する。</td></tr>
</table>

対応手段等	水源を利用した対応手順	防火水槽を水源とした対応手段	復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバを水源として利用できない場合は，防火水槽を水源として，以下の手段により対応する。 ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 なお，防火水槽に淡水を補給できない場合は，海水を補給するか，海を水源として利用する。
		淡水貯水池を水源とした対応手段	復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ及び防火水槽を水源として利用できない場合は，淡水貯水池を水源として，以下の手段により対応する。 ・低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。
		海を水源とした対応手段	復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ，防火水槽及び淡水貯水池を水源として利用できない場合は，海を水源として，以下の手順により対応する。 ・大容量送水車（海水取水用）及び低圧代替注水系（可搬型）により原子炉圧力容器へ注水する。 ・大容量送水車（海水取水用）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内へスプレイする。 ・大容量送水車（海水取水用）及び格納容器下部注水系（可搬型）により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・大容量送水車（海水取水用）及び燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水及びスプレイする。 原子炉補機冷却系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，代替原子炉補機冷却系を使用し，残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。 本対応手段は，「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」の代替原子炉補機冷却系による除熱と同様である。

対応手段等	水源を利用した対応手順	海を水源とした対応手段	炉心損傷を判断した場合においてあらゆる注水手段を講じても原子炉圧力容器への注水が確認できない場合，使用済燃料プール水位が低下した場合においてあらゆる注水手段を講じても水位低下が継続する場合，又は大型航空機の衝突等，原子炉建屋で大きな損傷を確認した場合は，海を水源として，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲により放水する。 本対応手段は，「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気への放射性物質の拡散抑制と同様である。 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は，海を水源として，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合装置により泡消火を実施する。 本対応手段は，「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の航空機燃料火災への泡消火と同様である。
		ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした対応手段	ATWS が発生した場合，又は重大事故等の進展抑制や溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止が必要となる場合は，ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。
	水源へ水を補給するための対応手段	復水貯蔵槽への補給	水源として復水貯蔵槽を利用する場合は，防火水槽及び淡水貯水池の水を可搬型代替注水ポンプ（A－2 級）により復水貯蔵槽へ補給する。 また，海水を利用する場合は，防火水槽に補給した海水，大容量送水車（海水取水用）から送水された海水を可搬型代替注水ポンプ（A－2 級）により復水貯蔵槽へ補給する。
		防火水槽への補給	水源として防火水槽を利用する場合は，淡水貯水池の淡水を防火水槽へ補給する。 また，枯渇等により淡水の補給が継続できない場合は，海水を大容量送水車（海水取水用）により防火水槽へ補給する。
配慮すべき事項	送水ルートの選択	水源から接続口までの距離により可搬型代替注水ポンプの必要台数及び設置場所，ホースの必要本数を選定し，水源と接続口の距離が最短となる組み合わせを優先して選択する。	
	切替え性	可搬型代替注水ポンプ（A－1 級及び A－2 級）の水源は，防火水槽（淡水）を優先する。淡水の供給が継続できないおそれがある場合は，海水の供給に切り替えるが，防火水槽を経由することにより，供給を継続しながら淡水から海水への切替えが可能である。	

配慮すべき事項	成立性	海水取水時には，ホース先端にストレーナを取り付け，海面より低く着底しない位置に取水部分を固定することにより，ホースへの異物の混入を防止する。
	作業性	復水貯蔵槽への補給，可搬型代替注水ポンプによる送水で使用する可搬型代替注水ポンプ（A－1 級）及び（A－2 級）のホースの接続は，汎用の結合金具を使用し，容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。

第1表　重大事故等対策における手順書の概要（14/19）

1.14　電源の確保に関する手順等			
方針目的	電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため，代替交流電源設備，号炉間電力融通設備，所内蓄電式直流電源設備，可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備により必要な電力を確保する手順等を整備する。 また，重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため，燃料補給設備により給油する手順等を整備する。		
対応手段等	重大事故等対処設備（設計基準拡張）		設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備並びに非常用直流電源設備C系及びD系が健全であれば，これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け，重大事故等の対処に用いる。
	交流電源喪失時	代替交流電源設備による給電	全交流動力電源が喪失した場合は，以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。 ・常設代替交流電源設備を用いて給電する。 ・常設代替交流電源設備等を用いて給電できず，号炉間電力融通により給電できない場合は，可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。
		電力融通による給電	全交流動力電源が喪失し，さらに常設代替交流電源設備等を用いて給電できない場合において，他号炉の非常用交流電源設備から給電できる場合は，以下の手段により自号炉の非常用高圧母線を受電する。 ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電する。 ・号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いて受電できない場合は，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いて受電する。
	直流電源喪失時	代替直流電源設備による給電	全交流動力電源が喪失した場合において，充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は，以下の手段により直流電源設備へ給電する。 ・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間，所内蓄電池式直流電源設備を用いて給電する。 ・所内蓄電池式直流電源設備を用いて給電できない場合は，可搬型直流電源設備等を用いて給電する。
	非常用所内電気設備機能喪失時	代替所内電気設備による給電	設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は，代替所内電気設備を用いて電路を確保し，代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。

配慮すべき事項	負荷容量	有効性評価において最大負荷となる崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）を想定するシナリオにおいても，常設代替交流電源設備により必要最大負荷以上の電力を確保し，発電用原子炉を安定状態に収束するための設備へ給電する。 重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合，常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し，代替手段が使用可能であることを確認する。
	悪影響防止	代替交流電源設備等を用いて給電する場合は，受電前準備として非常用高圧母線及び AM 用 MCC の負荷の遮断器を「切」とし，動的機器の自動起動防止のため，コントロールスイッチを「切」又は「切保持」とする。 AM 用 MCC を受電する場合は，受電時の急激な負荷上昇防止のため，動的機器である復水移送ポンプのコントロールスイッチを「切保持」とする。
	成立性	所内蓄電式直流電源設備から給電されている 24 時間以内に，代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕を持って直流電源設備へ給電する。
	作業性	バッテリー内臓型 LED 照明を作業エリアに配備し，建屋内照明の消灯時における作業性を確保する。
	燃料補給	重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため，タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに給油する。 タンクローリの補給は，復旧が見込めない非常用ディーゼル発電機が接続されている軽油タンクの軽油を使用する。 多くの給油対象設備が必要となる事象を想定し，重大事故等発生後 7 日間，それらの設備の運転継続に必要な燃料（軽油）を確保するため，6 号及び 7 号炉の軽油タンク 1 基あたり 510kL 以上を管理する。

第1表　重大事故等対策における手順書の概要（15/19）

1.15　事故時の計装に関する手順等	
方針目的	重大事故等が発生し，計測機器の故障により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため，計器故障時の対応，計器の計測範囲を超えた場合への対応，計器電源喪失時の対応，計測結果を記録する手順等を整備する。
パラメータの選定及び分類	重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し，これを抽出パラメータとする。 抽出パラメータのうち，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。 また，計器の故障，計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により，主要パラメータを計測することが困難となった場合において，主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。 一方，抽出パラメータのうち，発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。 主要パラメータは，以下のとおり分類する。 ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち，自主対策設備の計器のみで計測されるが，計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 代替パラメータは，以下のとおり分類する。 ・重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

対応手段等	監視機能喪失時	計器故障時	他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が，計器の故障により計測することが困難となった場合において，他チャンネルの重要計器により計測できる場合は，当該計器を用いて計測を行う。
			代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は，代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり，使用する計器が複数ある場合は，代替パラメータと主要パラメータの関連性，検出器の種類，使用環境条件，計測される値の不確かさ等を考慮し，使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は，以下の方法で行う。 ・同一物理量（温度，圧力，水位，放射線量率，水素濃度及び中性子束）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度，圧力，流量等の傾向監視により推定 ・必要な pH が確保されていることを，フィルタ装置水位の水位変化により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定 ・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定 ・原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力(D/W)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位)，あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（S/C）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定

対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉圧力容器内の温度及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量である。 これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。 ・原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた場合は，炉心損傷状態と推定して対応する。 ・原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は，高圧代替注水系系統流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，復水補給水系流量(RHR A 系代替注水流量)，復水補給水系流量(RHR B 系代替注水流量)，残留熱除去系系統流量のうち，機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 なお，原子炉圧力容器内が満水状態であることは，原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により，原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは，原子炉圧力容器温度により監視可能である。 ・原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）が計測範囲を超えた場合において，低圧代替注水系使用時は，水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。 また，代替循環冷却系使用時は，注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。 ・原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)が計測範囲を超えた場合は，水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。
			可搬型計測器による計測	原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は，可搬型計測器により計測することも可能である。

対応手段等	計器電源喪失時	全交流動力電源喪失が発生した場合は，以下の手段により計器へ給電し，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。 ・所内蓄電式直流電源設備から給電する。 ・代替交流電源設備等から給電する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は，可搬型直流電源設備等から給電する。 代替電源(交流，直流)からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。
	パラメータ記録	重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは，安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。 ただし，複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ(使用した計測結果を含む)の値，現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は，記録用紙に記録する。
配慮すべき事項	発電用原子炉施設の状態把握	重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲，個数，耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。
	確からしさの考慮	圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は，水が飽和状態でないと不確かさが生じるため，計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ，複数の関連パラメータを確認し，有効な情報を得た上で推定する。 推定に当たっては，代替パラメータの誤差による影響を考慮する。
	可搬型計測器による計測又は監視の留意事項	可搬型計測器による計測対象の選定を行う際，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか１つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は，いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

第1表　重大事故等対策における手順書の概要（16/19）

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合において，運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保，汚染の持ち込み防止に係る手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	中央制御室にとどまる運転員の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするため，中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室換気空調系給排気隔離弁，中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置等により中央制御室隣接区域からのインリークを防止し，環境に放出された放射性物質等による被ばくから運転員を防護するため中央制御室の居住性を確保する。 ・中央制御室換気空調系は，原子炉冷却材圧力バウンダリからの1次冷却材の漏えい等により通常運転モードから再循環運転モードに切り替わり，環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護する。再循環運転モードが停止した場合や再循環運転モード運転中に中央制御室内放射線量が異常上昇した場合は，中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室の陽圧化を実施する。 ・炉心損傷時は，放射性物質等が環境に放出されるおそれがある格納容器圧力逃がし装置を使用する前に，中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室の陽圧化を実施し，中央制御室待避室陽圧化装置により中央制御室待避室の陽圧化を実施する。 ・全交流動力電源喪失時は，常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室可搬型陽圧化空調機へ給電し，中央制御室の陽圧化を実施する。 ・中央制御室換気空調系が再循環運転モードで運転中等，中央制御室が隔離されている状態となった場合は，中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い，酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により許容濃度を満足できない場合は，外気を取り入れる。中央制御室待避室における酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定も中央制御室同様に行い，許容濃度を満足できない場合は，中央制御室待避室給・排気弁により調整及び管理を行う。 ・全交流動力電源喪失時に中央制御室の照明が使用できない場合は，可搬型蓄電池内蔵型照明により中央制御室の照明を確保し，チェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は，乾電池内蔵型照明により照明を確保する。

対応手段等	汚染の持ち込み防止	中央制御室へ汚染の持ち込みを防止するため，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合は，モニタリング及び作業服への着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。
	運転員等の被ばく低減	非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持することにより，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉区域内に漏えいしてくる放射性物質が，原子炉建屋原子炉区域から直接環境へ放出されることを防止し，被ばくから運転員等を防護する。 全交流動力電源の喪失により非常用ガス処理系が起動できない場合は，常設代替交流電源設備等を用いて非常用ガス処理系へ給電する。
配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では運転員等がモニタリングを行い，汚染が確認された場合は，チェンジングエリア内に設ける除染エリアにおいてウェットティッシュ等により除染を行う。除染による汚染水は，ウェスに染み込ませることで固体廃棄物として廃棄する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は，常設代替交流電源設備等を用いて中央制御室換気空調系給排気隔離弁等へ給電する。

第1表　重大事故等対策における手順書の概要（17/19）

1.17　監視測定等に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するため，放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するため，風向，風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。	
対応手段等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	発電所及びその周辺における放射線量は，通常時からモニタリング・ポストを用いて連続測定しているが，放射線量の測定機能が喪失した場合は，可搬型モニタリングポストを用いて監視し，及び測定し，並びにその結果を記録する。また，原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合は，モニタリング・ポストが設置されていない海側等に可搬型モニタリングポストを配置し，放射線量を測定する。さらに，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化の判断のため，5号炉原子炉建屋付近に可搬型モニタリングポストを配置し，放射線量を測定する。 発電所及びその周辺における空気中の放射性物質の濃度は，放射能観測車を用いて測定するが，空気中の放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合は，可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーションサーベイメータ，GM汚染サーベイメータ）等を用いて監視し，及び測定し，並びにその結果を記録する。 発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量は，可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーションサーベイメータ，GM汚染サーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）を用いて監視し，及び測定し，並びにその結果を記録する。 発電所の周辺海域は，小型船舶（海上モニタリング用）を用いて海上モニタリングを行う。
	風向、風速その他	発電所における風向，風速その他の気象条件は，通常時から気象観測設備を用いて連続測定しているが，それらの測定機能が喪失した場合は，可搬型気象観測装置を用いて測定し,及びその結果を記録する。
	測定頻度	可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の測定は，連続測定とする。 放射性物質の濃度の測定（空気中，水中，土壌中）及び海上モニタリングは，１回／日以上とするが，発電用原子炉施設の状態，放射性物質の放出状況及び海洋の状況を考慮し，測定しない場合もある。 風向，風速その他の気象条件の測定は，連続測定とする。

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

第1表　重大事故等対策における手順書の概要（18/19）

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順書等		
方針目的		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が緊急時対策所にとどまり，重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な居住性の確保，必要な指示及び通信連絡，必要な数の要員の収容，代替交流電源設備からの給電に関する手順等を整備する。
対応手段等	居住性の確保	緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所陽圧化装置（空気ボンベ）を用いた希ガス等の放射性物質の侵入防止等により，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため，以下の手順等により緊急時対策所の居住性を確保する。 ・緊急時対策所を立ち上げる場合は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所の可搬型陽圧化空調機を起動するとともに，酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。 全交流動力電源喪失時は，代替交流電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を用いて給電し，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機を起動する。 ・原子力災害特別措置法第10条事象が発生した場合，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所に可搬型エリアモニタを設置し，放射線量の測定を実施する。 ・格納容器ベント等により放射性物質の放出のおそれがある場合は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所対策本部及び待機場所において，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ボンベ）を用いて加圧を行うとともに，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を用いて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する。その後，発電所敷地内に設置する可搬型モニタリングポスト等の指示値により周辺環境中の放射性物質が十分減少したと判断した場合は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ボンベ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機へ切り替える。
対応手段等	必要な指示及び通信連絡	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等は，緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用いて必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し，重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に整備する。当該資料は，常に最新となるよう通常時から維持，管理する。 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡設備により，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

対応手段等	必要な数の要員の収容	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所には，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え，原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため，以下の手順等により必要な放射線管理を行うための資機材，飲料水，食料等を整備し，維持，管理するとともに，放射線管理等の運用を行う。 ・7 日間外部からの支援がなくとも緊急時対策要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服，個人線量計，全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに，通常時から維持，管理し，重大事故等時には，防護具等の使用及び管理を適切に運用し，十分な放射線管理を行う。 ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生したと判断した後，事象進展の状況，参集済みの要員数及び作業の優先順位を考慮して，上記資機材を用いて，モニタリング及び汚染防護服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。 ・少なくとも外部からの支援なしに 7 日間活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄するとともに，通常時から維持，管理し，重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所内の環境を確認した上で，飲食の管理を行う。
	代替電源設備からの給電	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷は，5 号炉の共通用高圧母線，及び 6 号炉若しくは 7 号炉の非常用高圧母線より受電されるが，当該母線より受電できない場合は，可搬型代替交流電源設備である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を用いて給電する。
配慮すべき事項	配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また，要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。
	放射線管理	除染は，ウェットティッシュでの拭き取りを基本とするが，拭き取りにて除染できない場合は，簡易シャワーにて水洗による除染を行う。簡易シャワーで発生した汚染水は，必要に応じてウエスへ染み込ませる等により固体廃棄物として廃棄する。 運転中の 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機が故障する等，切替えが必要となった場合は，待機側への切替えを行う。 使用済の可搬型陽圧化空調機のフィルタ部分は非常に高線量になるため，フィルタ交換や使用済空調機を移動することによる被ばくを避けるため，放射線量が減衰して下がるまで，適切な遮蔽が設置されているその場所で一時保管する。

配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備からの給電により，緊急時対策所の安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備へ給電する。
	燃料補給	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の運転開始後，負荷運転時における燃料給油手順着手時間に達した場合は，軽油タンクからタンクローリ（4kL）へ補給した燃料を当該設備に給油する。 なお，重大事故等時 7 日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として，6 号炉軽油タンク及び 7 号炉軽油タンク（合計 2,040kL）を管理する。

第1表　重大事故等対策における手順書の概要（19/19）

1.19　通信連絡に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため，発電所内の通信連絡設備（発電所内），発電所外（社内外）との通信連絡設備（発電所外）により通信連絡を行う手順等を整備する。	
対応手段等	発電所内の通信連絡	運転員及び緊急時対策要員が，中央制御室，中央制御室待避室，屋内外の現場，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との間で相互に通信連絡を行う場合は，衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備等を使用する。 全交流動力電源喪失時は，代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。 また，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有する場合は，安全パラメータ表示システム（SPDS）を使用する。 直流電源喪失時等は，可搬型の計測器を用いて炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合は，以下の手段により実施する。 ・現場（屋内）と中央制御室との連絡には，携帯型音声呼出電話設備等を使用する。 ・現場（屋外）と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には，無線連絡設備等を使用する。 ・中央制御室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には，衛星電話設備，無線連絡設備等を使用する。 ・中央制御室待避室と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には，衛星電話設備及び無線連絡設備を使用する。 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との連絡には，携帯型音声呼出電話設備等を使用する。 ・放射能観測車と5号炉原子炉建屋内緊急時対策所との連絡には，衛星電話設備を使用する。

<table>
<tr><td rowspan="4">対応手段等</td><td rowspan="4">発電所外（社内外）との通信連絡</td><td colspan="2">緊急時対策要員が，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所と本社，国，自治体，その他関係機関等及び所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は，衛星電話設備，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使用する。
全交流動力電源喪失時は，代替電源設備（充電式電池及び乾電池を含む。）を用いてこれらの設備へ給電する。
国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送し，パラメータを共有する場合は，データ伝送設備を使用する。
直流電源喪失時等，可搬型の計測器を用いて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合は，以下の手段により実施する。
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所と本社，自治体，その他関係機関等との連絡には，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等を使用する。
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所と国との連絡には，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所と所外関係箇所（社内向）との連絡には，衛星電話設備を使用する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">配慮すべき事項</td><td rowspan="2">重大事故時の対応手段の選択</td><td>発電所内の通信連絡</td><td>運転員及び緊急時対策要員が，中央制御室，中央制御室待避室，屋内外の現場，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）との間で操作・作業等の通信連絡を行う場合は，通常，屋内外で使用が可能である送受話器（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を使用するが，これらが使用できない場合は，衛星電話設備，無線連絡設備及び携帯型音声呼出電話設備を使用する。
なお，特に重要なパラメータを計測し，その結果を発電所内の必要な場所で共有する場合も同様である。</td></tr>
<tr><td>発電所外（社内外）との通信連絡</td><td>緊急時対策要員が，本社との間で通信連絡を行う場合は，通常，テレビ会議システム及び衛星電話設備（社内向）を使用するが，これらが使用できない場合は，衛星電話設備又は統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。
緊急時対策要員が，国との間で通信連絡を行う場合は，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備又は衛星電話設備を使用する。
緊急時対策要員が，自治体，その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合は，通常，専用電話設備を使用するが，これらが使用できない場合は，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備又は衛星電話設備を使用する。
緊急時対策要員が，所外関係箇所（社内向）との間で通信連絡を行う場合は，衛星電話設備を使用する。
なお，特に重要なパラメータを計測し，その結果を発電所外の必要な場所で共有する場合も同様である。</td></tr>
</table>

配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は，代替電源設備を用いて，衛星電話設備（常設），無線連絡設備（常設），統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備へ給電する。

第2表　重大事故等対策における操作の成立性（1／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	－	－	－	－
1.2	高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	運転員 （中央制御室，現場）	5	約40分
	原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却（運転員操作）	運転員 （中央制御室，現場）	5	約90分
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14と同様		
	可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	1.14と同様		
	ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約20分
1.3	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	運転員 （中央制御室，現場）	6	約35分
	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	1.14と同様		
	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	運転員 （中央制御室，現場）	6	約55分
	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保（不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約20分
	代替直流電源設備による復旧	1.14と同様		
	代替交流電源設備による復旧	1.14と同様		
	インターフェイスシステムLOCA 発生時の対応（現場での隔離操作）	運転員 （中央制御室，現場）	6	約240分
1.4	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約125分
		緊急時対策要員	3	
	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約330分
		緊急時対策要員	6	
	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約125分
		緊急時対策要員	3	
	低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約330分
		緊急時対策要員	6	
	代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧	運転員 （中央制御室，現場）	6	20分以内
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱（設計基準拡張）	運転員 （中央制御室，現場）	6	20分以内
1.5	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分
	原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ボンベ）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約45分
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員	2	45分以内

第2表　重大事故等対策における操作の成立性（2／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.5	フィルタ装置水位調整（水抜き）	緊急時対策要員	2	約150分
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	運転員（中央制御室）	2	約270分
		緊急時対策要員	6	
	フィルタ装置スクラバ水pH調整	運転員（中央制御室）	1	約85分
		緊急時対策要員	6	
	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	緊急時対策要員	2	約155分
	ドレンタンク水抜き	緊急時対策要員	2	約80分
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 （中央制御室，現場）	4	約55分
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員 （中央制御室，現場）	6	約70分
	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員 （中央制御室，現場）	6	135分以内
	代替原子炉補機冷却系による除熱	運転員 （中央制御室，現場）	4	約9時間
		緊急時対策要員	13	
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱（設計基準拡張）	1.4と同様		
1.6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（交流電源が確保されていて防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約125分
		緊急時対策要員	3	
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（交流電源が確保されていて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約330分
		緊急時対策要員	6	
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失していて防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約125分
		緊急時対策要員	3	
	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	3	約330分
		緊急時対策要員	6	
1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（一次隔離弁を全開状態で保持）	運転員（現場）	2	約40分
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	緊急時対策要員	2	45分以内
	フィルタ装置水位調整（水抜き）	運転員（中央制御室）	1	約130分
		緊急時対策要員	10	

第2表　重大事故等対策における操作の成立性（3／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.7	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	運転員（中央制御室）	2	約270分
		緊急時対策要員	6	
	フィルタ装置スクラバ水pH調整	運転員（中央制御室）	1	約85分
		緊急時対策要員	10	
	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	緊急時対策要員	8	約130分
	ドレンタンク水抜き	運転員（中央制御室）	1	約80分
		緊急時対策要員	4	
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	運転員 （中央制御室，現場）	6	約70分
	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	運転員 （中央制御室，現場）	6	約90分
	代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱	運転員 （中央制御室，現場）	4	約9時間
		緊急時対策要員	13	
1.8	格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	運転員 （中央制御室，現場）	4	35分以内
	格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約125分
		緊急時対策要員	3	
	格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約330分
		緊急時対策要員	6	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（防火水槽を水源とした送水）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約125分
		緊急時対策要員	3	
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員 （中央制御室，現場）	4	約330分
		緊急時対策要員	6	
	ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	運転員 （中央制御室，現場）	4	約20分
1.9	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分
	原子炉格納容器ベント弁駆動源確保（予備ボンベ）	1.5と同様		
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	1.7と同様		
	フィルタ装置水位調整（水抜き）	1.7と同様		
	格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	1.7と同様		

第2表　重大事故等対策における操作の成立性（4／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.9	フィルタ装置スクラバ水pH調整	1.7と同様		
	ドレン移送ライン窒素ガスパージ	1.7と同様		
	ドレンタンク水抜き	1.7と同様		
	耐圧強化ベント系（W/W）による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	運転員（中央制御室，現場）	4	約55分
	耐圧強化ラインの窒素ガスパージ	緊急時対策要員	4	約6時間
	水素濃度及び酸素濃度の監視（格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の監視）	運転員（中央制御室，現場）	4	約25分
	代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様		
	代替原子炉補機冷却系による冷却水確保	1.5と同様		
1.10	代替電源による必要な設備への給電	1.14と同様		
1.11	燃料プール代替注水系による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（防火水槽を水源とした送水）	運転員（中央制御室）	1	110分以内
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による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（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員（中央制御室）	1	330分以内
		緊急時対策要員	6	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水（防火水槽を水源とした送水（SFP可搬式接続口を使用した場合））	運転員（中央制御室，現場）	3	約110分
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水（防火水槽を水源とした送水（原子炉建屋大物搬入口から接続した場合））	運転員（中央制御室，現場）	3	約120分
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）でSFP可搬式接続口を使用した場合）	運転員（中央制御室，現場）	3	約330分
		緊急時対策要員	6	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合）	運転員（中央制御室，現場）	3	約340分
		緊急時対策要員	6	
	漏えい抑制	運転員（中央制御室，現場）	4	90分以内
	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（防火水槽を水源とした送水）	運転員（中央制御室）	1	125分以内
		緊急時対策要員	3	
	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））	運転員（中央制御室）	1	330分以内
		緊急時対策要員	6	

第2表　重大事故等対策における操作の成立性（5／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（防火水槽を水源とした送水（SFP可搬式接続口を使用した場合））	運転員（中央制御室，現場）	3	約125分
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（防火水槽を水源とした送水（原子炉建屋大物搬入口から接続した場合））	運転員（中央制御室，現場）	3	約135分
		緊急時対策要員	2	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）でSFP可搬式接続口を使用した場合）	運転員（中央制御室，現場）	3	約330分
		緊急時対策要員	6	
	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ（淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）で原子炉建屋大物搬入口から接続した場合）	運転員（中央制御室，現場）	3	約340分
		緊急時対策要員	6	
	大気への放射性物質の拡散抑制	1.12と同様		
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員（中央制御室，現場）	3	約20分
	代替電源による給電	1.14と同様		
	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	運転員（中央制御室，現場）	6	約45分
1.12	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	8	約160分
	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	緊急時対策要員	4	約180分
	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制（北放水口への設置）	緊急時対策要員	6	約190分
	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制（取水口）への設置）	緊急時対策要員	13	約24時間
	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火	緊急時対策要員	8	約160分
1.13	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（高圧代替注水系による注水（現場手動操作））	1.2と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（原子炉隔離時冷却系による注水（現場手動操作））	1.2と同様		
	復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（常設）による注水）	1.8と同様		
	サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱（代替循環冷却系による減圧及び除熱）	1.7と同様		
	サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱（代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱）	1.7と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水）	1.4及び1.8と同様		

第2表　重大事故等対策における操作の成立性（6／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による冷却）	1.6と同様		
	防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	1.8と同様		
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した注水）	1.11と同様		
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した注水）	1.11と同様		
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用したスプレイ）	1.11と同様		
	防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイ）	1.11と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水）	1.4及び1.8と同様		
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による冷却）	1.6と同様		
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	1.8と同様		
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した注水）	1.11と同様		
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した注水）	1.11と同様		
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用したスプレイ）	1.11と同様		
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイ）	1.11と同様		
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水（交流電源が確保されている場合））	運転員（中央制御室，現場）	4	約5時間15分
		緊急時対策要員	10	
	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員（中央制御室，現場）	3	約5時間15分
		緊急時対策要員	10	

第2表　重大事故等対策における操作の成立性（7／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による冷却（交流電源が確保されている場合））	運転員（中央制御室，現場）	4	約5時間15分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした原子炉格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による冷却（全交流動力電源が喪失している場合））	運転員（中央制御室，現場）	3	約5時間15分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした原子炉格納容器下部への注水（格納容器下部注水系（可搬型）による注水）	運転員（中央制御室，現場）	6	約5時間15分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した注水）	運転員（中央制御室）	1	約5時間5分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した注水）	運転員（中央制御室，現場）	3	約5時間5分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用したスプレイ）	運転員（中央制御室）	1	約5時間15分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイ）	運転員（中央制御室，現場）	3	約5時間15分
		緊急時対策要員	10	
	海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送（代替原子炉補機冷却系による除熱）	1.5と同様		
	海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制（大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による拡散抑制）	1.12と同様		
	海を水源とした航空機燃料火災への泡消火（大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合装置による泡消火）	1.12と同様		
	ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入（ほう酸水注入系による注水）	1.2と同様		
	ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入（ほう酸水注入系によるほう酸水注入）	1.8と同様		
	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員（中央制御室）	1	145分以内
		緊急時対策要員	3	
	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	運転員（中央制御室）	1	340分以内
		緊急時対策要員	6	
	海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給	運転員（中央制御室）	1	約5時間25分
		緊急時対策要員	10	

第2表　重大事故等対策における操作の成立性（8／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	海から防火水槽への補給（大容量送水車（海水取水用）による補給）	緊急時対策要員	8	約5時間
1.14	常設代替交流電源設備による給電（M/C D系受電）	運転員 （中央制御室，現場）	6	20分以内
	常設代替交流電源設備による給電（M/C C系受電）	運転員 （中央制御室，現場）	6	50分以内
	可搬型代替交流電源設備による給電（P/C C系動力変圧器の一次側に接続し，P/C C系及びP/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約5時間40分
		緊急時対策要員	6	
	可搬型代替交流電源設備による給電（緊急用電源切替箱接続装置に接続し，P/C C系及びP/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約4時間45分
		緊急時対策要員	6	
	電力融通による給電（号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用し，M/C C系又はM/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	10	約1時間55分
		緊急時対策要員	6	
	電力融通による給電（号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を使用し，M/C C系又はM/C D系を受電する場合）	運転員 （中央制御室，現場）	10	約4時間5分
		緊急時対策要員	6	
	所内蓄電式直流電源設備による給電（直流125V蓄電池Aから直流125V蓄電池A-2への受電切替え）	運転員 （中央制御室，現場）	4	20分以内
	所内蓄電式直流電源設備による給電（直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への受電切替え）	運転員 （中央制御室，現場）	4	25分以内
	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（直流125V充電器盤Aの受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分
	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（直流125V充電器盤Bの受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分
	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（直流125V充電器盤A-2の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分
	代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電（AM用直流125V充電器盤の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約35分
	中央制御室監視計器C系及びD系の復旧	運転員 （中央制御室，現場）	4	約50分
	可搬型直流電源設備による給電（AM用動力変圧器への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約7時間35分
		緊急時対策要員	6	
	可搬型直流電源設備による給電（緊急用電源切替箱接続装置への接続によるAM用直流125V充電器盤の受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約6時間50分
		緊急時対策要員	6	
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	25分以内
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（常設代替交流電源設備による直流125V主母線盤B受電）	運転員 （中央制御室，現場）	4	約40分
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（可搬型代替交流電源設備（緊急用電源切替箱接続装置に接続）による直流125V主母線盤B受電）	運転員 （中央制御室，現場）	3	約40分
		緊急時対策要員	6	

第2表　重大事故等対策における操作の成立性（9／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.14	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（号炉間電力融通ケーブルによる直流125V主母線盤B受電）	運転員（中央制御室，現場）	5	約40分
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（可搬型代替交流電源設備（P/C C系動力変圧器の一次側に接続）による直流125V主母線盤B受電）	運転員（中央制御室，現場）	4	約1時間20分
		緊急時対策要員	6	
	常設代替交流電源設備によるAM用MCCへの給電	運転員（中央制御室，現場）	4	約25分
	号炉間電力融通ケーブル（常設）によるAM用MCCへの給電	運転員（中央制御室，現場）	8	約110分
		緊急時対策要員	6	
	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）によるAM用MCCへの給電	運転員（中央制御室，現場）	8	約4時間
		緊急時対策要員	6	
	可搬型代替交流電源設備（AM用動力変圧器に接続）によるAM用MCCへの給電	運転員（中央制御室，現場）	4	約5時間15分
		緊急時対策要員	6	
	可搬型代替交流電源設備（緊急用電源切替箱接続装置に接続）によるAM用MCCへの給電	運転員（中央制御室，現場）	4	約4時間30分
		緊急時対策要員	6	
	燃料補給設備による給油（軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給）	緊急時対策要員	2	105分以内
	燃料補給設備による給油（軽油タンクからタンクローリ（16kL）への補給）	緊急時対策要員	2	120分以内
	燃料補給設備による給油（タンクローリ（4kL）による給油対象設備への給油）	緊急時対策要員	2	約15分
	燃料補給設備による給油（タンクローリ（16kL）による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油）	緊急時対策要員	2	約90分
1.15	計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段（可搬型計測器（現場）による計測）	運転員（中央制御室，現場）	4	約18分
	計器電源が喪失した場合の手段	1.14と同様		
1.16	中央制御室換気空調系設備の運転手順等（中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順）	運転員（中央制御室，現場）	8	約30分
	中央制御室換気空調系設備の運転手順等（全交流動力電源が喪失した場合の隔離弁現場閉操作）	運転員（現場）	4	約30分
	中央制御室待避室の準備手順（中央制御室待避室陽圧化装置による加圧準備操作）	運転員（現場）	2	約30分
	チェンジングエリアの設置及び運用手順	緊急時対策要員	2	約60分
1.17	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	緊急時対策要員	2	約7時間15分
	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	緊急時対策要員	2	約1時間35分
	可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約1時間35分
	可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約1時間5分

第2表　重大事故等対策における操作の成立性（10／10）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.17	可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定	緊急時対策要員	2	約1時間5分
	海上モニタリング	緊急時対策要員	4	約4時間20分
	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	緊急時対策要員	2	約5時間35分
	放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策	緊急時対策要員	2	約25分
	可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	緊急時対策要員	2	約1時間30分
	モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等	緊急時対策要員	2	約1時間50分
1.18	緊急時対策所立ち上げの手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の手順）	緊急時対策要員	2	約60分
	緊急時対策所立ち上げの手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順）	緊急時対策要員	2	約20分
	可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定手順	1.17と同様		
	放射線防護等に関する手順等（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置（空気ボンベ）への切替え手順）	緊急時対策要員	3	約5分
	放射線防護等に関する手順等（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ボンベ）から可搬型陽圧化空調機への切替え手順）	緊急時対策要員	2	約30分
	放射線防護等に関する手順等（5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のパージ手順）	緊急時対策要員	2	約30分
	要員の収容に係る手順等（チェンジングエリアの設置及び運用手順）	緊急時対策要員	2	約90分
	代替電源設備からの給電手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電）	緊急時対策要員	2	約25分
	代替電源設備からの給電手順（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順）	緊急時対策要員	2	約130分
1.19	代替電源設備から給電する手順等	1.14及び1.18と同様		

添付資料 1.0.1

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉

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
設備に係る切替えの容易性について

＜　目　　次　＞

１．　切替えの容易性について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1.0.1-1

第１表　本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備・・・・・・・・・・・・・1.0.1-2
第２表　本来の用途以外で使用する自主対策設備・・・・・・・・・・・・・・・・1.0.1-3
第３表　対応手順の抽出　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・1.0.1-4

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・・・・・・・・・・・・・1.0.1-12

１．切替えの容易性について

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備については，通常時に使用する系統から弁操作等により速やかに重大事故時に対処する系統に切り替えるために必要な手順を事故時運転操作手順書に整備する。

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，復水補給水系，ほう酸水注入系，消火系があり，表 1 に本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備を表 2 に本来の用途以外で使用する自主対策設備を示し，表 3 に対応手順の抽出，別紙 1 に操作の概要を示す。

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

第１表　本来の用途以外で使用する重大事故等対処設備

設備・系統	本来の用途	本来の用途以外の用途	技術的能力に係る審査基準の該当項目
復水補給水系 (MUWC)	プラント起動・停止時及び通常運転時に，プラント構成機器の中で，復水を必要とする機器へ復水を供給する。 （復水器への補給水，非常用炉心冷却系の洗浄水等として使用）	給水系・非常用炉心冷却系が使用不能な場合に，発電用原子炉を減圧後に，残留熱除去系洗浄水弁，注入弁を「開」にして，原子炉圧力容器へ注水を行う。	1.4 1.8
		残留熱除去系が使用不能な場合に，残留熱除去系洗浄水弁，格納容器スプレイ弁を「開」にして，原子炉格納容器内にスプレイする。	1.6
		残留熱除去系が使用不能な場合に，サプレッション・プールを水源とし，残留熱除去系熱交換器を通して冷却したサプレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水又は原子炉格納容器内にスプレイすることで循環冷却を行う。	1.7
		炉心損傷時，原子炉圧力容器が破損して原子炉格納容器下部に放出される溶融炉心を冷却するため，原子炉格納容器下部専用の注水ラインの弁を「開」にして，原子炉格納容器下部へ注水を行う。 （注水ラインは復水補給水ラインのため，他系統の操作はない）	1.8
ほう酸水 注入系 (SLC)	万一制御棒を炉心に挿入できない状態が生じた際に，発電用原子炉に中性子吸収材を注入することにより，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，復水貯蔵槽，消火系，純水タンクを水源として原子炉圧力容器への注水を行う	1.2

第2表　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 (FP)	ろ過水タンクを水源とし，給水建屋に設置される消火ポンプにより原子炉建屋，廃棄物処理建屋，コントロール建屋，サービス建屋等の屋内消火栓，屋外消火栓及び泡消火設備に消火用水を供給する。	恒設の原子炉注水設備，復水移送ポンプが使用不能な場合に，ディーゼル駆動消火ポンプにより，ろ過水タンクを水源として原子炉圧力容器への注水を行う。	1.4 1.8
		残留熱除去系ポンプ，復水移送ポンプが使用不能な場合に，ディーゼル駆動消火ポンプにより，ろ過水タンクを水源として代替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，復水移送ポンプが使用不能な場合に，原子炉格納容器の損傷を防止するためディーゼル駆動消火ポンプにより，ろ過水タンクを水源として原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心の冷却を行う。	1.8
		恒設の燃料プール代替冷却設備，復水移送ポンプが使用不能な場合に，ディーゼル駆動消火ポンプにより，ろ過水タンクを水源として使用済燃料プールへの注水を行う。	1.11

第3表　対応手順の抽出

○：本来の用途　×：本来の用途以外　―：該当なし

No	項目	対応手順	本来の用途（常設）	本来の用途（可搬型）
1.1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	原子炉手動スクラム	○	―
		代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	○	―
		制御棒手動挿入（水圧挿入，電動挿入）	○	―
		制御棒自動挿入（電動挿入）	○	―
		原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	○	―
		自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	○	―
		ほう酸水注入	○	―
		原子炉水位低下による原子炉出力抑制	○	―
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	中央制御室からの高圧代替注水系起動	○	―
		現場手動操作による高圧代替注水系起動	○	―
		現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動	○	―
		代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	○	○
		可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	―	○
		直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電	―	○
		ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入及び注水	×	―
		制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	×※1	―
		高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水	○	―
		原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張）	○	―
		高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張）	○	―
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	減圧の自動化	○	―
		手動操作による減圧（逃がし安全弁の手動操作による減圧）	○	―
		手動操作による減圧（タービンバイパス弁の手動操作による減圧）	○	―
		可搬型直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能なし）開放	―	○
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放	―	○
		代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁(自動減圧機能なし)開放	○	―
		高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保	○	―
		代替直流電源設備による復旧（逃がし安全弁復旧）	―	○
		代替交流電源設備による復旧（逃がし安全弁復旧）	○	○
		炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順	○	―
		インターフェイスシステムLOCA発生時の対応手順	○	―

※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のため対象外。

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段等	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(淡水/海水)	—	○
		消火系による原子炉圧力容器への注水	×	—
		残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	○	—
		低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	×	—
		消火系による残存溶融炉心の冷却	×	—
		低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却(淡水/海水)	—	○
		残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	○	—
		残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張）	○	—
		残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱（設計基準拡張）	○	—
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	○	—
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	○	—
		代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	—	○
		大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保	—	○
		原子炉補機冷却系による補機冷却水確保（設計基準拡張）	○	—
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）による原子炉格納容器内へのスプレイ	×	—
		消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	×	—
		代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ(淡水/海水)	—	○
		残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	○	—
		残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プールの除熱	○	—
		ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱	○	—
		残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ（設計基準拡張）	○	—
		残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱（設計基準拡張）	○	—

No	項目	対応手順	本来の用途（常設）	本来の用途（可搬型）
1.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	—
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	○	—
		代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	—	○
		格納容器内 pH 制御	○	—
		可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給	—	○
		代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	—	○
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）による原子炉格納容器下部への注水	×	—
		格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水(淡水/海水)	—	○
		消火系による原子炉格納容器下部への注水	×	—
		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(淡水/海水)	—	○
		消火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	○	—
		ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	○	—
		制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	×※2	—
		高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水	○	—
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	発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化	○	—
		可搬型格納容器窒素供給設備による原子炉格納容器への窒素ガス供給	—	○
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	○	—
		耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	○	—
		可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	○	—
		原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	○	—
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水(淡水/海水)	—	○
		サプレッションプール浄化系による原子炉ウェルへの注水	○	—
		原子炉建屋内の水素濃度監視	○	—
		原子炉建屋トップベント	○	—
		静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制	○	—

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

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のための手順等	燃料プール代替注水系による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(淡水/海水)	—	○
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水/海水)	—	○
		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	○	—
		燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)	—	○
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(淡水/海水)	—	○
		使用済燃料プール漏えい緩和	—	○
		大気への放射性物質の拡散抑制	—	○
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	○	—
		代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	○	—
1.12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	—	○
		放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	—	○
		汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	—	○
		化学消防自動車単独又は高所放水車等による泡消火	—	○
		大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合装置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となる水の供給手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	○※3	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—
		復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	×	—
		復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	×	—
		復水貯蔵槽を水源とした原子炉ウェルへの注水	○	—

※3　制御棒駆動水系は本来の用途でない系統として該当するが，※2と同様の理由により対象外。

No	項目	対応手順	本来の用途（常設）	本来の用途（常設）
1.13	重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	—
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	○	—
		サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱	○	—
		サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱	○	○
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のろ過水タンクを水源とした原子炉圧力容器への注水	×	—
		ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器内の冷却	×	—
		ろ過水タンクを水源とした原子炉格納容器下部への注水	×	—
		ろ過水タンクを水源とした使用済燃料プールへの注水	×	—
		防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水（淡水／海水）	—	○
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の防火水槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	—	○
		防火水槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	—	○
		防火水槽を水源としたフィルタ装置への補給	—	○
		防火水槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	—	○
		防火水槽を水源とした原子炉ウェルへの注水	—	○
		防火水槽を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ	—	○
		淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水	—	○
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水	—	○
		淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却	—	○
		淡水貯水池を水源としたフィルタ装置への補給	—	○
		淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器下部への注水	—	○
		淡水貯水池を水源とした原子炉ウェルへの注水	—	○
		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	—	○
		海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプによる送水	—	○
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水	—	○
		海を水源とした原子炉格納容器内の冷却	—	○
		海を水源とした原子炉格納容器下部への注水	—	○
		海を水源とした原子炉ウェルへの注水	—	○
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ	—	○

No	項目	対応手順	本来の用途（常設）	本来の用途（可搬型）
1.13	重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	—	○
		海を水源とした大気への拡散抑制	—	○
		海を水源とした航空機燃料火災への泡消火	—	○
		ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入	×	—
		可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）	—	○
		純水補給水系（仮設発電機使用）による復水貯蔵槽への補給	○	—
		淡水貯水池から防火水槽への補給	○	○
		淡水タンクから防火水槽への補給	○	—
		海から防火水槽への補給	—	○
		淡水貯水池から淡水タンクへの補給	○	—
		原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え	○	—
		淡水から海水への切替え	○	—
1.14	電源の確保に関する手順等	第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車による M/C C 系及び M/C D 系受電	○	—
		電源車による P/C C 系及び P/C D 系受電	—	○
		号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	—	○
		所内蓄電式直流電源設備による給電	○	—
		可搬型直流電源設備による給電	—	○
		直流給電車による直流 125V 主母線盤 A への給電	—	○
		AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電	○	—
		常設直流電源喪失時の直流 125V 主母線盤 B 受電	○	—
		低圧電源号炉間融通による直流 125V 主母線盤 A 又は B 受電	○	—
		第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機，号炉間電力融通ケーブル又は電源車による AM 用 MCC 受電	○	○
		軽油タンクからタンクローリへの補給	—	○
		タンクローリから各機器等への給油	○	○
		非常用交流電源設備による給電（設計基準拡張）	○	—
		非常用直流電源設備による給電（設計基準拡張）	○	—

No	項目	対応手順	本来の用途（常設）	本来の用途（可搬型）
1.15	事故時の計装に関する手順等	計器の故障時に状態を把握するための手段（他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定）	○	○
		計器の計測範囲を超えた場合の手段（他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定，可搬型計測器による計測）	○	○
		計器電源が喪失した場合の手段（蓄電池，代替電源（交流，直流）からの給電）	○	○
		計器電源が喪失した場合の手段（可搬型計測器による計測又は監視）	—	○
		パラメータを記録する手段	○	○
1.16	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	中央制御室換気空調系設備の運転手順等	—	○
		中央制御室待避室の準備手順	—	○
		中央制御室の照明を確保する手順	○	○
		中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順	—	○
		中央制御室待避室の照明を確保する手順	—	○
		中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度監理手順	—	○
		中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順	—	○
		その他の放射線防護措置等に関する手順等	—	○
		チェンジングエリアの設置及び運用手順	—	○
		非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順	○	—
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空気中の放射性物質の濃度の測定	—	○
		可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	—	○
		可搬型放射線計測器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	—	○
		敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制	—	—
		気象観測設備による気象観測項目の測定	○	—
		可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定	—	○
		モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等	○	—

No	項目	対応手順	本来の用途（常設）	本来の用途（可搬型）
1.18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機運転手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内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	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所での格納容器ベントを実施する場合の対応の手順	—	○
		カードル式空気ボンベユニットによる5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の陽圧化のための準備手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ボンベ）から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機への切替え手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のパージ手順	—	○
		移動式待機場所を使用する手順	—	○
		安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視手順	○	—
		通信連絡に関する手順等	○	○
		チェンジングエリアの設置及び運用手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替え手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備起動手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順	—	○
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機運転手順	—	○
1.19	通信連絡に関する手順	発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	○	○
		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手順等	○	○
		発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等	○	○
		計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等	○	○
		代替電源設備から給電する手順等	—	○

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

１．低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水
２．代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却
３．格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水
４．復水補給水系を用いた代替循環冷却
５．ほう酸水注入系による進展抑制
６．消火系による原子炉圧力容器への注水
７．消火系による原子炉格納容器内の冷却
８．消火系による原子炉格納容器下部への注水
９．消火系による使用済燃料プールへの注水

１．低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

（１）操作概要

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

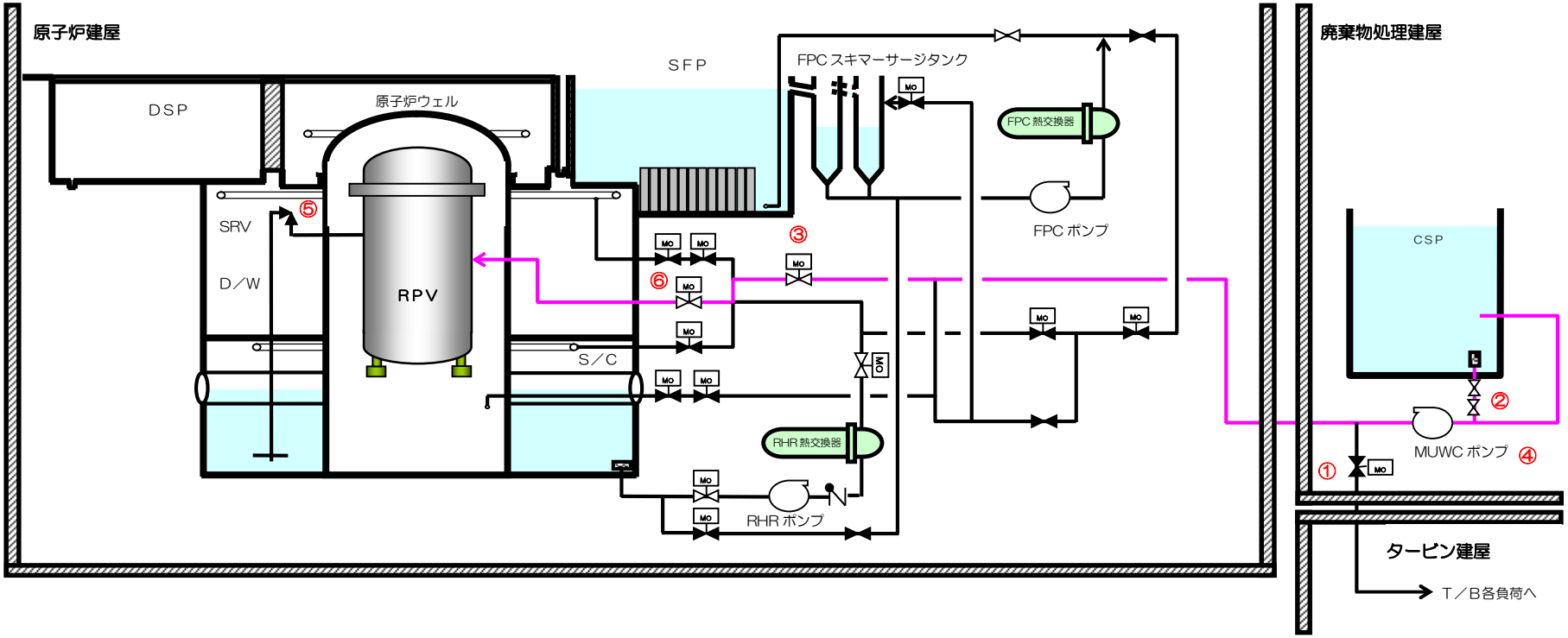
① 復水補給水系から原子炉圧力容器までの系統構成として，タービン負荷遮断弁（第1図①）を「閉」し，復水移送ポンプ（第1図④）を起動する。

② 残留熱除去系注入弁（第1図⑥）を「開」し，原子炉圧力容器を逃がし安全弁（第1図⑤）にて減圧する。

③ 原子炉圧力が復水補給水系統圧力以下にて残留熱除去系洗浄水弁(第1図③)を「開」し，原子炉圧力容器への注水が開始されることを原子炉水位計，原子炉圧力計，復水補給水系統圧力計，残留熱除去系注入配管流量計にて確認する。その後，復水補給水系常／非常用連絡管止め弁（第1図②）を「開」する。

（２）操作の容易性について

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水については，現場対応操作が復水補給水系の常／非常用連絡管止め弁（２弁）の「開」操作で，その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能なため，容易に操作可能である。



第１図　低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水概要図

２．代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却

（１）操作概要

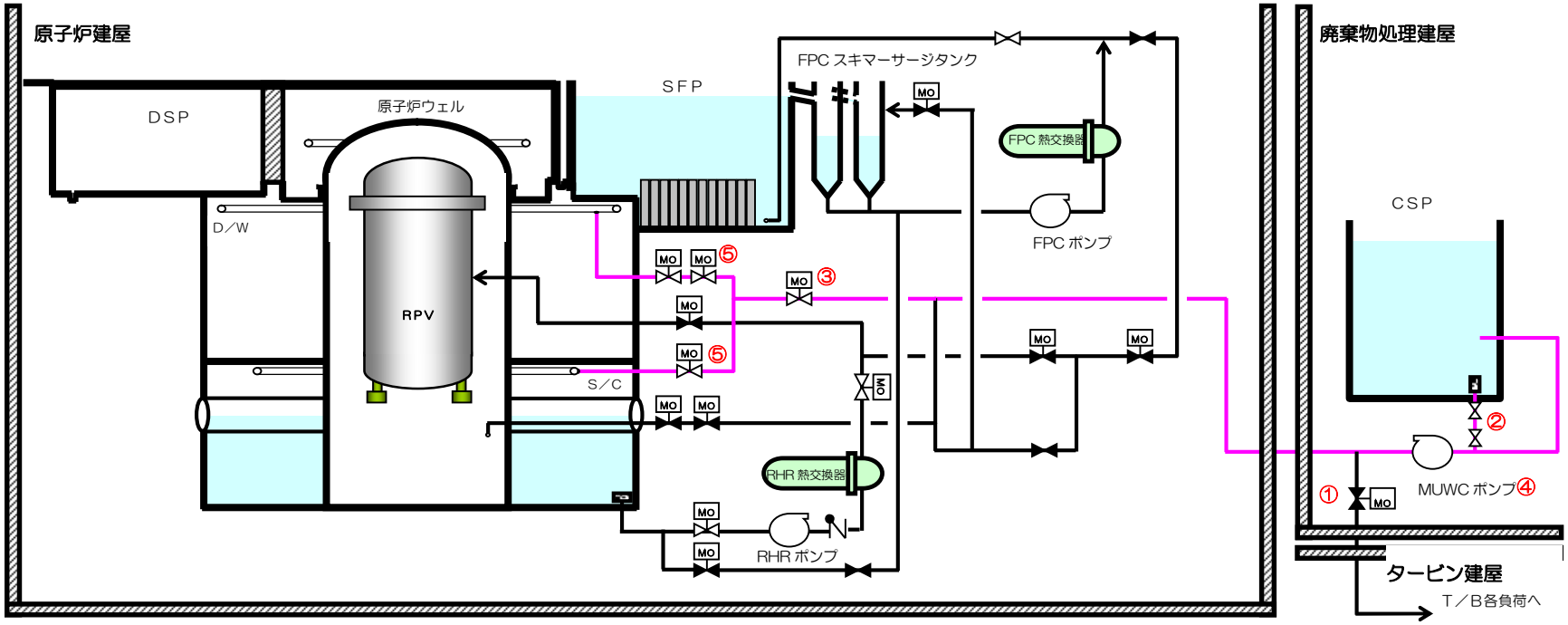
原子炉冷却材喪失時等において，残留熱除去系が使用不能となり原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合，復水補給水系を使用し，原子炉格納容器内をスプレイする。

① 復水補給水系から原子炉格納容器までの系統構成として，タービン負荷遮断弁（第2図①）を「閉」し，復水移送ポンプ（第2図④）を起動する。

② 残留熱除去系洗浄水弁（第２図③）及び格納容器スプレイ弁（第２図⑤）を「開」し，原子炉格納容器内にスプレイが開始されたことを格納容器圧力計，復水補給水系統圧力計，残留熱除去系注入配管流量計にて確認する。その後，復水補給水系常／非常用連絡管止め弁（第２図②）を「開」する。

（２）操作の容易性について

代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却については，現場対応操作が復水補給水系の常／非常用連絡管止め弁（２弁）の「開」操作で，その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能なため，容易に操作可能である。



第２図　代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却概要図

３．格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

（１）操作概要

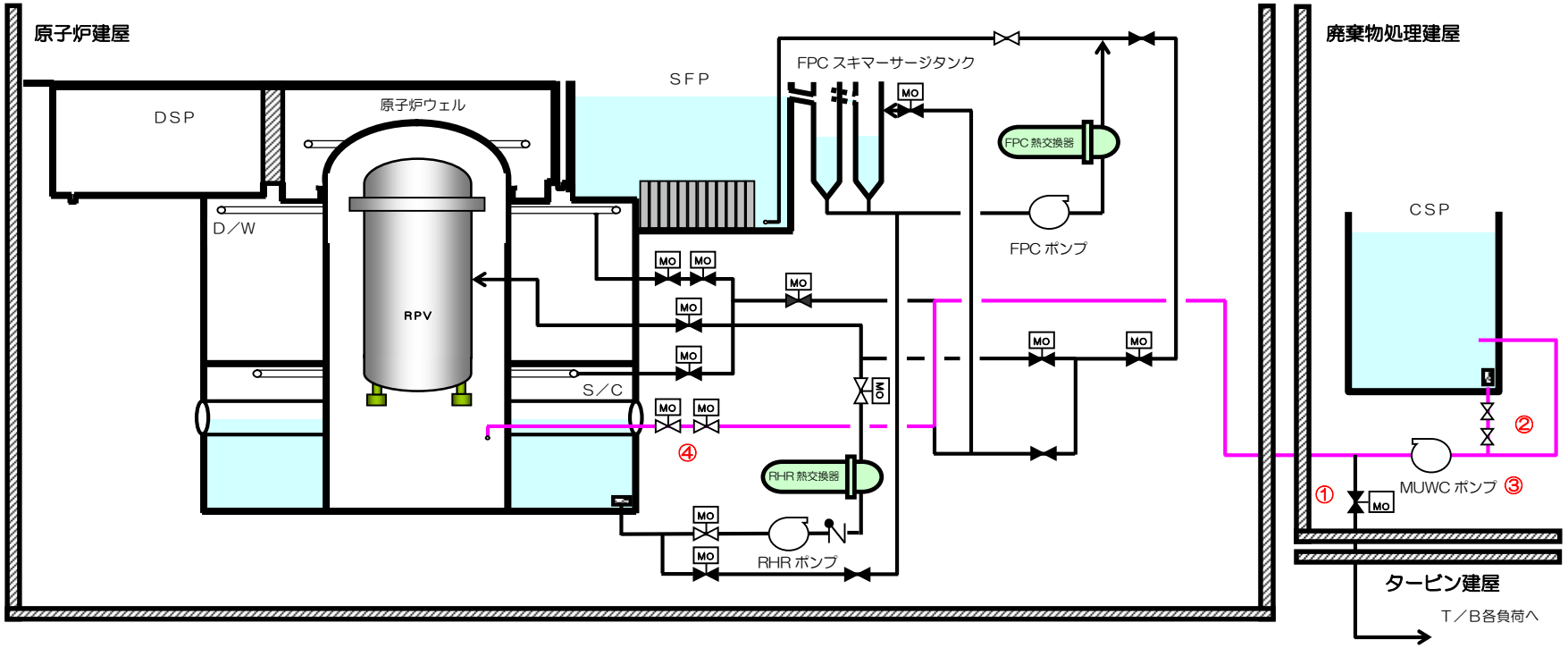
炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉圧力容器が破損して原子炉格納容器下部に放出される溶融炉心を冷却するため，専用の注水ライン弁を「開」とし，復水補給水系による原子炉格納容器下部への水張りを行う。

① 復水補給水系から原子炉格納容器下部までの系統構成として，タービン負荷遮断弁（第3図①）を「閉」し，復水移送ポンプ（第3図③）を起動する。

② 格納容器下部注水弁（第3図④）を「開」とし，原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを格納容器下部注水流量計，復水補給水系統圧力計にて確認する。その後，復水補給水系常／非常用連絡管止め弁（第3図②）を「開」する。

（２）操作の容易性について

格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水については，現場対応操作が復水補給水系の常／非常用連絡管止め弁（２弁）の「開」操作で，その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能なため，容易に操作可能である。



第3図　格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水概要図

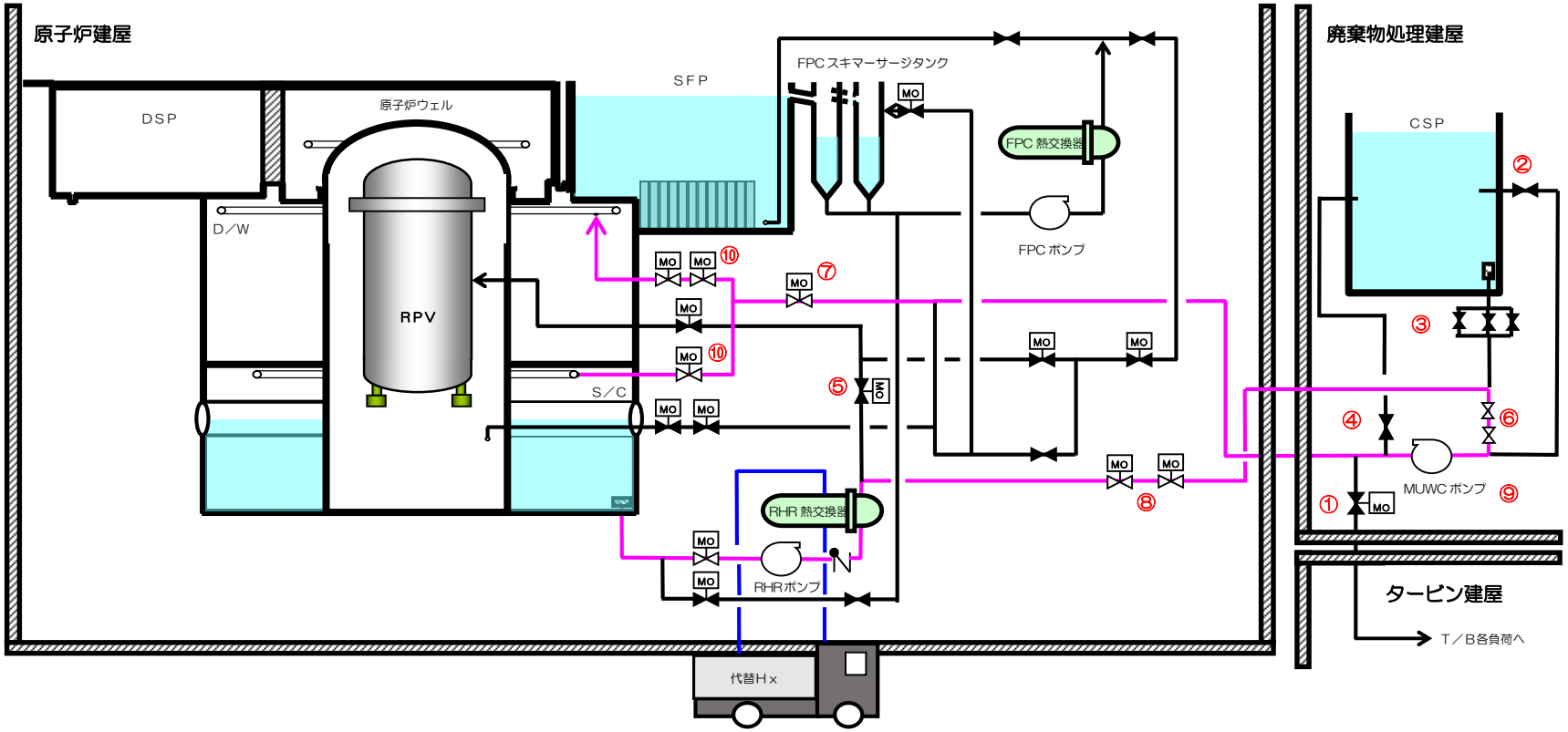
４．復水補給水系を用いた代替循環冷却

（１）操作概要

原子炉冷却材喪失時等において，残留熱除去系が使用不能となり原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合，サプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプを使用し，残留熱除去系の配管及び熱交換器を通すことで，原子炉格納容器の循環冷却を行う。

① 復水補給水系を用いた代替循環冷却の系統構成として，タービン負荷遮断弁（第4図①），常／非常用復水貯蔵槽出口弁（第4図②，③），復水移送ポンプミニマムフロー弁（A,B,Cポンプに１弁ずつある）（第4図④），残留熱除去系熱交換器出口弁（第4図⑤）を「閉」し，復水補給水系常／非常用連絡管止め弁（第4図⑥），残留熱除去系洗浄水弁（第4図⑦），残留熱除去系・高圧炉心注水系止め弁（第4図⑧）を「開」し，復水移送ポンプ（第4図⑨）を起動する。

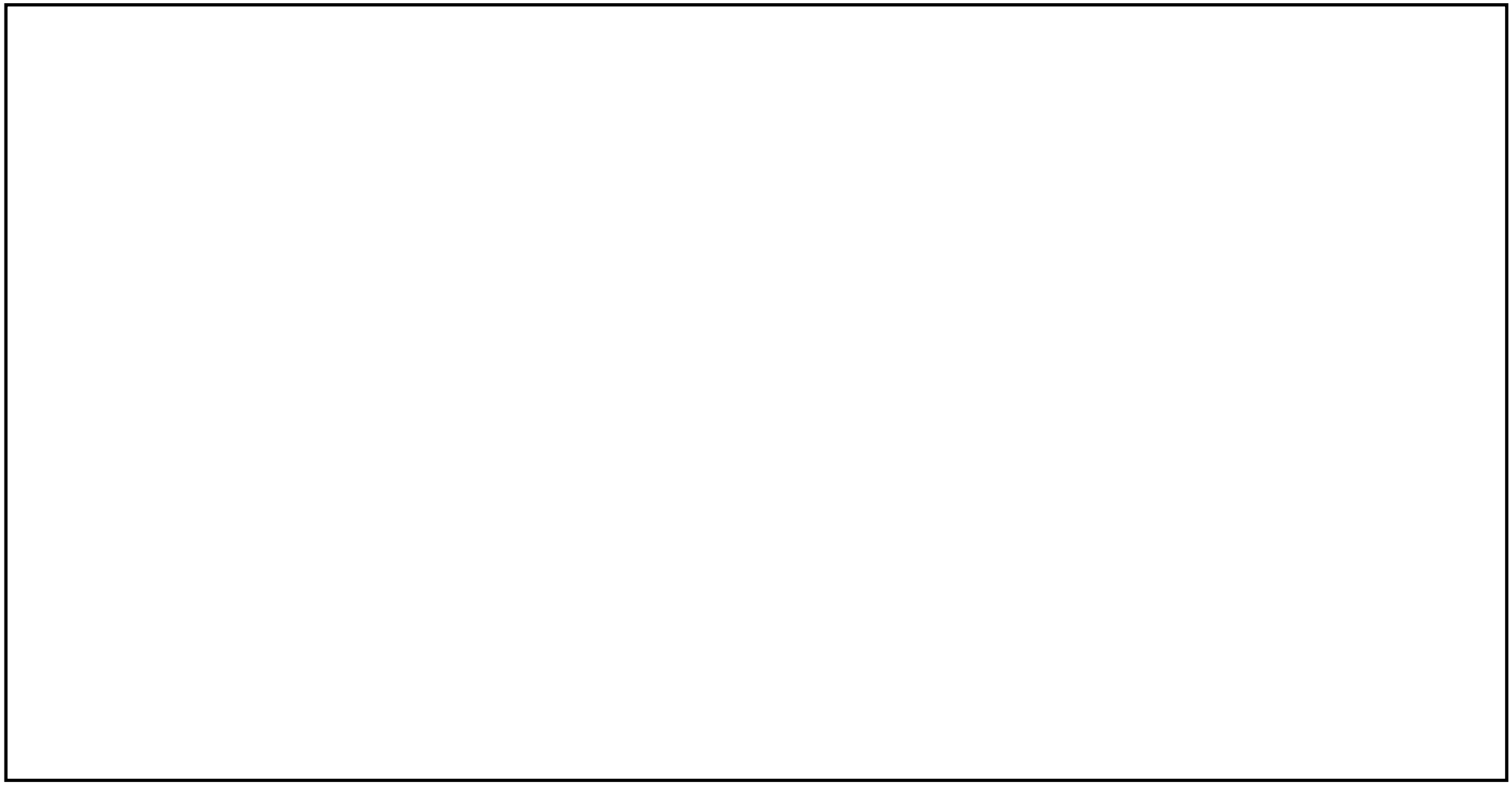
② 格納容器スプレイ弁を（第4図⑩）を「開」し，原子炉格納容器内にスプレイが開始されたことを格納容器圧力計，復水補給水系統圧力計，残留熱除去系注入配管流量計にて確認する。



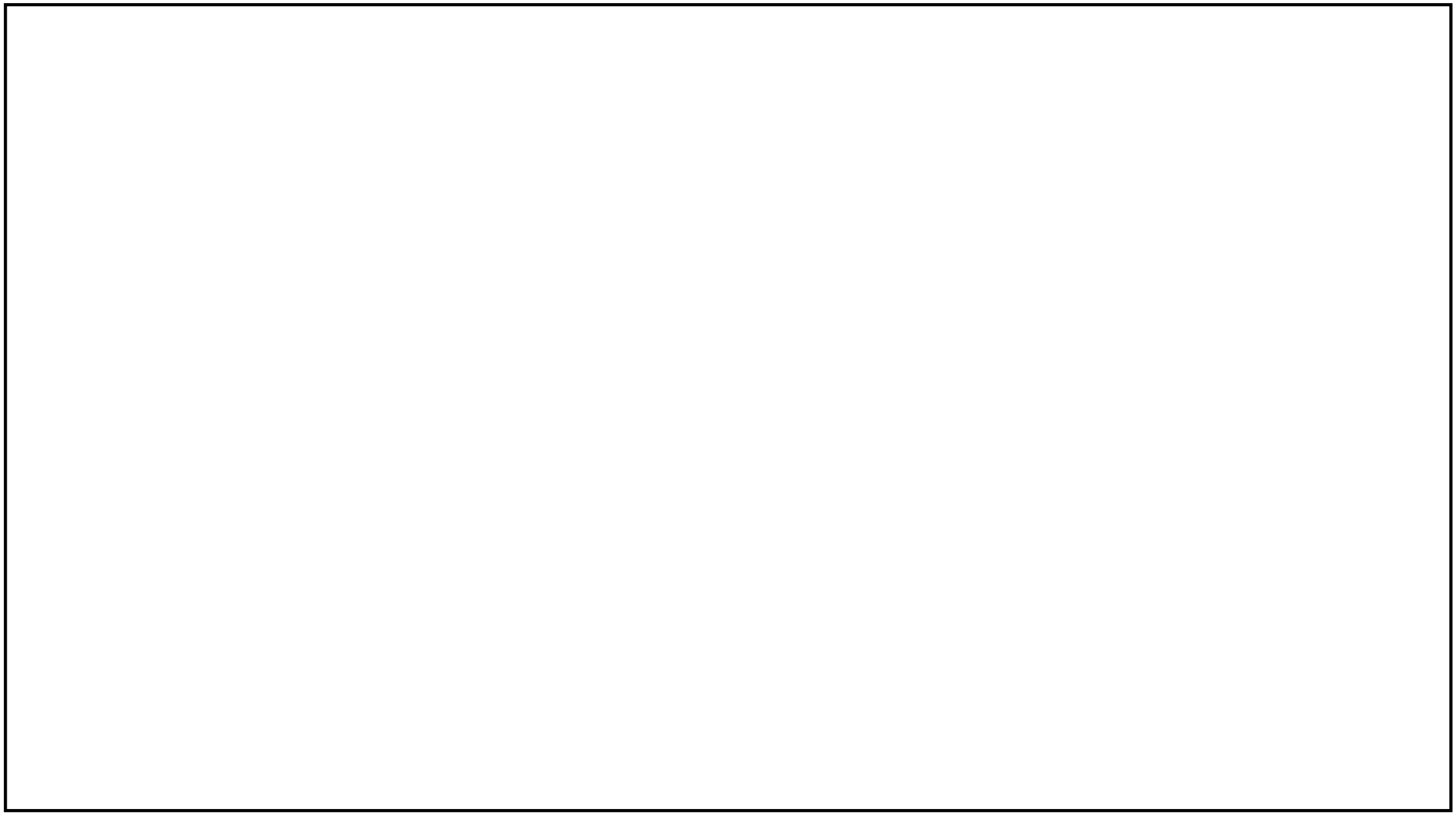
第4図　復水補給水系を用いた代替循環冷却概略図

（２）操作の容易性について

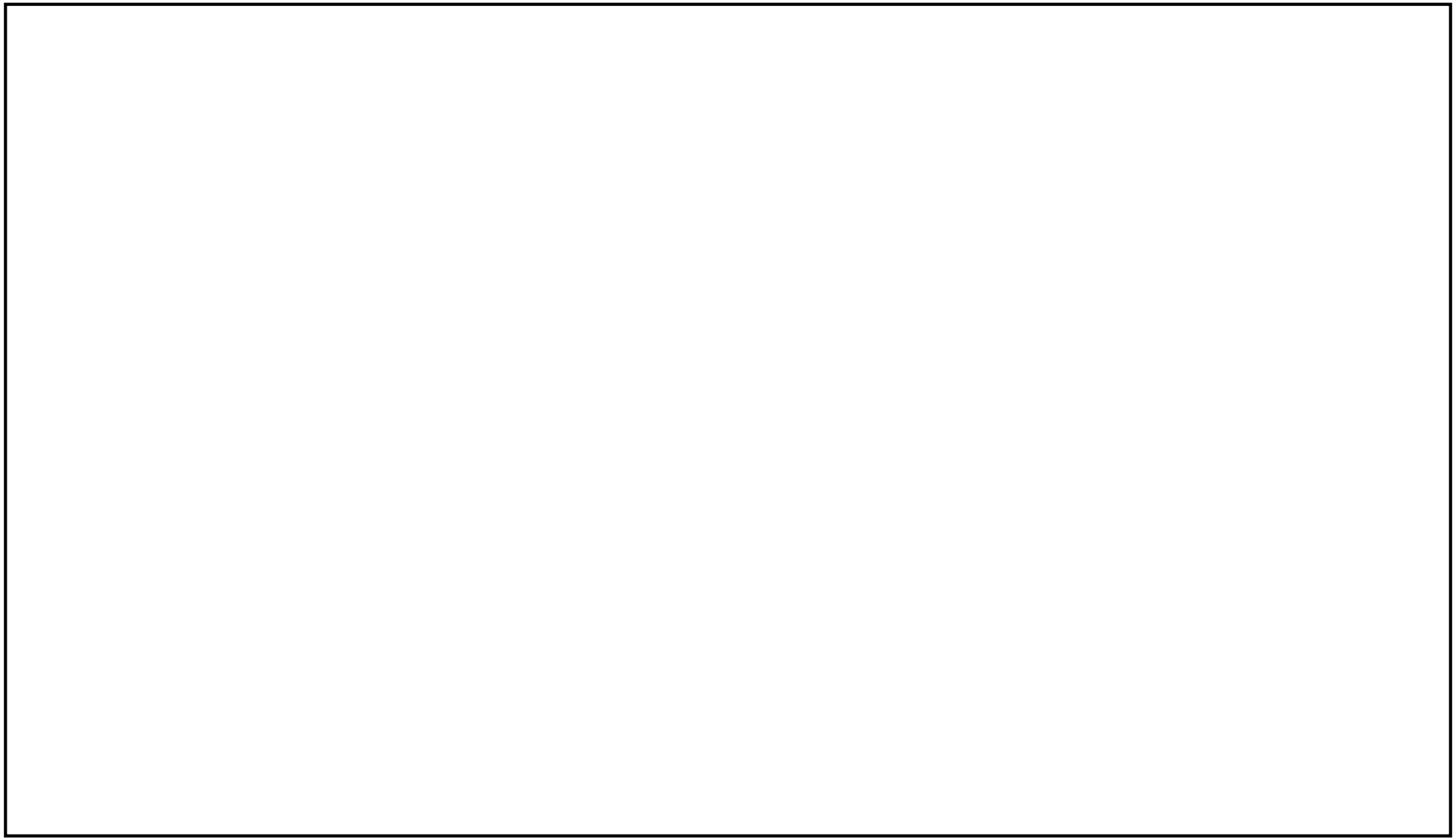
復水補給水系を用いた代替循環冷却については，現場で操作が必要な弁が復水貯蔵槽出口弁，復水補給水系常／非常用連絡管止め弁，復水移送ポンプミニマムフロー弁等の９弁あるが，すべて復水移送ポンプ周りに位置しており，その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能なため，容易に操作可能である。



第５図　６号炉復水補給水系を用いた代替循環冷却操作時の手動操作弁配置図



第 6 図　6 号炉復水補給水系を用いた代替循環冷却操作時の手動操作弁配置図



第７図　７号炉復水補給水系を用いた代替循環冷却操作時の手動操作弁配置図

５．ほう酸水注入系による進展抑制

（１）操作概要（６号炉）

高圧注水系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合，ほう酸水注入ポンプを使用し，復水貯蔵槽，消火系，純水タンクを水源として原子炉圧力容器への注水を実施する。（使用する系統は優先順位がある。）

①　ほう酸水注入系ポンプ（第8図①）を起動し，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁（第8図②），ほう酸水注入系注入弁（第8図③）の全開を確認する。

②　原子炉圧力容器への注水が開始されていることを原子炉水位計，ほう酸水注入系ポンプ吐出圧力計及びほう酸水注入系貯蔵タンク水位計にて確認する。

③　ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁（第8図④）を「全閉」操作する。

④－１純水補給水系を水源としたほう酸水注入系による進展抑制（優先順位1）

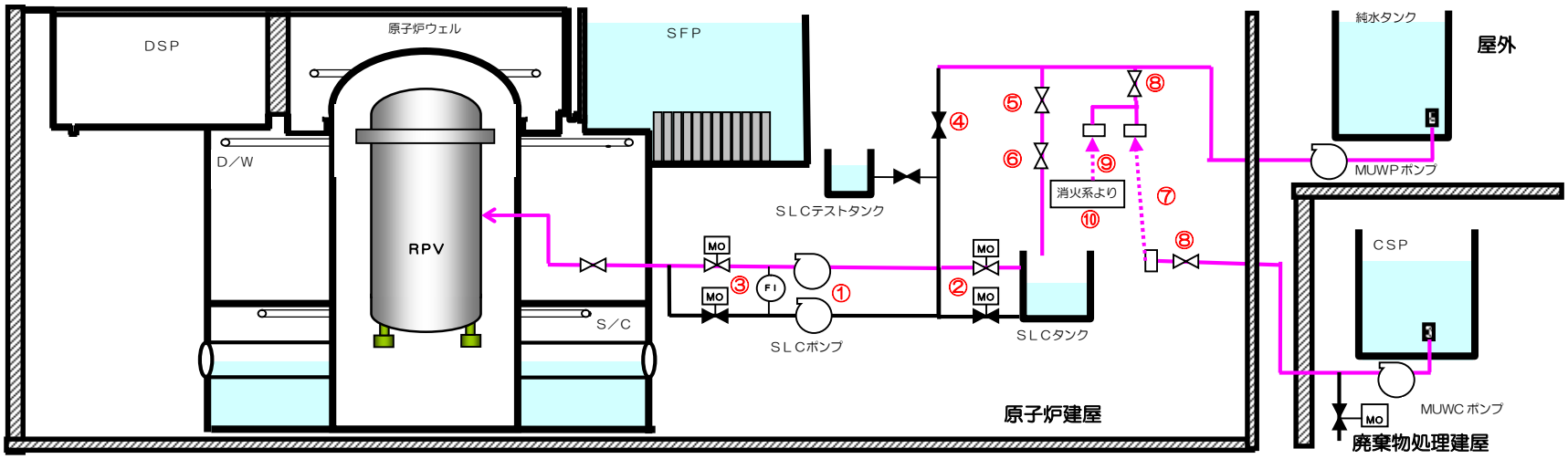
ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水元弁（第8図⑤），ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁（第8図⑥）を「開」し，ほう酸水注入系貯蔵タンクの水張りを実施する。

④－２復水貯蔵槽を水源としたほう酸水注入系による進展抑制（優先順位2）

復水補給水系と純水補給水系を仮設ホース（第8図⑦）で接続し，純水補給水系MSIV/SRVラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁（第8図⑧）を「開」操作し復水補給水系と純水補給水系を接続する。その後，ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水元弁（第8図⑤），ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁（第8図⑥）を「開」し，ほう酸水注入系貯蔵タンクの水張りを実施する。

④－３消火系を水源としたほう酸水注入系による進展抑制（優先順位3）

消火系と純水補給水系を仮設ホース（第8図⑨）で接続し，純水補給水系MSIV/SRVラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁（第8図⑧），消火栓内の弁（第8図⑩）を「開」操作し消火系と純水補給水系を接続する。その後，ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水元弁（第8図⑤），ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁（第8図⑥）を「開」し，ほう酸水注入系貯蔵タンクの水張りを実施する。



第８図　６号炉ほう酸水注入系による進展抑制概略図

（１）操作概要（７号炉）

高圧注水系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合，ほう酸水注入ポンプを使用し，復水貯蔵槽，消火系，純水タンクを水源として原子炉圧力容器への注水を実施する。（使用する系統は優先順位がある。）

①　ほう酸水注入系ポンプ（第9図①）を起動し，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁（第9図②），ほう酸水注入系注入弁（第9図③）の全開を確認する。

②　原子炉圧力容器への注水が開始されていることを原子炉水位計，ほう酸水注入系ポンプ吐出圧力計及びほう酸水注入系貯蔵タンク水位計にて確認する。

③　ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁（第9図④）を「全閉」操作する。

④－１純水補給水系を水源としたほう酸水注入系による進展抑制（優先順位1）

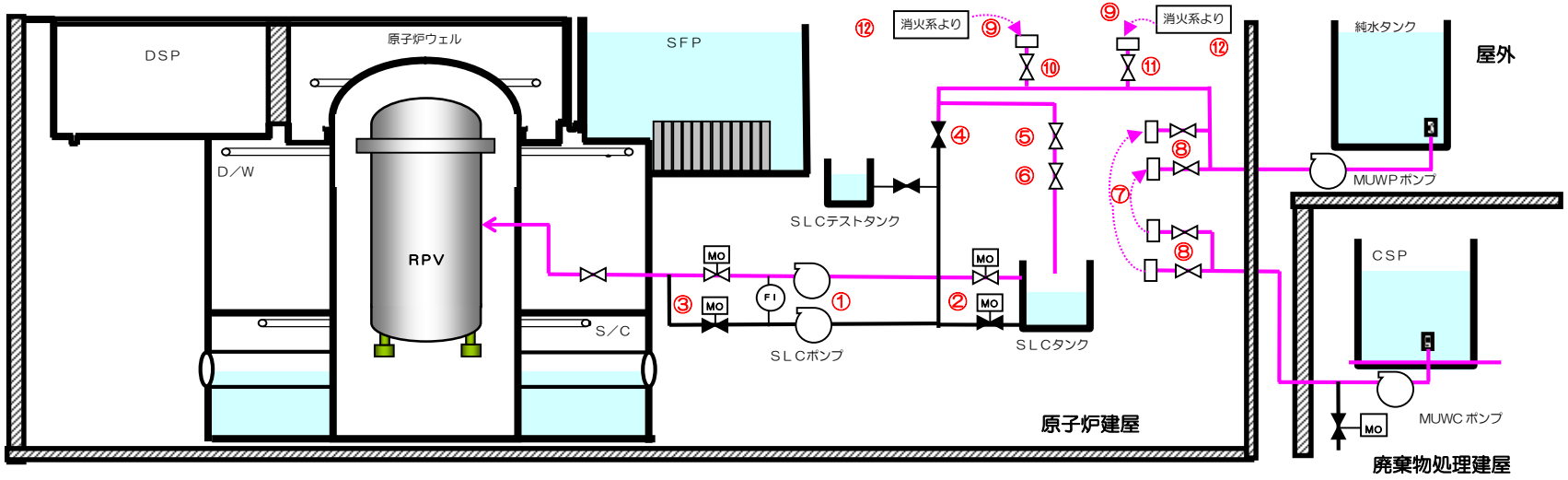
ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水元弁（第9図⑤），ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁（第9図⑥）を「開」し，ほう酸水注入系貯蔵タンクへの水張りを実施する。

④－２復水貯蔵槽を水源としたほう酸水注入系による進展抑制（優先順位2）

復水補給水系と純水補給水系を仮設ホース（第9図⑦）で接続し，純水補給水系MSIV/SRVラッピング室床除染用ホースコネクション止め弁（第9図⑧），ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水元弁（第9図⑤），ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁（第9図⑥）を「開」し，ほう酸水注入系貯蔵タンクへの水張りを実施する。

④－３消火系を水源としたほう酸水注入系による進展抑制（優先順位3）

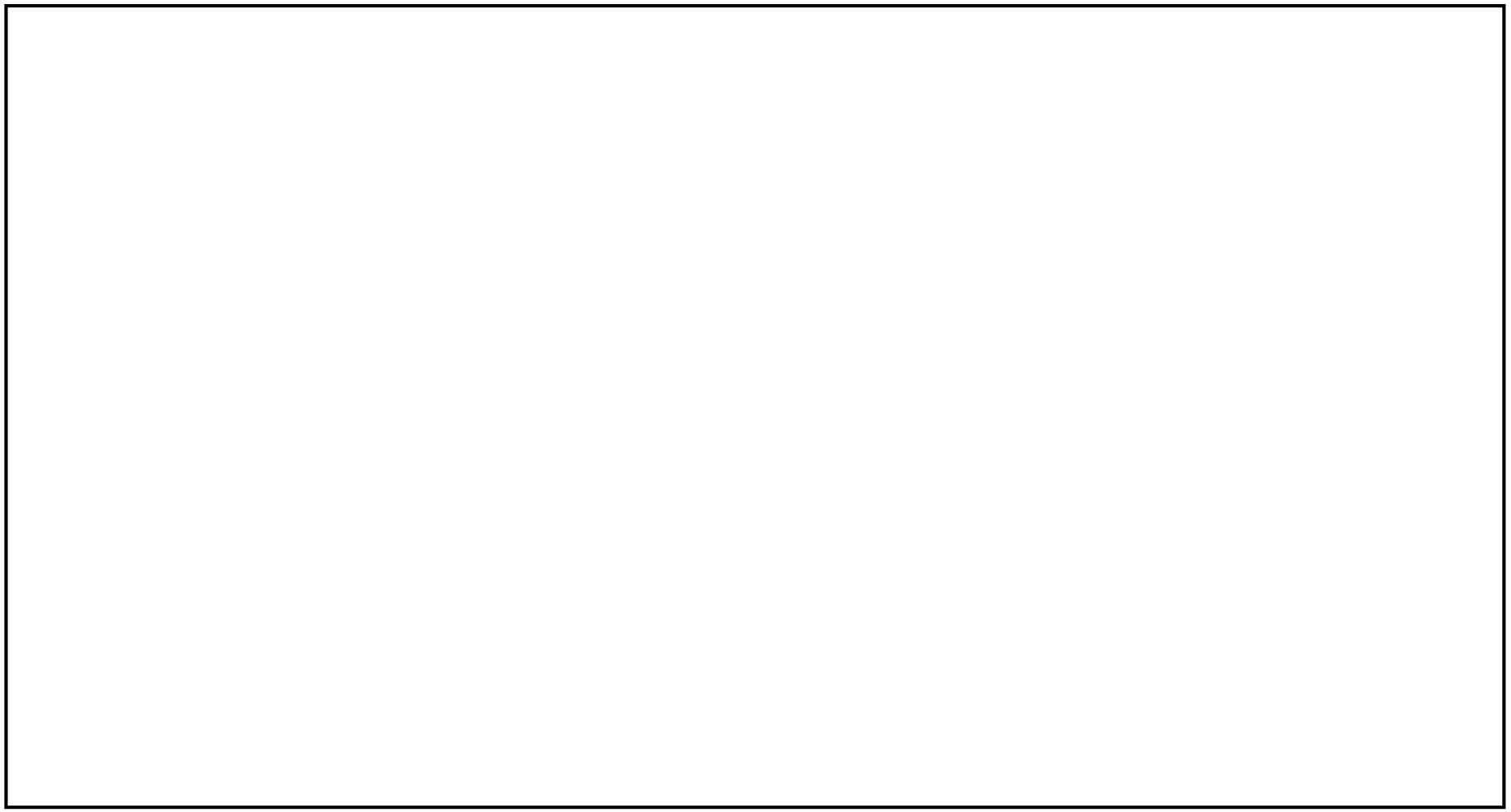
消火系と純水補給水系を仮設ホース（第9図⑨）で接続し，MUWP CUW/FPCろ過脱塩器エレメント洗浄室前床除染用コネクション止め弁（第9図⑩）又はMUWP 原子炉建屋除染パン除染用コネクション止め弁（第9図⑪），消火栓内の弁（第9図⑫）を「開」操作し消火系と純水補給水系を接続する。その後，ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水元弁（第9図⑤），ほう酸水注入系貯蔵タンク補給水入口弁（第9図⑥）を「開」し，ほう酸水注入系貯蔵タンクへの水張りを実施する。



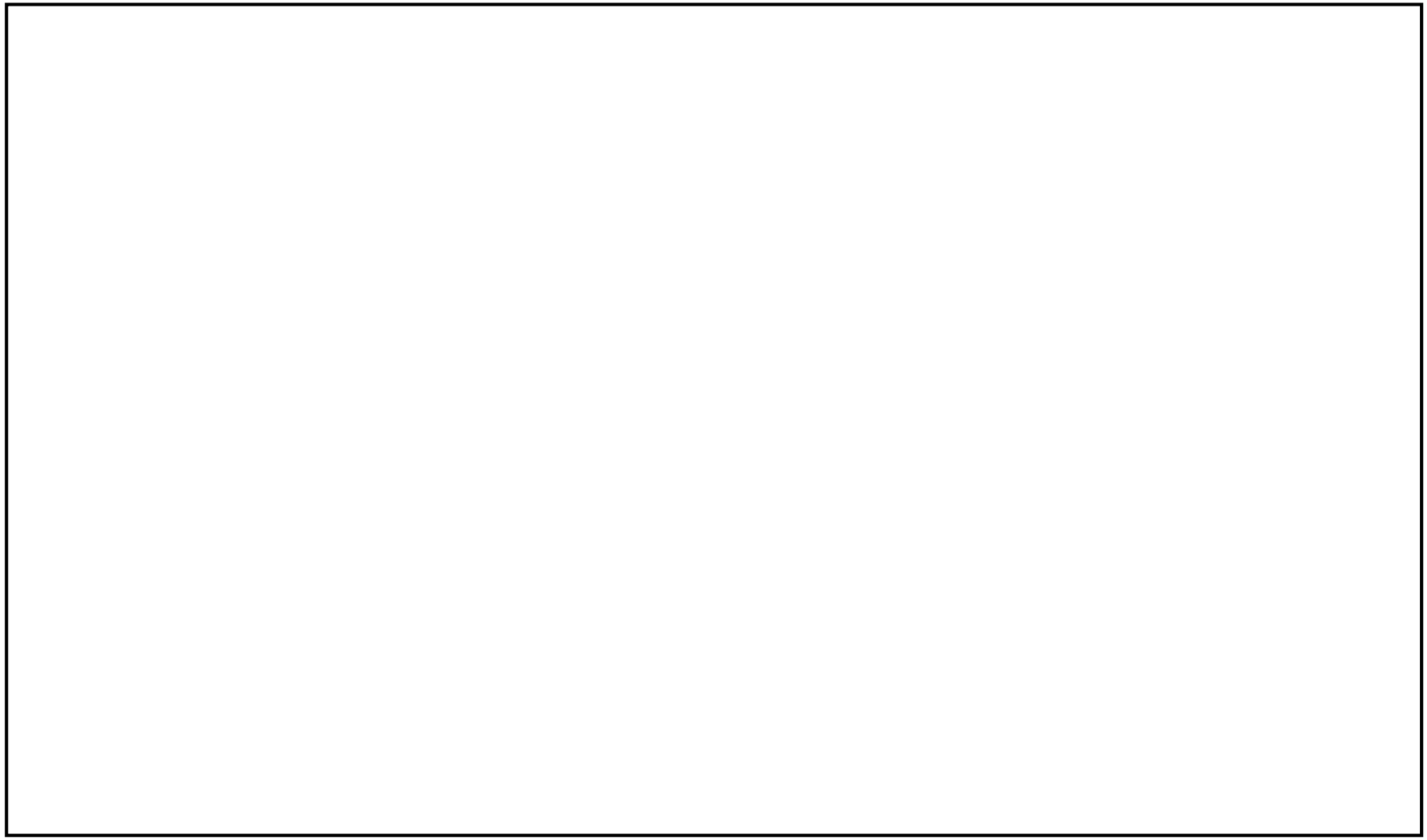
第９図　７号炉ほう酸水注入系による進展抑制概略図

（２）操作の容易性について

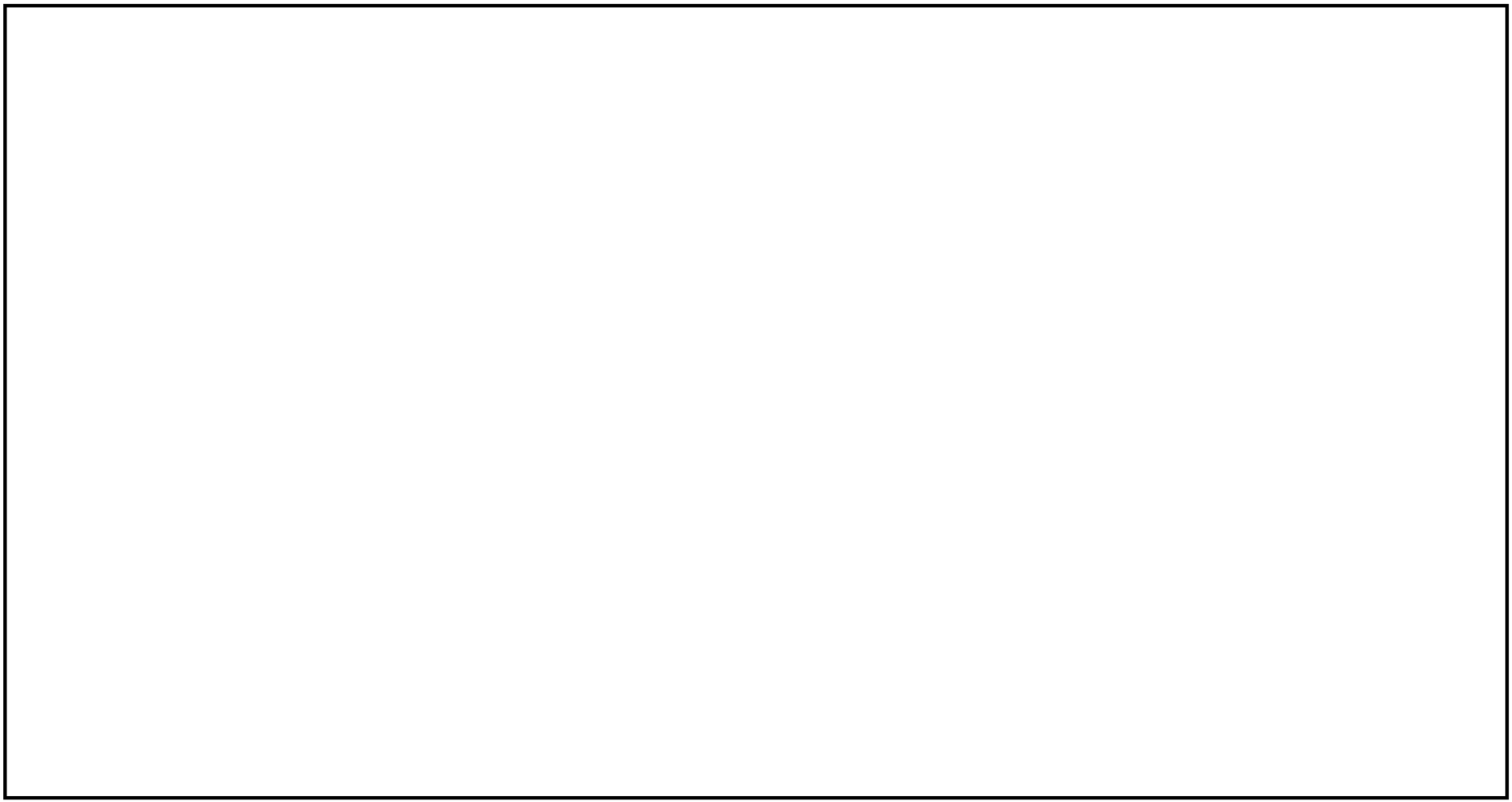
純水補給水系と復水補給水系をつなぐ仮設ホースの敷設については，６号及び７号炉ともに同じフロアでの接続であり，配管の先端に接続治具を取付け，ホースを接続するだけなので容易に接続可能である。さらに仮設ホースの敷設以外の現場対応操作は，ほう酸水注入系テストタンク純水供給元弁の「開」操作だけである。その他の操作と監視計器の確認は中央制御室で対応が可能なため，容易に操作可能である。



第10図　６号炉純水補給水系と復水補給水系の仮設ホース接続図



第11図　７号炉純水補給水系と復水補給水系の仮設ホース接続図



第12図　７号炉純水補給水系と消火系の仮設ホース接続図

６．消火系による原子炉圧力容器への注水

（１）操作概要

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

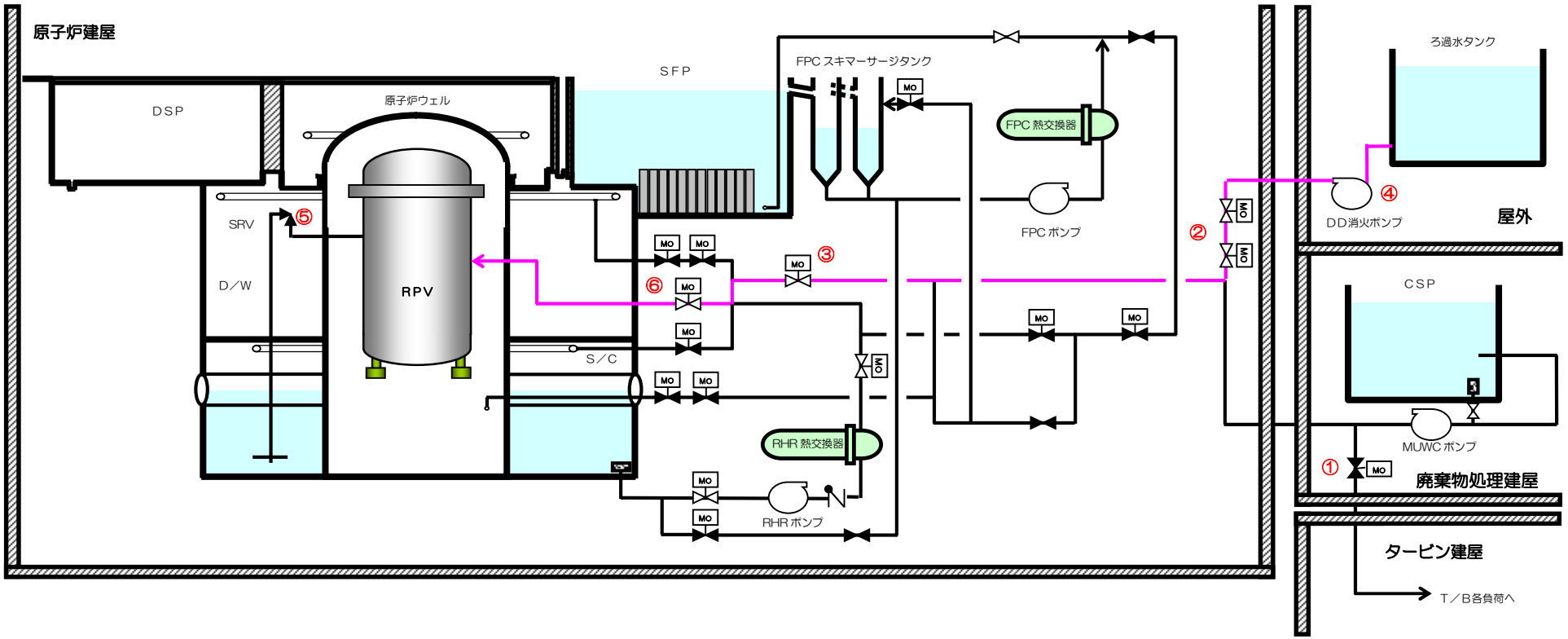
① ディーゼル駆動消火ポンプ（第13図④）の起動を緊急時対策本部へ依頼し，消火系から原子炉圧力容器までの系統構成として，タービン負荷遮断弁（第13図①）を「閉」し，消火系連絡弁（第13図②）を「開」する。

② 残留熱除去系注入弁（第13図⑥）を「開」し，原子炉圧力容器を逃がし安全弁（第13図⑤）にて減圧する。

③ 原子炉圧力が消火系統圧力以下にて残留熱除去系洗浄水弁(第13図③)を「開」し，原子炉圧力容器への注水が開始されることを原子炉水位計，原子炉圧力計，消火系統圧力計，残留熱除去系注入配管流量計にて確認する。

（２）操作の容易性について

消火系による原子炉圧力容器への注水操作と監視計器の確認については，中央制御室で対応が可能なため，容易に操作可能である。



第13図　消火系による原子炉圧力容器への注水概要図

7．消火系による原子炉格納容器内の冷却

（1）操作概要

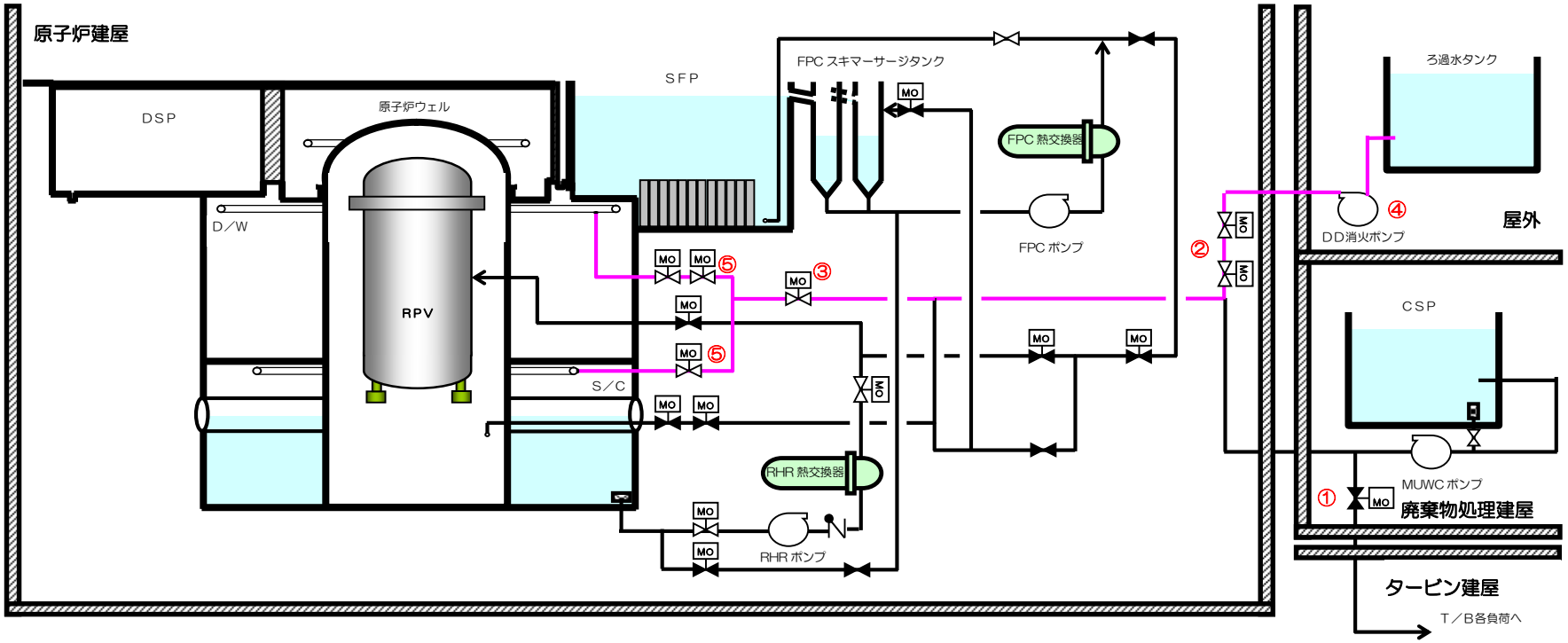
原子炉冷却材喪失時等において，残留熱除去系等が使用不能となる等の原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合，消火系を使用した原子炉格納容器内のスプレイを行う。

① ディーゼル駆動消火ポンプ（第14図④）の起動を緊急時対策本部へ依頼し，消火系から原子炉格納容器までの系統構成として，タービン負荷遮断弁（第14図①）を「閉」し，消火系連絡弁（第14図②）を「開」する。

② 残留熱除去系洗浄水弁（第 14 図③）及び格納容器スプレイ弁（第 14 図⑤）を「開」し，原子炉格納容器内にスプレイが開始されたことを格納容器圧力計，消火系統圧力計，残留熱除去系注入配管流量計にて確認する。

（2）操作の容易性について

消火系による原子炉格納容器内の冷却操作と監視計器の確認については，中央制御室で対応が可能なため，容易に操作可能である。



第 14 図　消火系による原子炉格納容器内の冷却概要図

８．消火系による原子炉格納容器下部への注水

（１）操作概要

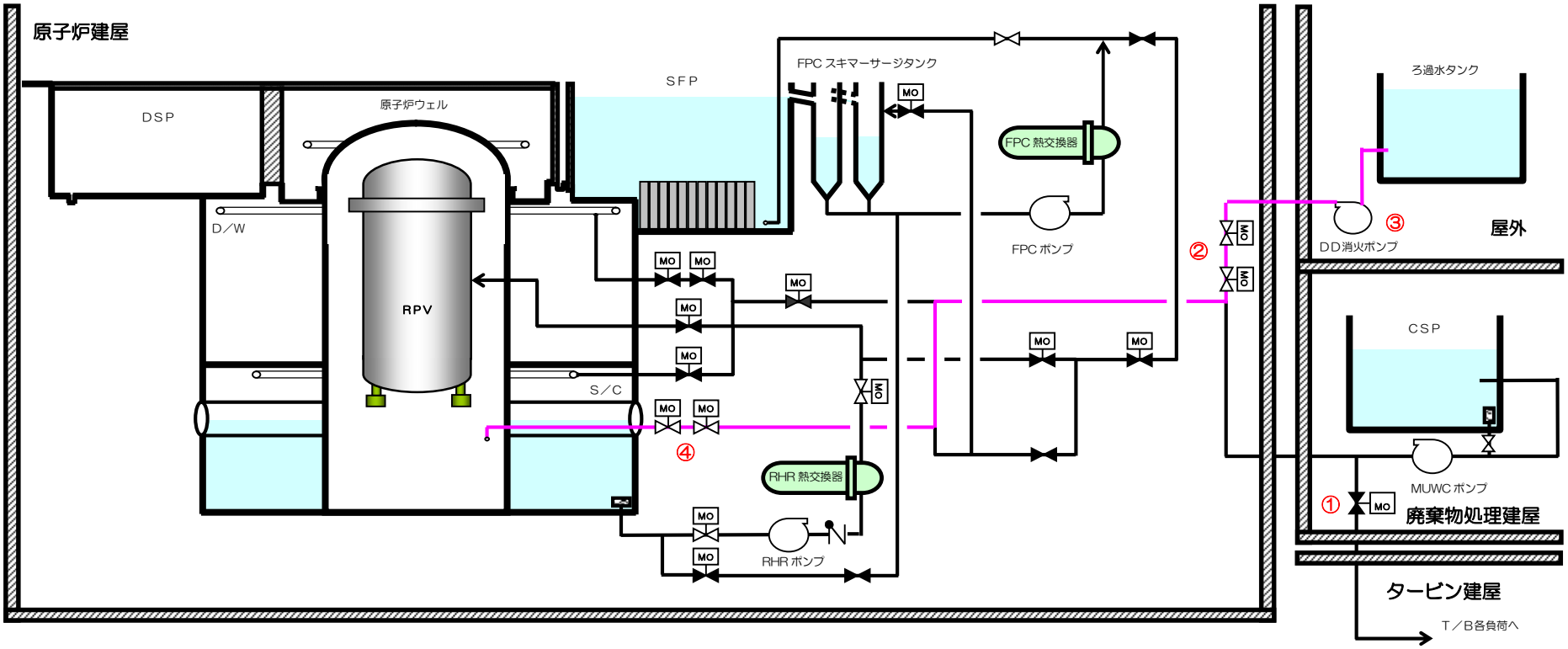
炉心の著しい損傷が発生した場合，原子炉圧力容器が破損して原子炉格納容器下部に放出される溶融炉心を冷却するため，専用の注水ライン弁を「開」とし，消火系による原子炉格納容器下部への水張りを行う。

① ディーゼル駆動消火ポンプ（第15図③）の起動を緊急時対策本部へ依頼し，消火系から原子炉格納容器下部までの系統構成として，タービン負荷遮断弁（第15図①）を「閉」，消火系連絡弁（第15図②）を「開」する。

② 格納容器下部注水弁（第15図④）を「開」とし，原子炉格納容器下部への注水が開始されたことを，格納容器下部注水流量計，格納容器下部温度にて確認する。

（２）操作の容易性について

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



第15図　消火系による原子炉格納容器下部への注水概要図

９．消火系による使用済燃料プールへの注水

（１）操作概要

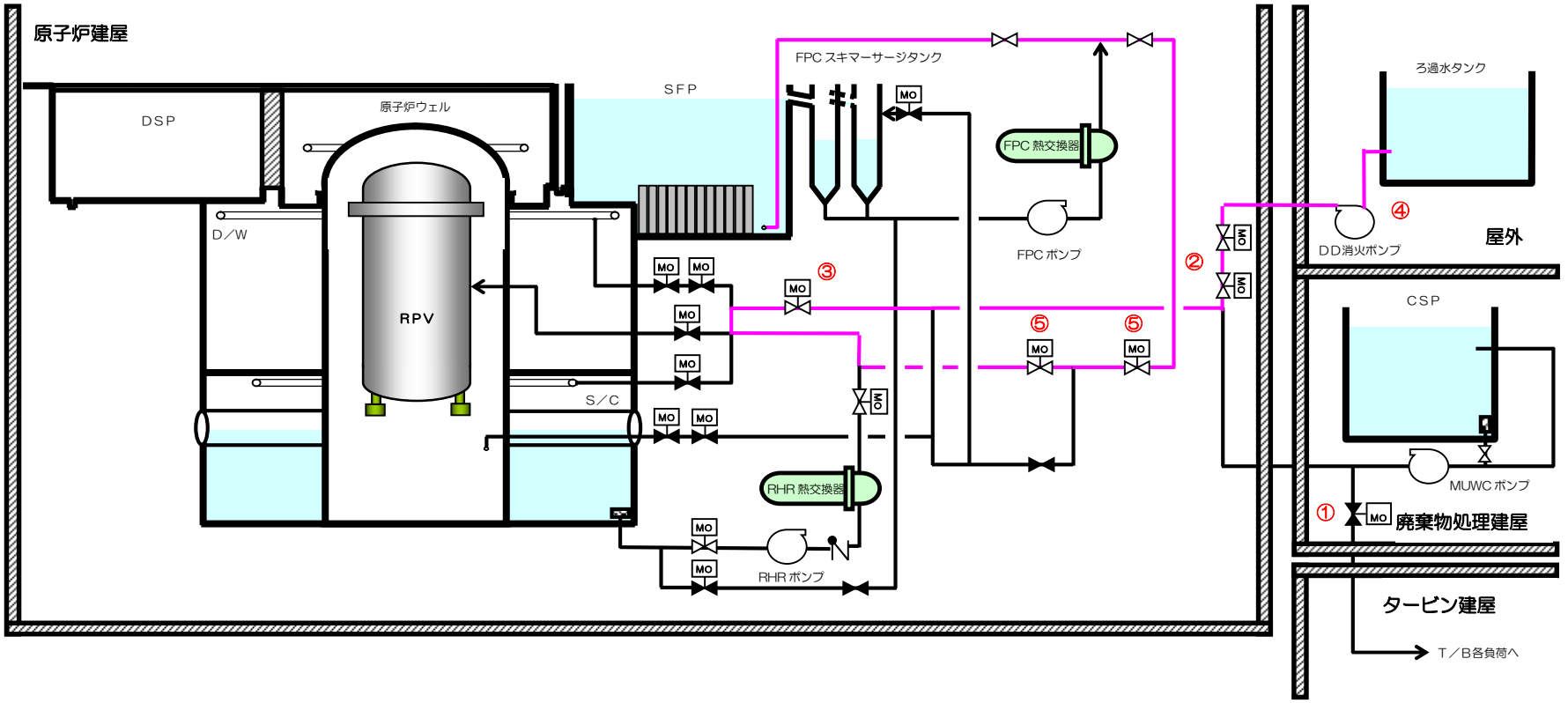
使用済燃料プール水位が低下し，使用済燃料プールの補給が必要な状態にもかかわらず，サプレッションプール水浄化系，残留熱除去系等が使用不能で使用済燃料プールへの補給ができない場合において，消火系を使用した使用済燃料プール注水を行う。

① ディーゼル駆動消火ポンプ（第16図④）の起動を緊急時対策本部へ依頼し，消火系から使用済燃料プールまでの系統構成として，タービン負荷遮断弁（第16図①）を「閉」し，消火系連絡弁（第16図②）を「開」する。

② 残留熱除去系洗浄水弁（第16図③）及び残留熱除去系燃料プール側出口弁（第16図⑤）を「開」し，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，消火系統圧力計，残留熱除去系注入配管流量計にて確認する。

（２）操作の容易性について

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



第16図　消火系による使用済燃料プールへの注水概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

添付資料 1.0.2

柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉

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

＜　目　　次　＞

1.　新規制基準への適合状況..... 1.0.2-1

2.　概要 1.0.2-3

3.　保管場所の評価 1.0.2-16

4.　屋外アクセスルートの評価..... 1.0.2-50

5.　屋内アクセスルートの評価..... 1.0.2-105

6.　発電所構外からの緊急時対策要員参集..... 1.0.2-150

9. 別紙 1.0.2-152

(1) アクセスルートへの外部事象の重畳による影響について..... 1.0.2-152
(2) 平成 19 年（2007 年）新潟県中越沖地震時の被害状況について 1.0.2-169
(3) 可搬型設備の接続箇所及び仕様について..... 1.0.2-174
(4) 淡水及び海水取水場所について..... 1.0.2-180
(5) 鉄塔基礎の安定性について..... 1.0.2-184
(6) 崩壊土砂の到達距離について..... 1.0.2-187
(7) 屋外アクセスルート　現場確認結果..... 1.0.2-194
(8) 主要変圧器の火災について..... 1.0.2-195
(9) 自衛消防隊（消防車隊）による消火活動等について..... 1.0.2-203
(10) 浸水時の可搬型設備（車両）の走行について..... 1.0.2-205
(11) 構内道路補修作業の検証について..... 1.0.2-206
(12) 車両走行性能の検証..... 1.0.2-215
(13) 地震時の地中埋設構造物崩壊による影響について..... 1.0.2-221
(14) 屋外アクセスルートの仮復旧計画..... 1.0.2-223
(15) がれき及び土砂撤去時のホイールローダ作業量時間について..... 1.0.2-225
(16) 仮復旧後の対応について..... 1.0.2-230
(17) 屋内アクセスルートの設定について..... 1.0.2-233
(18) 屋内アクセスルート確認状況（地震時の影響）..... 1.0.2-271
(19) 屋内アクセスルートにおける資機材設備の転倒等による影響について 1.0.2-279
(20) アクセスルート通行時における通信連絡手段及び照明..... 1.0.2-287
(21) 地震随伴火災の影響評価..... 1.0.2-289
(22) 地震随伴内部溢水の影響評価..... 1.0.2-300
(23) 屋外アクセスルートにおける地震後の被害想定（一覧）..... 1.0.2-311
(24) 資材設置後の作業成立性..... 1.0.2-312
(25) 保管場所及び屋外アクセスルート等の点検状況..... 1.0.2-313
(26) 発電所構外からの要員の参集について..... 1.0.2-314
(27) 屋外アクセスルート　除雪時間評価..... 1.0.2-323
(28) 屋外アクセスルート　除灰時間評価..... 1.0.2-326
(29) 森林火災発生時における屋外アクセスルートの影響..... 1.0.2-329
(30) 降水に対する影響評価結果について..... 1.0.2-330
(31) 可搬型設備の小動物対策について..... 1.0.2-338
(32) 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.. 1.0.2-340
(33) 斜面の崩壊形状について..... 1.0.2-357
(34) 揺すり込み沈下の影響評価..... 1.0.2-359

(35)　津波発生時のアクセスルートのアクセス性について..... 1.0.2-365
(36)　代表的な災害時における通行可能なアクセスルートについて..... 1.0.2-371
(37)　地震による建屋直近の地盤沈下に伴う 可搬型重大事故等対処設備の接続作業等への影響について..... 1.0.2-373
(38)　不等沈下に対する事前対策..... 1.0.2-380
(39)　保管場所と周辺斜面の離隔について..... 1.0.2-381

10. 補足資料 1.0.2-382

(1) 第 159 回審査会合（2014 年 11 月）からの主要な変更点 1.0.2-382
(2) 屋外の純水・ろ過水タンク溢水時の影響等について..... 1.0.2-383
(3) 作業に伴う屋外の移動手段について..... 1.0.2-388
(4) 屋内アクセスルート運用変更について..... 1.0.2-390
(5) 屋内アクセスルートにおける資機材設備の転倒調査について..... 1.0.2-394
(6) 作業時間短縮に向けた取り組みについて..... 1.0.2-401
(7) 第 261 回審査会合（2015 年 8 月）からの主要な変更点： 一時待避場所・追加ルートの設定（2015 年 9 月説明内容） 1.0.2-402
(8) 緊急時対策所の設置に関する考え方（2015 年 9 月説明時点） 1.0.2-423
(9) 屋外での通信機器通話状況の確認..... 1.0.2-434
(10) 1～7 号炉同時発災時におけるアクセスルートへの影響 1.0.2-435
(11) 溢水評価におけるブローアウトパネルの位置付け（2015 年 11 月説明内容） 1.0.2-447
(12) 海水取水場所での取水ができない場合の代替手段について..... 1.0.2-448
(13) 6 号及び 7 号炉主変圧器の地震による接続口への影響について 1.0.2-452
(14) 荒浜側防潮堤の扱い変更に伴う アクセスルート追加等の主な変更点について..... 1.0.2-455
(15) 5 号炉東側第二保管場所の新設について 1.0.2-460
(16) 自衛消防隊建屋の扱いについて..... 1.0.2-461
(17) 緊急時対策所及び淡水送水配管の扱い変更に伴う見直しについて..... 1.0.2-464

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) 「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」
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以上の離隔を取った高所かつ防火帯の内側の場所に保管する。また，分散配置が可能な可搬型設備については，分散配置して保管する。
	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，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。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，がれき除去を行えるようにしている。
	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。	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以上の離隔を取るとともに，分散配置が可能な可搬型設備については，分散配置して保管する。また，基準地震動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。

(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）

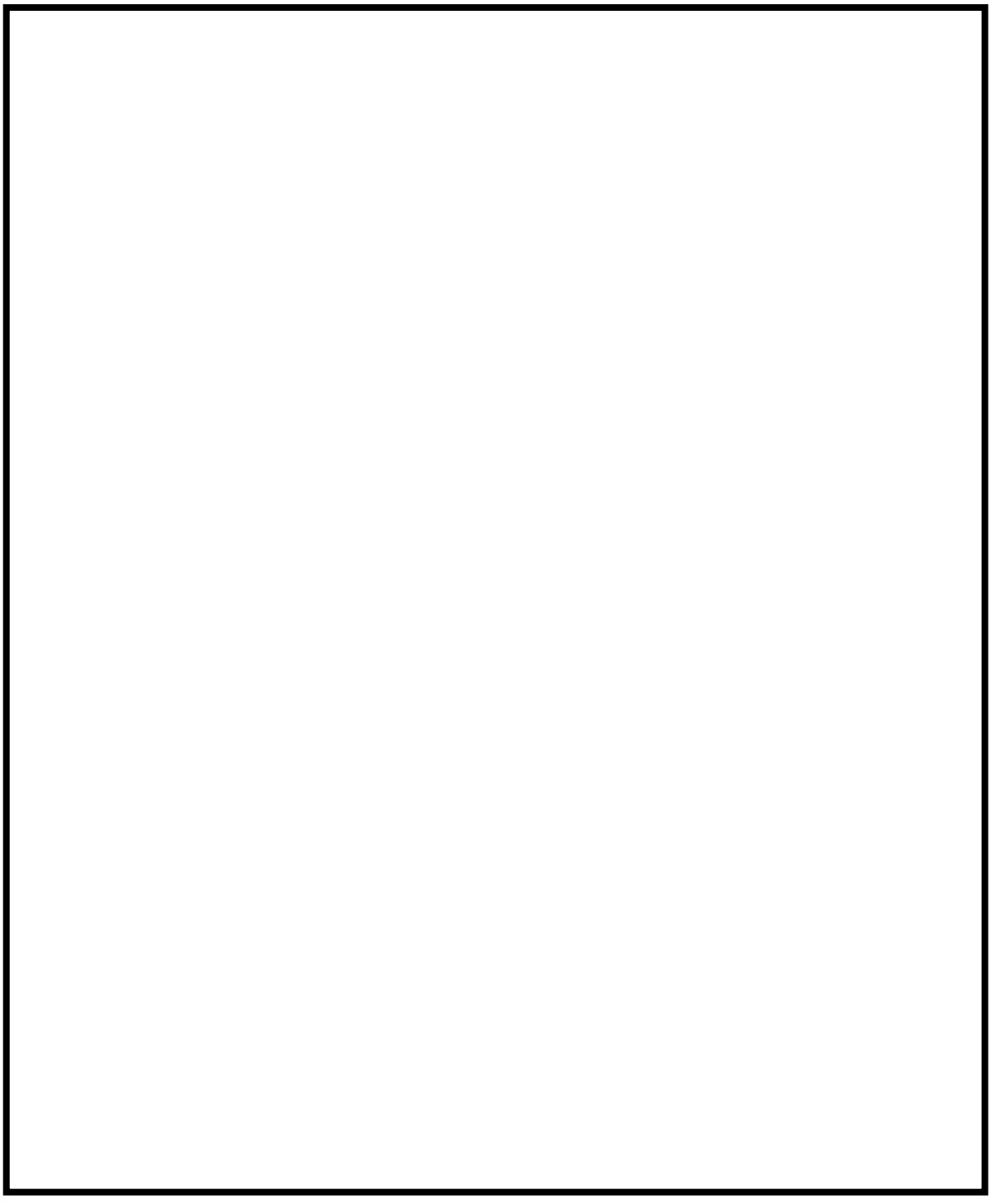
	新規制基準の項目	適合状況
第3項	五　可搬型重大事故等対処設備に関しては、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。 【解釈】 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から 100m 以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。	可搬型設備は，地震，津波その他の自然現象，設計基準事故対処設備及び常設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以上の離隔を取った高所かつ防火帯の内側の場所に保管する。また，分散配置が可能な可搬型設備については，分散配置して保管する。
	六　可搬型重大事故等対処設備に関しては、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。	地震，津波その他の自然現象を想定し，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。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，がれき除去を行えるようにしている。

2. 概要

(1) 保管場所及びアクセスルート

可搬型設備の保管場所及びアクセスルートについて第 1 図に，保管場所の標高，離隔距離等について第 1 表に示す。

保管場所は荒浜側，大湊側の高台及び 5 号炉近傍 2 箇所の合計 4 箇所設置しており，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び保管場所から目的地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，要員の移動，重大事故等時に必要な設備の状況把握，対応が可能である。



第 1 図　保管場所及びアクセスルート図

第 1 表　保管場所の標高，離隔距離，地盤の種類

保管場所	標　高	常設代替交流電源設備からの離隔距離	原子炉建屋からの離隔距離	地盤の種類
荒浜側高台保管場所	T.M.S.L.＋37m	約 900m	約 900m	砂質地盤・盛土地盤
大湊側高台保管場所	T.M.S.L.＋35m	約 250m	約 250m	砂質地盤・盛土地盤
5 号炉東側保管場所	T.M.S.L.＋12m	約 380m	約 120m	岩盤
5 号炉東側第二保管場所	T.M.S.L.＋12m	約 330m	約 100m※1	粘性土地盤

※　各設備の保管場所及び設置場所については，今後の検討結果等により，変更となる可能性がある。
※1　原子炉建屋から 100m 以上の離隔を確保している。

(2) 評価概要

保管場所及びアクセスルートについて，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。

保管場所については，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第四十三条（重大事故等対処設備）及び「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）に基づき，地震及び津波被害を想定し，それらの被害要因について評価する。

アクセスルートの評価は，運用面の成立性を確認するために以下の想定に基づき評価する。

屋外アクセスルートについては，地震及び津波被害を想定し，それらの被害要因について評価する。

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，溢水を想定し評価する。

また，自然現象により想定される保管場所及びアクセスルートへの影響について第 2-2 表のとおり概略評価を実施した結果，地震及び津波が大きな影響を及ぼす可能性があることを確認した。さらに，発電所敷地及びその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）により想定される保管場所及びアクセスルートへの影響について第 2-4 表のとおり概略評価を実施した結果，影響を及ぼす可能性がある人為事象はないことを確認した。

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は次のとおりである。

・　柏崎刈羽原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき地震，津波以外の自然現象としては，国内で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収集した 42 事象を母集団とする。
・　収集した事象の中から，柏崎刈羽原子力発電所周辺では“発生しないもの”，“発生しても設備等に対する影響がない又は軽微なもの”は保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した。

・ アクセスルートへ及ぼす影響が同様であり，影響の程度が一方の事象に包括される場合（例えば津波と高潮では敷地への浸水という観点で与える影響は同じであるが，事象の規模は津波の方が大きいと考えられるため，高潮は津波に包括される）は一方の事象について影響を評価することで代える。
・ また，長期的に進行する事象（例えば土地の浸食等）の場合は，対策を施すことによって影響を回避することが可能であるため保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した。
・ なお，森林火災の出火原因となるのは，たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し，森林火災については，人為によるものとして整理する。

② 自然現象の影響評価（概略）

「①自然現象抽出の考え方」を踏まえ，保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した事象（33 事象）を第 2 - 1 表に，残った事象から森林火災を除いた事象（地震，津波＋8 事象の単独事象）については，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 2 - 2 表に示す。

また，単独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する。（重畳事象）（随伴事象等，同時発生の相関性が高い事象同士は，設計上の想定規模の事象が重畳し，相関性が低い事象同士は，設計上の想定規模の事象とプラント供用期間中に発生する可能性がある規模の事象が重畳することを想定する。）

単独事象，重畳事象のいずれについても，設計上の想定を超える自然現象の発生を仮定する。その上で，取りえ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する。

保管場所及びアクセスルートへの影響評価として確認する事項は次のとおりである。

・ 設計上想定した自然現象に対し，保管場所の位置等の状況を踏まえ，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の安全機能が同時に喪失しないこと。
・ 設計上の想定を超えた自然現象が発生した場合であっても，重大事故等対処設備の安全機能が残り，対応することが可能であること。
・ 保管場所に設置された重大事故等対処設備が各自然現象によって同時に全て機能喪失しないこと。
・ 保管場所，その他現場における屋外作業や屋外アクセスルートの通行が可能なこと。
・ 屋内アクセスルートの通行が可能であること。

第 2 - 1 表　42 事象のうち，保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した事象

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た自然現象【33 事象】
発電所周辺では発生しない事象【9 事象】	雪崩/結氷板，流氷，氷壁/砂嵐/洪水/池・河川の水位低下/河川の迂回/干ばつ/隕石，衛星の落下/土石流
発生を想定しても影響がない事象【8 事象】	霜，霜柱/霧，靄/低温水/土の伸縮/地下水による浸食/海水中の地滑り※/塩害，塩雲/太陽フレア，磁気嵐
他の事象の影響に包括される事象【12 事象】	地震：地滑り/地面隆起/地下水/泥湧出 津波：高潮/波浪/風津波/静振 竜巻：極限的な圧力 積雪：ひょう，あられ/氷嵐，雨氷，みぞれ/氷晶
長期的事象であり，影響の回避が可能な事象【4 事象】	高温/高温水/土地の浸食，カルスト/海岸浸食

※　海水中の地滑りは，港湾内の影響（発生を想定しても影響がない事象）と港湾外の影響（他の事象の影響（津波）に包括される事象）に分類されるが，本表では「発生を想定しても影響がない事象」として整理する。

第 2 - 2 表　自然現象により想定される影響概略評価結果（1/4）

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 (地滑り含む)	・地盤や周辺斜面の崩壊による影響，周辺構造物の倒壊・損壊・火災・溢水による影響が考えられ，個別の評価が必要。	・地盤や周辺斜面の崩壊による影響，周辺構造物の倒壊・損壊・火災・溢水による影響が考えられ，個別の評価が必要。 ・サブルートは，地震に随伴する津波を考慮すると使用できない。(別紙 36 参照)。	・資機材等の倒壊・損壊，アクセスルート周辺機器等の火災・溢水による影響が考えられ，個別の評価が必要。
津波	・基準津波に対し，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が同時に機能喪失しない。 ・万一，遡上範囲を超えた浸水があったとしても，原子炉建屋等は浸水防止対策を施しているため影響を受けず，保管場所は高さ T.M.S.L.+12m 以上に配置しており，余裕がある。	・基準津波は，アクセスルートまで遡上しない（別紙 35 参照)。 ・万一，津波によりがれきが発生した場合でも，ホイールローダにより撤去することが可能である。 ・サブルートは防潮堤外側の道路が含まれており，使用できない。	・基準津波は，建屋近傍まで遡上しない。 ・万一，建屋近傍まで遡上した場合でも，建屋は浸水防止対策を施しており，影響を受けない。
風 (台風)	・設計基準事故対処設備は建屋内に設置されているため，風による影響はない。また，可搬型設備は荷重が大きく，設計基準の風により飛散することはないことから，同時に機能喪失しない。 ・設計基準（最大風速 40.1m/s）を超える風が想定される場合は，手順を定めてプラントを停止する。	・台風によりがれきが発生した場合も，ホイールローダにより撤去することが可能である。 ・気象予報における台風の風速，進行速度，規模，進行経路等を踏まえ，長期に渡り屋外作業や車両の走行が困難な風が想定される場合は，対応時間を確保するため，あらかじめ手順を定めてプラントを停止する。	・建屋内であり影響は受けない。

第２－２表　自然現象により想定される影響概略評価結果（2/4）

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	・可搬型設備は屋外の保管場所に設置しているが，設計基準事故対処設備は竜巻に対して頑健な建屋内に設置していることから，同時に機能喪失しない。 ・可搬型設備は，複数箇所ある保管場所に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交流電源設備を屋外（7 号炉南側）に設置しているが，各ユニットディーゼル発電機，可搬型代替交流電源設備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。 ・高台保管場所の可搬型設備は，原子炉建屋等に対し離隔距離があることから，固縛等の飛散防止対策は実施しなくとも，原子炉建屋等へ影響を与えない。また，建屋近傍の常設代替交流電源設備，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型電源設備は，飛来物とならないよう固縛等の飛散防止対策を実施する。	・竜巻によりがれきが発生した場合も，ホイールローダにより撤去することが可能である。 通信鉄塔，避雷鉄塔や送電鉄塔が倒壊した場合であっても迂回ルートを選択することで保管場所へのアクセスが可能である。 また，避雷鉄塔が転倒した場合であっても避雷鉄塔はアクセスルートから十分離れておりアクセスルートへの影響はないと考えられるが，アクセスルートに影響がある場合は，迂回ルートを選択することで保管場所へのアクセスが可能である（鉄塔の影響範囲は第 12 図参照）。 ・竜巻防護施設周辺に関しては，竜巻発生予測を踏まえた車両の待避運用等の飛来物発生防止対策を実施することから，アクセスに問題を生じる可能性は小さい。 また，その他の場所に関しては，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に問題を生じる可能性は小さい。	・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。
積雪	・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，保管場所及び可搬型重大事故対処設備の除雪は積雪状況等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が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ため，万一，積雪量が想定を超える場合であっても，除雪を行うことが可能である。 ・ただし，除雪可能量を超え，長期に渡り屋外作業や車両の走行が困難な積雪が想定される場合は，必要に応じプラントを停止する。	・気象予報により事前の予測が十分可能であり，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 60 分で除雪も可能である（別紙 27 参照）。 ・積雪時においても，走行可能なタイヤ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。 ・ただし，除雪可能量を超え，長期に渡り屋外作業や車両の走行が困難な積雪が想定される場合は，必要に応じプラントを停止する。	・建屋内であり影響は受けない。

第２－２表　自然現象により想定される影響概略評価結果（3/4）

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
低温（凍結）	・保管場所に設置されている重大事故等対処設備は屋外であるが，設計基準事故対処設備は建屋内に設置されているため影響を受けず，同時に機能喪失しない。 ・低温は，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，各設備の温度に関する仕様を下回る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機運転等を行うこととしているため，影響を受けない。なお，暖機運転は，事前に実施することからアクセス時間への影響はない。	・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を行うことでアクセスに問題が生じる可能性は小さい。 ・路面が凍結した場合にも，走行可能なタイヤを装着していることから，アクセスに問題が生じる可能性は小さい。	・建屋内であり影響は受けない。
落雷	・設計基準事故対処設備は避雷対策を施した建屋内に設置されており，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るため，保管場所は2セットを離隔して位置的分散を図っているため，影響を受けない。	・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。	・建屋には避雷設備を設置しており影響は受けない。
火山の影響	・噴火発生の情報を受けた際は，要員を確保し，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ため，万一，降下火砕物の量が想定を超える場合であっても，除灰を行うことが可能である。 ・ただし，除灰可能量を超え，長期に渡り屋外作業や車両の走行が困難な量の降下火砕物が想定される場合は，必要に応じプラントを停止する。	・噴火発生の情報を受けた際は，要員を確保し，アクセスルートの除灰を行うことにより対処が可能である。また，ホイールローダにより約120分で除灰も可能である（別紙28参照）。 ・ただし，除灰可能量を超え，長期に渡り屋外作業や車両の走行が困難な量の降下火砕物が想定される場合は，必要に応じプラントを停止する。	・建屋内であり影響は受けない。

第２－２表　自然現象により想定される影響概略評価結果（4/4）

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
降水	・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。 ・4 箇所ある保管場所に，万一，滞留水が発生したとしても，原子炉建屋等は浸水防止対策を施していることから，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備が同時に機能喪失しない。 ・5 号炉東側の保管場所は周辺の空地が平坦かつ広大であり，万一，降水による滞留水が発生したとしても 2cm 程度で拡散すること（別紙 30 参照），また，保管する可搬型設備は，周辺地表面上に 30cm の浸水が生じた場合であっても機能に影響がない設計とすることから，降水による影響を受けない。	・一部滞留水が発生するものの，排水路とは別に設置した排水用フラップゲートから滞留水を速やかに海域に排水することが可能であることから，アクセス性に支障はない（別紙 30 参照）。 ・また，気象予報を踏まえ，可搬型設備の通行に支障がある状況が予想される場合は，あらかじめ土のう設置による降水の導水対策等により車両等の通行ルートを確保する。 ・排水路が閉塞した事態を想定した場合においても，排水用フラップゲートから雨水を海域に排水することが可能であることから，アクセス性に支障はない（別紙 30 参照）。	・浸水防止対策を施された建屋内であり，影響は受けない。
生物学的事象	・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。 ・保管場所は複数箇所あり，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 31 参照）。また，小動物多数発生の兆候があった場合には害獣駆除を行うこととしている。	・影響なし。	・屋内アクセスルートは，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，ネズミ等の齧歯類の侵入による影響を受けない。

2) 人為事象

① 人為事象抽出の考え方

人為事象抽出の考え方は次のとおりである。

・柏崎刈羽原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき人為事象としては，国内で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収集した事象から，故意によるものを除いた 15 事象を母集団とする。

・収集した事象の中から，柏崎刈羽原子力発電所周辺では“発生しないもの”，“発生しても設備等に対する影響がない又は軽微なもの”は保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した。

・アクセスルートへ及ぼす影響が同様であり，影響の程度が一方の事象に包括される場合は一方の事象について影響を評価することで代える。

・また，長期的に進行する事象の場合は，対策を施すことによって影響を回避することが可能であるため保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した。

上記を踏まえ，保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した事象（12 事象）を第 2 - 3 表に示す。

第 2 - 3 表　15 事象のうち，保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した事象

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た人為事象【12 事象】
発電所周辺では発生しない事象【3 事象】	ダムの崩壊/パイプライン事故/タービンミサイル
発生を想定しても影響がない事象【5 事象】	船舶の衝突/電磁的障害/サイト内外での掘削/内部溢水/重量物輸送
他の事象の影響に包括される事象【3 事象】	火災・爆発，有毒ガス：産業施設の事故/輸送事故/油流出
長期的事象であり，影響の回避が可能な事象【1 事象】	化学物質の放出による水質悪化

② 人為事象の影響評価（概略）

設計上考慮すべき人為事象としては，上記①のとおり評価した以外の事象である火災・爆発，航空機落下，有毒ガスに森林火災を加えた 4 事象である。

石油コンビナート施設の火災・爆発については，立地的要因により影響を受けることはなく，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墜落による火災についても，可搬型重大事故等対処設備の位置的分散や複数のアクセスルートにより影響はない。また，ばい煙等の二次的影響及び有毒ガスについては，セルフエアセット等の装備により通行に影響はない。

森林火災については，設計上想定する規模及び設計上の想定を超え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 2 - 4 表に示す。なお，森林火災についても，自然現象に加えて重畳した場合の影響について確認する。

第２－４表　人為事象により想定される影響概略評価結果

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
森林火災	・原子炉建屋等と保管場所は防火帯の内側であるため，森林火災による熱影響により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。 ・万一，防火帯の内側に小規模な火災が延焼したとしても，自衛消防隊が保管場所周辺の消火活動を行うことにより対処が可能である。 ・防火帯内部へ延焼が進んだ場合は，状況を見て引き続き消火活動を行うが，可搬型設備については，港湾方面へ移動させ，損傷防止に努める。	・アクセスルートは防火帯の内側であり，アクセス性に支障はない。 ・アクセスルートは一部防火帯と重複するものの，迂回ルートを使用することにより，森林火災の影響を受けずに通行可能である。（別紙 29 参照） ・万一，小規模な火災が発生したとしても，自衛消防隊がアクセスルート周辺の消火活動を行うことにより対処が可能である。（別紙 36 参照）	・関連する建屋は防火帯の内側であり，影響は受けない。 ・万一，ばい煙の影響を受ける場合は，セルフエアセット等の装備にて対応する。

3) 外部事象（自然現象及び人為事象）の重畳事象評価

各重畳事象の影響確認結果を別紙 1 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み合わせと影響評価結果を以下に示す。

○アクセスルートの復旧作業が追加される組み合わせ

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，除雪と除灰の組み合わせや，（設計基準を超える）地震時の段差復旧と除雪作業の組み合わせ等が該当する。有効性評価のタイムチャートでは，25 分以内に常設代替交流電源設備より受電し，20 時間以内に代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットをプラント側へ移動して接続する必要があるが，気象予報等を踏まえてアクセス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 120 分であるため，想定を上回る事象が発生したとしても，アクセスルートの機能を維持することが可能である。

○設計基準を超える事象を想定することにより単独事象より影響が増長する組み合わせ

森林火災と強風の組み合わせでは，火線強度が増長すると想定されるため，必要防火帯幅が不足する可能性がある。このような場合においては，可搬型設備の港湾方面への移動や予防散水を行うことにより重大事故等対処設備の機能確保に努める。

○設計基準を超える事象を想定することにより防護設備の機能の一部が喪失する組み合わせ

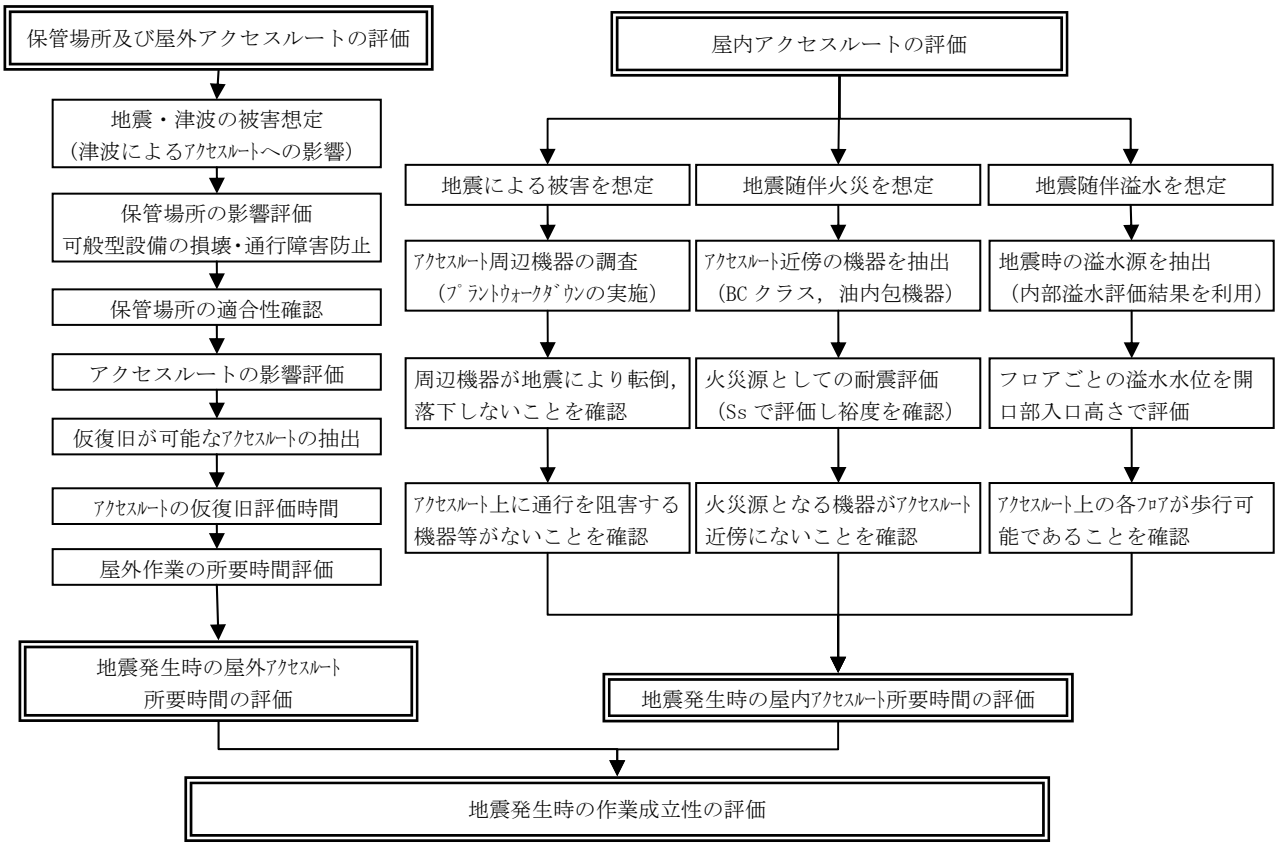
地震と森林火災の組み合わせでは，（設計基準を超える）地震による段差の発生や，防火帯の一部損壊まで想定すると，防火帯内側まで火災が延焼する可能性があるため，可搬型設備の港湾方面への移動や予防散水を行うことにより重大事故等対処設備の機能確保に努める。

○単独事象より影響が増長し，かつ防護設備の機能を低下させる組み合わせ

降水と火山の組み合わせでは，泥流の発生が想定される。堆積した降下火砕物はホイールローダにより除灰して通行できるように対応する。また，気象予報を踏まえ，可搬型設備の通行に支障がある状況が予想される場合は，あらかじめ土のう設置による降水等の導水対策等により可搬型設備のルートを確保する。降下火砕物により建屋屋上等の排水設備が詰まり，降水による滞留水が発生する可能性があるが，火山の噴火が想定される状況で，かつ降水が重畳する可能性については，あらかじめ気象予報により確認することができることから，排水設備を優先的に除灰する等，対応することが可能である。

(3) 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 2 図の検討フローにて評価する。



第 2 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

(4) 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 2007 年新潟県中越沖地震（以下「中越沖地震」という。）時の被害状況（別紙 2 参照）も踏まえた上で第 3 表のとおり想定し，それぞれ影響を評価する。

なお，サブルートについては，地震に随伴する津波を考慮すると使用できないため，影響評価の対象外とする。

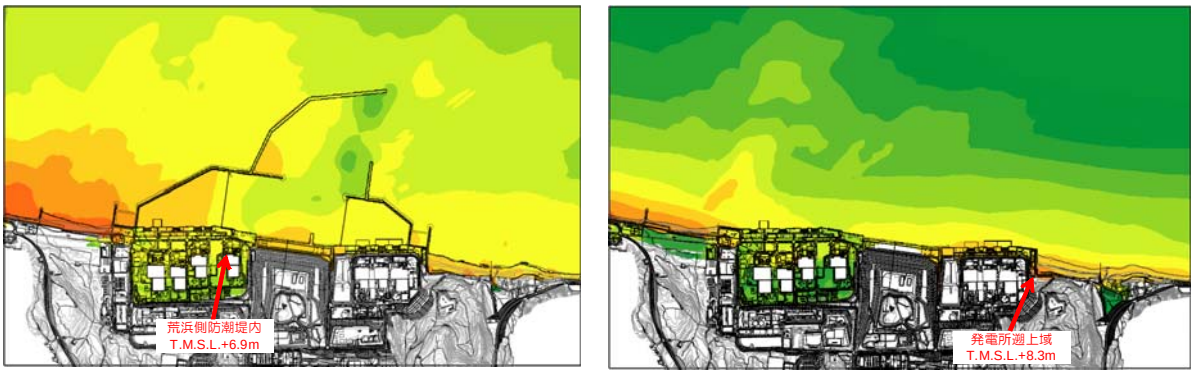
第 3 表　保管場所及び屋外アクセスルートにおいて地震により懸念される被害事象

自然現象	保管場所・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	アクセスルートで懸念される被害事象
地　震	①　周辺構造物の損壊（建屋，鉄塔及び主排気筒）	損壊物による可搬型設備の損壊，通行不能	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等，液状化に伴う浮き上がり	不等沈下，浮き上がり等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，地中埋設構造物の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
	⑧　淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊	堰堤及び送水配管の損壊による可搬型設備の損壊，通行不能	堰堤及び送水配管の損壊による通行不能

(5) 津波による被害想定

保管場所は，津波遡上解析の結果，第 3 図に示すとおり，遡上域最大水位よりも標高が高い位置に設置されていることから，津波による被害は想定されない（「設計基準対象施設について」第 5 条：津波による損傷の防止）。

また，アクセスルートは，液状化及び揺すり込みによる沈下並びに斜面崩壊後の土砂形状を考慮した上で遡上域最大水位よりも標高が高い位置に設置されているため，津波による被害は想定されない（別紙 35 参照）。なお，サブルートは設置されている標高，位置付けを踏まえ，津波時及び津波の起因事象である地震時にはアクセス性を期待しないこととする。



第 3 図　基準津波による遡上域最大水位

3.保管場所の評価

(1) 保管場所選定の考え方

- 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する。
- 原子炉建屋から 100m 以上離隔する。
- 常設代替交流電源設備に対し，可搬型代替交流電源設備の保管場所は 100m 以上離隔する。
- 可搬型設備の保管場所は高所かつ防火帯の内側とする。
- 2 セットある可搬型設備については，保管場所を分散配置する。

保管場所の標高，離隔距離，地盤の種類（再掲）

保管場所	標　高	常設代替交流電源設備からの離隔距離	原子炉建屋からの離隔距離	地盤の種類
荒浜側高台保管場所	T.M.S.L.＋37m	約 900m	約 900m	砂質地盤・盛土地盤
大湊側高台保管場所	T.M.S.L.＋35m	約 250m	約 250m	砂質地盤・盛土地盤
5 号炉東側保管場所	T.M.S.L.＋12m	約 380m	約 120m	岩盤
5 号炉東側第二保管場所	T.M.S.L.＋12m	約 330m	約 100m※1	粘性土地盤

※1　原子炉建屋から 100m 以上の離隔を確保している。

第 4 図　保管場所からの離隔距離（原子炉建屋，常設代替交流電源設備）

(2) 保管場所における主要可搬型設備等

可搬型重大事故等対処設備の分類を第5図に，保管場所における主要可搬型設備の配備数を第4－1表に，主要設備の配備数を第4－2表に示す。可搬型設備の配備数については，「2n+α」，「n+α」，「n」の設備に分類し，それらを屋外設備であれば荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所，5 号炉東側保管場所，5 号炉東側第二保管場所のいずれか2箇所以上に，屋内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多重化，多様化を図っている。

1) 「2n+α」の可搬型設備

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（電源車）・可搬型代替注水ポンプ（消防車）・代替原子炉補機冷却系・大容量送水車（海水取水用）については，必要となる容量を有する設備を1基あたり2セット及び予備を保有し，荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所，5 号炉東側第二保管場所のいずれか 2 箇所以上にそれぞれ分散配置する。

2) 「n+α」の可搬型設備

負荷に直接接続する，高圧窒素ガスボンベ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池・遠隔空気駆動弁操作用ボンベについては，必要となる容量を有する設備を1基あたり1セット及び予備を保有し，原子炉建屋内にそれぞれ分散配置する。

3) 「n」の可搬型設備（その他）

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は，必要となる容量を有する設備を1基あたり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，予備を確保する。

また，「n」の屋外保管設備についても，共通要因による機能喪失を考慮し，荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所，5 号炉東側保管場所，5 号炉東側第二保管場所のいずれか2箇所以上に分散配置する。

可搬型設備の建屋接続箇所及び仕様については別紙3に，淡水及び海水取水場所については，別紙4に示す。

<table>
<tr><td>2n＋α</td><td>可搬型代替交流電源設備

可搬型代替注水ポンプ
（消防車）

代替原子炉補機冷却系

大容量送水車
（海水取水用）
 </td></tr>
<tr><td>n＋α</td><td>高圧窒素ガスボンベ

逃がし安全弁用可搬型蓄電池

遠隔空気駆動弁操作用ボンベ
 </td></tr>
<tr><td>n</td><td>その他</td></tr>
</table>

第５図　可搬型重大事故等対処設備の分類

第 4 - 1 表　保管場所における主要可搬型設備

(1)「2n+α」の可搬型設備

<table>
<tr><th rowspan="2">設備名</th><th rowspan="2">配備数</th><th rowspan="2">必要数</th><th rowspan="2">予備</th><th colspan="2">保管場所</th><th rowspan="2">備考</th></tr>
<tr><th>荒浜側</th><th>大湊側</th></tr>
<tr><td rowspan="2">可搬型代替交流電源設備
（電源車）
【6 号及び 7 号炉共用】</td><td rowspan="2">9 台</td><td>【6 号炉分】
2 台（2n=4）
【7 号炉分】
2 台（2n=4）
【合計】8 台</td><td rowspan="2">1 台</td><td rowspan="2">4 台</td><td rowspan="2">5 台</td><td rowspan="3">・必要数（1 基あたり 2 台）の 2 セット，2 基で合計 8 台
・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ 1 台（共用）</td></tr>
<tr><td>ケーブル（一式：約 40m）</td><td>9 式</td><td>8 式</td><td>1 式</td><td>4 式</td><td>5 式</td></tr>
<tr><td rowspan="2">可搬型代替注水ポンプ
（A-2 級消防車）
【6 号及び 7 号炉共用】</td><td rowspan="2">17 台</td><td rowspan="2">【6 号炉分】
4 台（2n=8）
【7 号炉分】
4 台（2n=8）
【合計】16 台</td><td rowspan="2">1 台</td><td>荒浜側</td><td>大湊側</td><td rowspan="4">・必要数（1 基あたり A-2 級消防車 4 台，6 号炉ホース 292 本，7 号炉ホース 256 本）の 2 セット，2 基で合計 A-2 級消防車 16 台及びホース 1096 本
・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ A-2 級消防車 1 台（共用）及びホース 1 本（共用）</td></tr>
<tr><td>6 台</td><td>6 台</td></tr>
<tr><td colspan="2">K5 東二</td></tr>
<tr><td colspan="2">5 台</td></tr>
<tr><td rowspan="2">ホース（1 本：約 20m）</td><td rowspan="2">1097 本</td><td rowspan="2">1096 本</td><td rowspan="2">1 本</td><td>荒浜側</td><td>大湊側</td></tr>
<tr><td>468 本</td><td>469 本</td></tr>
<tr><td colspan="2">K5 東二</td></tr>
<tr><td colspan="2">160 本</td></tr>
<tr><td rowspan="2">代替原子炉補機冷却系
（代替循環冷却系の熱交換器ユニット等を含む）
【6 号及び 7 号炉共用】
1 式あたり
・熱交換器ユニット：1 式
・大容量送水車（熱交換器ユニット用）：1 台</td><td rowspan="2">5 式</td><td>【6 号炉分】
1 式
（2n=2）
【7 号炉分】
1 式
（2n=2）
【合計】
4 式</td><td rowspan="2">1 式</td><td rowspan="2">2 式</td><td rowspan="2">3 式</td><td rowspan="2">・必要数（1 基あたり 1 式）の 2 セット，2 基で合計 4 式
・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップは 1 式（共用）</td></tr>
<tr><td>ホース（一式：約 400m，口径 300A）</td><td>5 式</td><td>4 式</td><td>1 式</td><td>2 式</td><td>3 式</td></tr>
<tr><td>大容量送水車
（海水取水用）
【6 号及び 7 号炉共用】</td><td>3 台</td><td>【6 号及び 7 号炉分】
1 台
（2n=2）
【合計】
2 台</td><td>1 台</td><td>1 台</td><td>2 台</td><td>・必要数（2 基で 1 台）の 2 セット，2 基で合計 2 台
・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ 1 台（共用）
・なお，予備 1 台は 6 号及び 7 号炉代替原子炉補機冷却系の予備として配備している大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台及び原子炉建屋放水設備の予備として配備している大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）1 台と兼用。</td></tr>
</table>

※　各設備の保管場所・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。
保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所，大湊側は大湊側高台保管場所，K5 東一は 5 号炉東側保管場所，K5 東二は 5 号炉東側第二保管場所を示す。

(2)「n+α」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所	備考
6 号炉 高圧窒素ガスボンベ	25 本	5 本	20 本 (5 本以上)	6 号炉原子炉建屋 25 本 (10 本・10 本・5 本で分散)	・必要数 5 本（1 基あたり） 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ 5 本以上 (1 基あたり) 余裕を見て 20 本配備（1 基あたり）
7 号炉 高圧窒素ガスボンベ	25 本	5 本	20 本 (5 本以上)	7 号炉原子炉建屋 25 本 (10 本・10 本・5 本で分散)	
6 号炉 逃がし安全弁用可搬型蓄電池	3 個	1 個	1 個	6 号炉原子炉建屋 1 個	・必要数 1 個（1 基あたり） ・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ 1 個（共用）
7 号炉 逃がし安全弁用可搬型蓄電池		1 個		7 号炉原子炉建屋 2 個	
6 号炉 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ	8 本	4 本	4 本	6 号炉原子炉建屋 8 本	・必要数 4 本（1 基あたり） ・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ 4 本(1 基あたり)
7 号炉 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ	8 本	4 本	4 本	7 号炉原子炉建屋 8 本	

※　各設備の保管場所・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」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考（必要数 n の補足）
				荒浜側	大湊側	
可搬型代替注水ポンプ (A-1 級消防車) 【6 号及び 7 号炉共用】	2 台	1 台	1 台	1 台	1 台	1 台でスプレイが必要な大規模な損壊が発生している 1 プラントの使用済燃料プールのスプレイ冷却が可能。
ホース（1 本：約 20m）	20 本	10 本	10 本	10 本	10 本	
可搬型窒素供給装置	3 台	【6 号炉分】 1 台 【7 号炉分】 1 台 【合計】 2 台	1 台 (共用)	1 台	2 台	号炉あたり 1 台で窒素供給が可能。
スクラバ水 pH 制御設備	3 式	【6 号炉分】 1 式 【7 号炉分】 1 式 【合計】 2 式	1 式	1 式	2 式	号炉あたり 1 式で薬液注入が可能。
取水口用汚濁防止膜（ｼﾙﾄﾌｪﾝｽ） (1 箇所あたり)	約 200m	(1 重) 約 80m	(2 重+予備) 約 120m	約 100m	約 100m	1 箇所あたり 80m で汚濁防止膜を設置可能。
放水口用汚濁防止膜（ｼﾙﾄﾌｪﾝｽ） 【6 号及び 7 号炉共用】	約 320m	(1 重) 約 140m	(2 重+予備) 約 180m	約 160m	約 160m	1 箇所あたり 140m で汚濁防止膜を設置可能。

※　各設備の保管場所・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。
保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所，大湊側は大湊側高台保管場所を示す。

(3)「n」の可搬型設備

<table>
<tr><th rowspan="2">設備名</th><th rowspan="2">配備数</th><th rowspan="2">必要数</th><th rowspan="2">予備</th><th colspan="2">保管場所</th><th rowspan="2">備考（必要数ｎの補足）</th></tr>
<tr><th>荒浜側</th><th>大湊側</th></tr>
<tr><td>小型船舶（汚濁防止膜設置用）
【6 号及び 7 号炉共用】</td><td>2 台</td><td>1 台</td><td>1 台</td><td>1 台</td><td>1 台</td><td>汚濁防止膜を 1 台で設置可能。</td></tr>
<tr><td>放射性物質吸着材
【6 号及び 7 号炉共用】</td><td>7 式</td><td>6 式</td><td>1 式</td><td>1 式</td><td>6 式</td><td>5 号,6 号及び 7 号炉雨水排水路集水桝並びにフラップゲート入口 3 箇所にそれぞれ 1 式を設置。</td></tr>
<tr><td>原子炉建屋放水設備
【6 号及び 7 号炉共用】
一式あたり
・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）：1 台
・放水砲：1 台
・泡原液混合装置：1 台
・泡原液搬送車：1 台</td><td>2 式</td><td>1 式</td><td>1 式</td><td>1 式</td><td>1 式</td><td rowspan="2">申請プラント数の半数以上の 1 式。
ただし,泡原液混合装置及び泡原液搬送車は, 1 台で 1 プラントの航空機火災発生時に対応が可能。</td></tr>
<tr><td>ホース
・送水側一式：950m，口径 300A
・吸込側一式： 80m，口径 150A</td><td>1 式
及び
予備</td><td>1 式</td><td>送水側
50m 1 本
10m 1 本
5m 1 本
吸込側
20m 1 本</td><td>送水側
50m 1 本
10m 1 本
5m 1 本
吸込側
20m 1 本</td><td>1 式</td></tr>
<tr><td>号炉間電力融通ケーブル
【6 号及び 7 号炉共用】</td><td>1 式</td><td>0 式
（常設）</td><td>1 式</td><td>1 式</td><td>0 式</td><td>号炉間電力融通ケーブル（常設）の予備。</td></tr>
<tr><td rowspan="4">タンクローリ
【発電所共用】</td><td rowspan="4">【4kL】
4 台
【16kL】
2 台
【合計】
6 台</td><td rowspan="4">【4kL】
3 台
【16kL】
1 台
【合計】
4 台</td><td rowspan="4">【4kL】
1 台
【16kL】
1 台
【合計】
2 台</td><td>荒浜側</td><td>大湊側</td><td rowspan="4">4kL 3 台及び 16kL 1 台で 6 号及び 7 号炉が運転中かつ 1～5 号炉が停止中の場合の給油作業を実施可能。</td></tr>
<tr><td>【4kL】
1 台
【16kL】
1 台</td><td>【4kL】
1 台
【16kL】
1 台</td></tr>
<tr><td colspan="2">K5 東二</td></tr>
<tr><td colspan="2">【4kL】2 台</td></tr>
<tr><td>小型船舶（海上モニタリング用）
【発電所共用】</td><td>2 隻</td><td>1 隻</td><td>1 隻</td><td>1 隻</td><td>1 隻</td><td>1 隻で海上モニタリングを実施可能。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">可搬型モニタリングポスト
【発電所共用】</td><td rowspan="3">16 台</td><td rowspan="3">15 台</td><td rowspan="3">1 台</td><td>8 台</td><td>7 台</td><td rowspan="3">モニタリングポストの陸側代替測定用で 9 台,海側測定用で 5 台，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化用で 1 台の合計 15 台で測定可能。</td></tr>
<tr><td colspan="2">5 号炉原子炉建屋</td></tr>
<tr><td colspan="2">1 台</td></tr>
<tr><td>可搬型気象観測装置
【発電所共用】</td><td>2 台</td><td>1 台</td><td>1 台</td><td>1 台</td><td>1 台</td><td>気象観測は 1 台で測定可能。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
可搬型電源設備
【6 号及び 7 号炉共用】</td><td rowspan="2">5 台</td><td rowspan="2">2 台</td><td rowspan="2">3 台</td><td>K5 東一</td><td>大湊側</td><td rowspan="2">1 台で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所必要負荷へ給電可能。ただし,燃料補給時に停止する必要があるため合計 2 台が必要。</td></tr>
<tr><td>2 台</td><td>3 台</td></tr>
<tr><td rowspan="2">可搬ケーブル（一式：約 100m）</td><td rowspan="2">2 式</td><td rowspan="2">0 式</td><td rowspan="2">2 式</td><td colspan="2">5 号炉原子炉建屋</td><td rowspan="2">ケーブル（常設）の予備。</td></tr>
<tr><td colspan="2">2 式</td></tr>
</table>

※ 各設備の保管場所・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。
保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所，大湊側は大湊側高台保管場所，K5 東一は 5 号炉東側保管場所，K5 東二は 5 号炉東側第二保管場所を示す。

設備名	配備数	必要数	予備	備考
中央制御室　可搬型陽圧化空調機 【6 号及び 7 号炉共用】 一式あたり ・フィルタユニット：1 台 ・ブロワユニット：2 台	3 式	【6 号炉分】 1 式 【7 号炉分】 1 式 【合計】 2 式	1 式 （共用）	6 号及び 7 号炉合計 2 式で中央制御室内を隣接区画＋20Pa 以上＋40Pa 未満の範囲内で陽圧化することが可能。
中央制御室待避室陽圧化装置 （空気ボンベ） 【6 号及び 7 号炉共用】	194 本	174 本	20 本	6 号及び 7 号炉合計 174 本で中央制御室待避室を窒息防止しつつ 10 時間陽圧化することが可能。
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機 【6 号及び 7 号炉共用】 （フィルタ，ブロワ一体型）	2 台	1 台	1 台	1 台で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を，2 台で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を陽圧化することが可能。 ただし，建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合においては，可搬型外気取入送風機とあわせて使用する。
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機 【6 号及び 7 号炉共用】	3 台	2 台	1 台	建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合において，1 台で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機設置エリアを外気パージすることが可能。 その際には，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の陽圧化のため，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機とあわせて追加 1 台を使用。
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置 （空気ボンベ） 【6 号及び 7 号炉共用】	123 本以上	123 本	（現場運用を考慮し別途決定）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の機能とあわせて，123 本で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を窒息防止しつつ 10.5 時間陽圧化することが可能。
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機 （フィルタ，ブロワ一体型） 【6 号及び 7 号炉共用】	4 台	2 台	2 台	2 台で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を陽圧化することが可能。
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置 （空気ボンベ） 【6 号及び 7 号炉共用】	1792 本 以上	1792 本	（現場運用を考慮し別途決定）	1792 本で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を窒息防止しつつ 10.5 時間陽圧化することが可能。

※　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 - 2 表　保管場所等における主要設備

(1) 重機

重機	配備数	保管場所		備考
		荒浜側高台	大湊側高台	
ホイールローダ	5 台	2 台	3 台	ホイールローダのうち，4 台は可搬型重大事故等対処設備，大湊側高台保管場所の 1 台は予備として位置付けている。

※　各重機の保管場所・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（自主的に所有している設備）

設備名	配備数	保管場所	備考
化学消防自動車（火災対応用）	2 台	荒浜側高台保管場所 及び自衛消防隊詰め所	各々1 台配備
消防車（火災対応用）	2 台	荒浜側高台保管場所 及び自衛消防隊詰め所	各々1 台配備
大型化学高所放水車	2 台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	各々1 台配備
ホース展張車 （原子炉建屋放水設備用）	5 台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	荒浜側：2 台配備 大湊側：3 台配備
放射能観測車（モニタリングカー）	1 台	荒浜側高台保管場所	－
クレーン付トラック	7 台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	荒浜側：3 台配備 大湊側：4 台配備
衛星通信車	1 台	構内保管場所	－
コンクリートポンプ車	1 台	構内保管場所	－
原子炉補機冷却海水ポンプ電動機 （6 号炉用）　（7 号炉用）	各々1 台	大湊側高台保管場所	予備品
原子炉補機冷却水ポンプ電動機 （6 号炉用）　（7 号炉用）	各々1 台	大湊側高台保管場所	予備品
可搬型照明設備	19 台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	発電機付照明 荒浜側：10 台配備 大湊側：9 台配備
直流給電車	4 台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	荒浜側：1 式配備 大湊側：3 式配備
カードル式空気ボンベユニット	5 台	荒浜側高台保管場所	－
ホース展張車	7 台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	荒浜側：5 台配備 大湊側：2 台配備
可搬型大容量窒素供給装置	9 台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	荒浜側：5 台配備 大湊側：4 台配備
代替補機冷却海水ポンプ	3 台	大湊側高台保管場所	－
ショベルカー	2 台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	荒浜側：1 台配備 大湊側：1 台配備
ブルドーザー	1 台	荒浜側高台保管場所	－

※　各設備の保管場所・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) 地震による保管場所への影響評価概要

地震による保管場所への影響について，中越沖地震時の被害状況（別紙 2 参照）も踏まえた上で網羅的に①～⑧の被害要因について評価した結果，第 5 表に示すとおり影響のある被害要因はないことを確認した。被害要因に対する詳細な確認結果については，「(4) 地震による保管場所への影響評価」に示す。

第 5 表　地震による保管場所への影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5 号炉東側 保管場所	5 号炉東側第二 保管場所
① 周辺構造物の損壊	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
② 周辺タンクの損壊	該当なし	該当なし	問題なし	問題なし
③ 周辺斜面の崩壊	該当なし	問題なし	問題なし	問題なし
④ 敷地下斜面のすべり	問題なし	問題なし	該当なし	該当なし
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	問題なし	問題なし	該当なし	問題なし
⑥ 地盤支持力の不足	問題なし [接地圧＜支持力]	問題なし [接地圧＜支持力]	問題なし	問題なし [接地圧＜支持力]
⑦ 地中埋設構造物の損壊	該当なし	該当なし	該当なし	該当なし
⑧ 淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊	該当なし	該当なし	問題なし	問題なし

(4) 地震による保管場所への影響評価

1) 周辺構造物損壊による影響評価

①周辺構造物の損壊（建屋，鉄塔，主排気筒）

影響評価結果を第 6 表，第 6 - 1 図，第 6 - 2 図，第 6 - 3 図に示す。保管場所周辺には，損壊により影響を及ぼすおそれのある建屋，主排気筒等の構造物はないことを確認した。

荒浜側高台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。また，更なる安全性向上のための対策として，新新潟幹線 No.1 及び南新潟幹線 No.1 送電鉄塔基礎の補強及び送電鉄塔周辺法面の補強を実施し，信頼性を向上させている（別紙 5 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，万一，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している。なお，万一に備え，電線カッターを配備している。

5 号炉東側保管場所周辺には，5 号炉原子炉建屋，5 号炉原子炉格納容器圧力逃し装置遮蔽壁，5 号炉主排気筒があるが，地震による影響がないことを確認している。

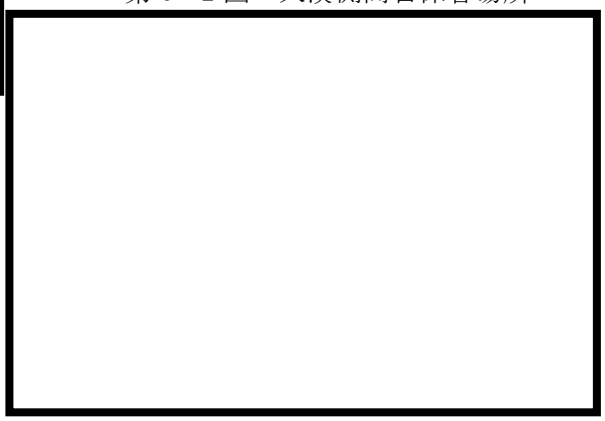
5 号炉東側第二保管場所の東側には連絡通路があるが，損壊に対し十分な離隔距離をとることから，保管場所の可搬型設備への影響はない。

第 6 表　周辺構造物損壊による保管場所への影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台保管場所	大湊側高台保管場所	5 号炉東側保管場所	5 号炉東側第二保管場所
①　周辺構造物の損壊（建屋，鉄塔，主排気筒）	該当なし	該当なし	問題なし	問題なし

第 6 - 1 図　荒浜側高台保管場所

第 6 - 2 図　大湊側高台保管場所



第 6 - 3 図　5 号炉東側保管場所，5 号炉東側第二保管場所

②周辺タンクの損壊

保管場所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 6 - 4 図，第 6 - 5 図に示す。溢水源となる可能性のあるタンクについて評価を実施し，第 7 表，第 8 表に示すとおり保管場所に影響がないことを確認した。

荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所については，屋外タンクと保管場所のの位置関係（標高が大きく異なる）より影響を受けない。

5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所については，屋外タンクからの溢水を考慮した場合においても，周辺の空地が平坦かつ広大であり，周辺の道路上及び排水設備を自然流下し，拡散すること，タンクと保管場所の間には建物等の障害物があり，溢水したタンクからの水が直接保管場所へ到達しづらいこと，また，保管する可搬型設備は，周辺地表面上に 30cm の浸水が生じた場合であっても機能に影響がない設計とすることから，周辺タンクの損傷による影響を受けない。

第 7 表　溢水タンク漏えい時被害想定

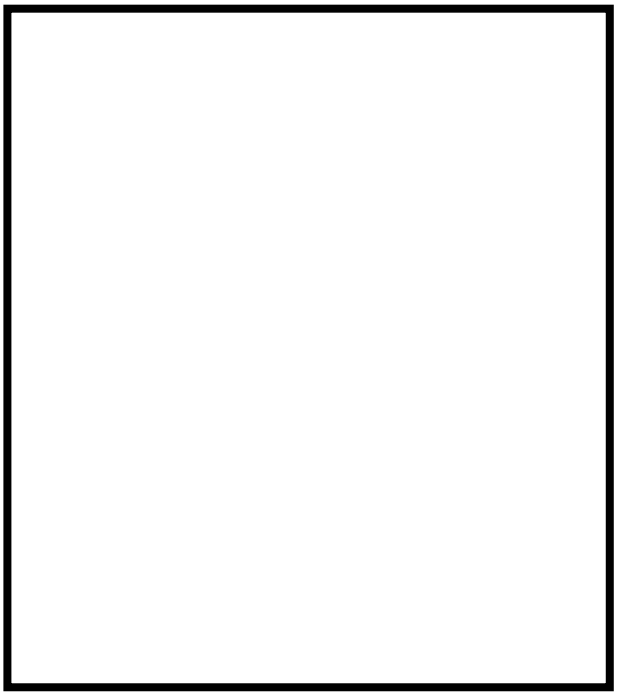
対象設備	容量	被害想定	内容
・No.3 純水タンク ・No.4 純水タンク ・No.3 ろ過水タンク ・No.4 ろ過水タンク	2,000m^3 2,000m^3 1,000m^3 1,000m^3	・基準地震動 Ss によるタンク及び付属配管の破損による溢水	・地震によりタンク又は付属配管が破損した場合でも，周辺の空地が平坦かつ広大であり，溢水は拡散する。 ・タンクと 5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所の間には，建物等の障害物があり，溢水したタンクからの水が直接保管場所へ到達しづらい。 ・5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所に保管する可搬型設備は，周辺地表面上30cmの浸水が生じた場合であっても機能に影響がない設計とすることから，周辺タンクの損傷による影響を受けない。

第 8 表　周辺構造物損壊による保管場所への影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台保管場所	大湊側高台保管場所	5 号炉東側保管場所	5 号炉東側第二保管場所
②　周辺タンクの損壊	該当なし	該当なし	問題なし	問題なし

第 6 - 4 図　荒浜側保管場所

【凡例】
アクセスルート（車両）
アクセスルート（徒歩）



第 6 - 5 図　大湊側保管場所

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

a.　評価方法

第 7－1 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。

保管場所の周辺斜面については，全斜面が崩壊するものと仮定し，崩壊後の堆積土砂形状（以下「崩壊形状」という。）を予測した上で，保管場所が崩壊後の堆積土砂による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，基準地震動によるすべり安定性評価を実施し，保管場所がすべり線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。

【周辺斜面の崩壊後及び敷地下斜面の崩壊形状】

・斜面の崩壊形状としては，安息角と内部摩擦角の関係※1及び土砂の移動時の内部摩擦角の下限値※2を考慮し，崩壊形状の勾配を 15° と設定する。
・すべり線が大きいほど，崩壊後の堆積土砂の到達距離は長くなり，崩壊形状の法肩位置は崩壊前の斜面形状の法肩位置に近づくことから，崩壊前の斜面形状の法肩位置を基点にして，勾配が 15° となる崩壊形状を保守的に設定した（別紙 33 参照）。

※1　土質工学会：技術手帳 1,1978
※2　砂防フロンティア整備推進機構：土砂災害防止に関する基礎調査の手引き，2001　ほか

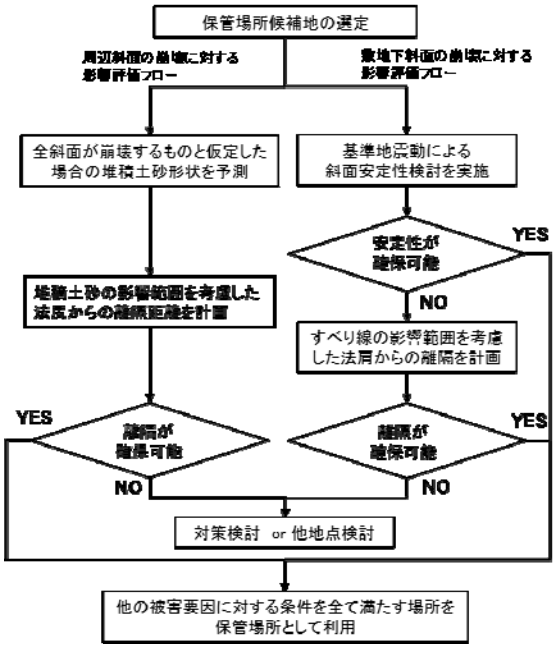
【敷地下斜面のすべり安定性評価】

斜面形状，斜面高さ等を考慮して検討断面を選定し，基準地震動に対する地震応答解析を二次元動的有限要素法により行う。地震応答解析は周波数応答解析手法を用い，等価線形化法によりせん断弾性係数及び減衰定数のひずみ依存性を考慮する。地震時の応力は，静的解析による常時応力と地震応答解析による動的応力を重ね合わせることにより算出する。

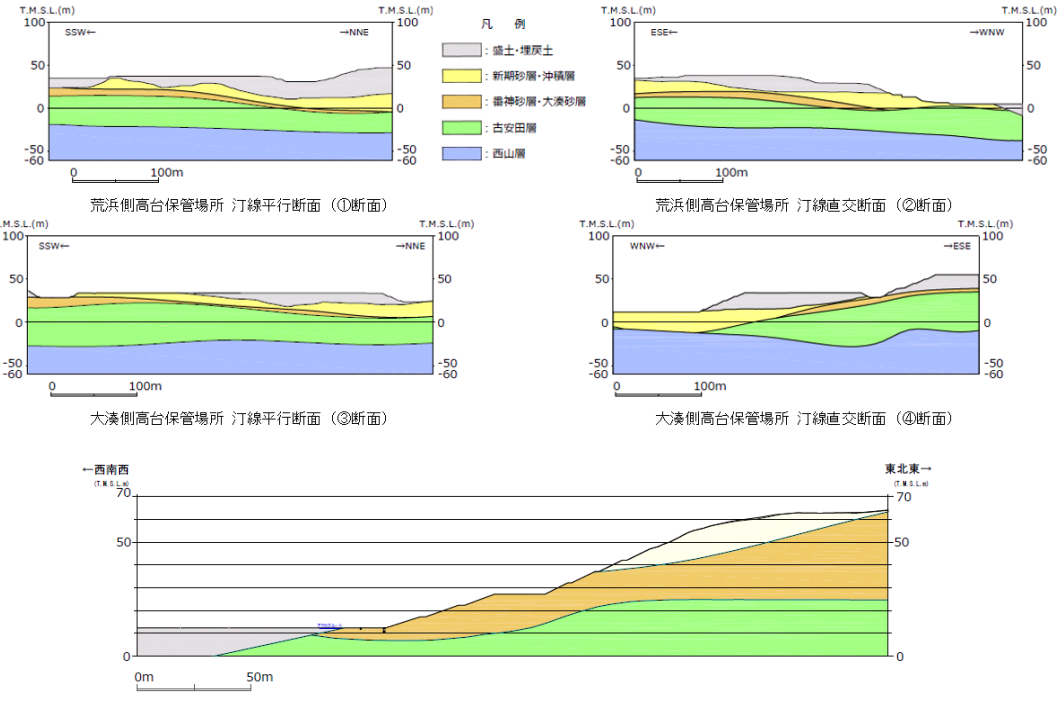
なお，静的解析には解析コード「stress_nlap Ver2.8」を，地震応答解析には解析コード「Super FLUSH /2DJB Ver4.0」を，すべり計算には解析コード「suberi_sf Ver.2」を使用する。

各保管場所の周辺斜面及び敷地下斜面を第 7－2 図に示す。

評価対象断面は，荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所については斜面形状，斜面高さ等を考慮して汀線直交方向の断面を，5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所については周辺斜面と直交する断面を選定した。



第７－１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



第７－２図　各保管場所の周辺斜面及び敷地下斜面

【すべり安定性評価の基準値の設定】

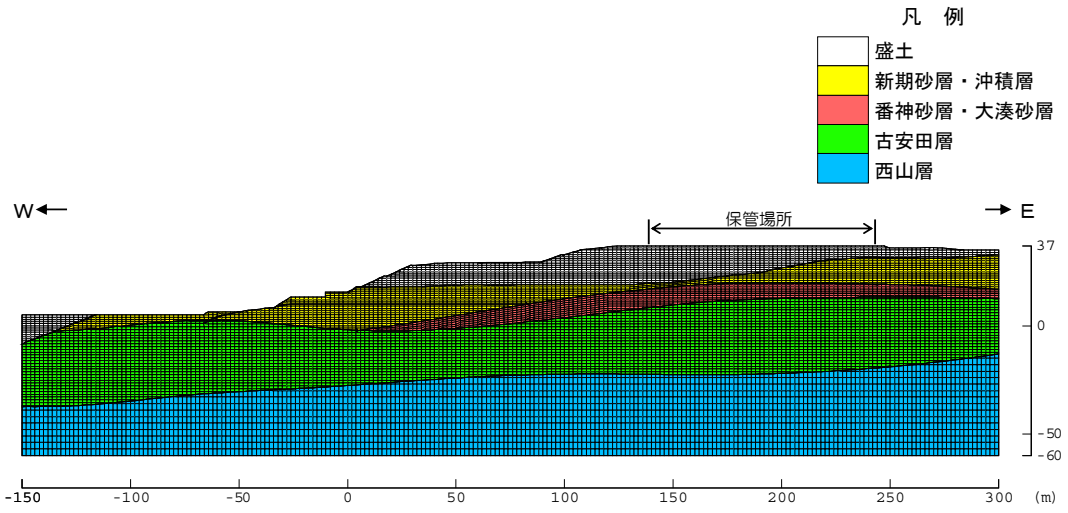
すべり安定性評価の評価基準値としては,「日本道路協会:道路土工 - 盛土工指針, 2010」において，盛土の安定性照査について，「レベル 2 地震動に対する設計水平震度に対して，円弧すべり面を仮定した安定解析法によって算出した地震時安全率の値が 1.0 以上であれば，盛土の変形量は限定的なものにとどまると考えられるため，レベル 2 地震動の作用に対して性能 2 を満足するとみなしてよい。」と記載されている。

また，性能 2 とは，「安全性及び修復性を満たすものであり，盛土の機能が応急復旧程度の作業により速やかに回復できる。」と記載されており，斜面に隣接する施設等に影響を与える規模の崩壊ではなく修復可能な小規模の損傷であると判断される。

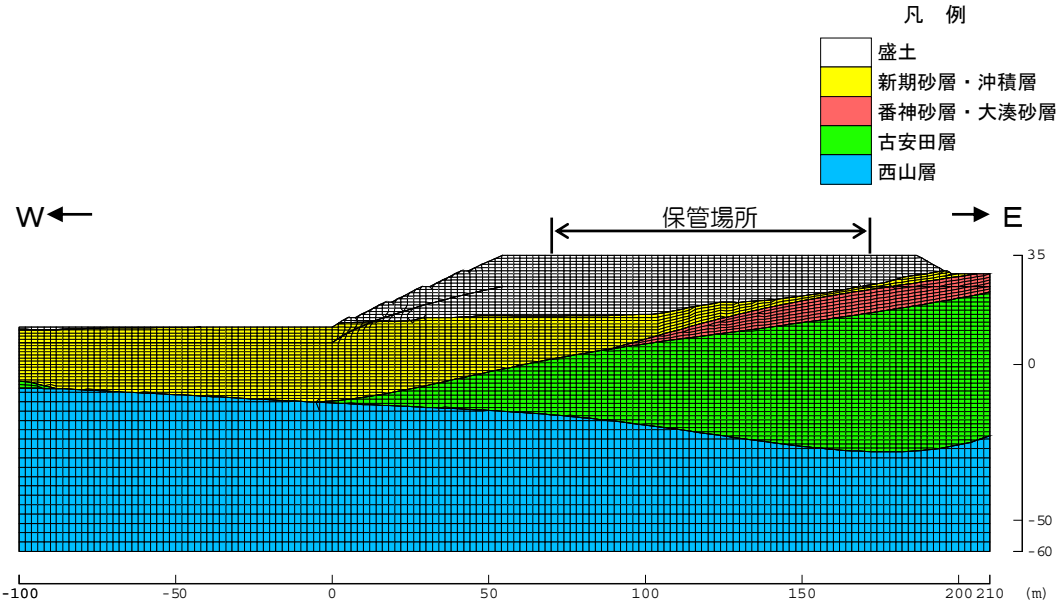
本評価においては，水平・鉛直震度を同時に考慮した基準地震動に対する動的解析により安全率 Fs が 1.0 以上であることを評価基準値とする。

解析モデルを第 7 - 3 図，第 7 - 4 図に示す。

解析用地盤物性値は，基礎地盤安定性評価の物性値（「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性について」ほか）を用いる。また，入力地震動には，基準地震動 Ss を解析モデル下端（T.M.S.L.-60m）まで引き上げた波形を用いる。なお，敷地内の地震増幅特性を踏まえ，荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所ともに荒浜側の基準地震動 Ss を用いる。荒浜側高台保管場所の周辺斜面並びに 5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所の敷地下斜面については，該当する斜面がないことから，すべり安定性評価の対象から除く。



第 7 - 3 図　荒浜側高台保管場所の解析モデル図



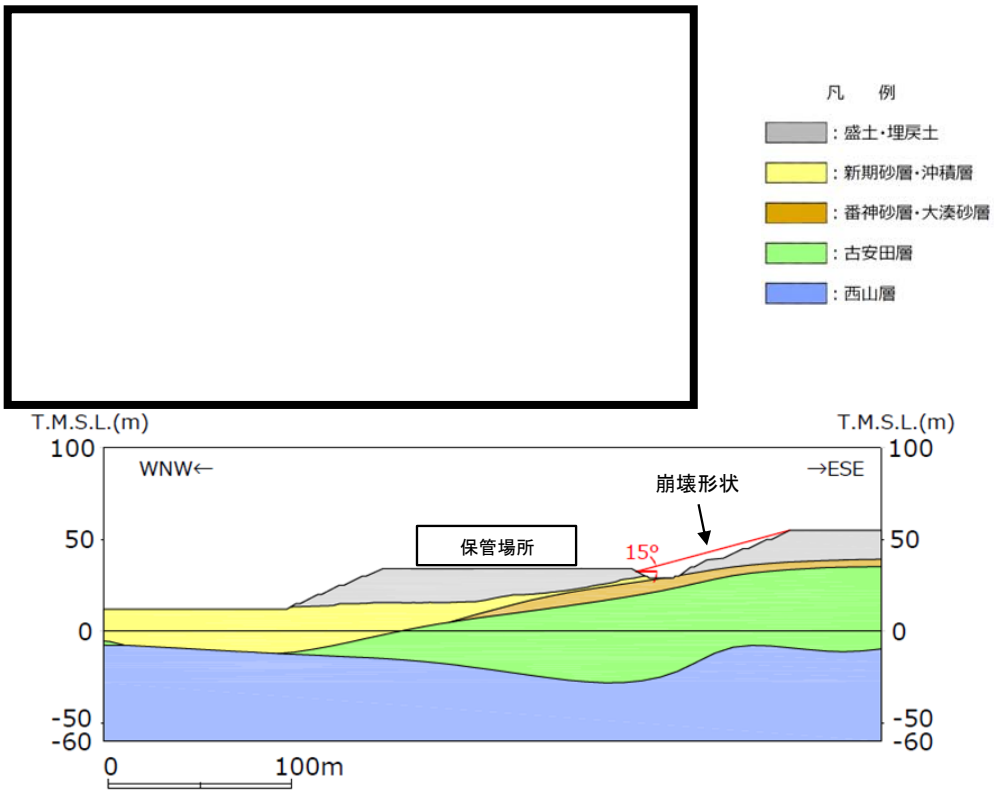
第 7 - 4 図　大湊側高台保管場所の解析モデル図

b.　評価結果

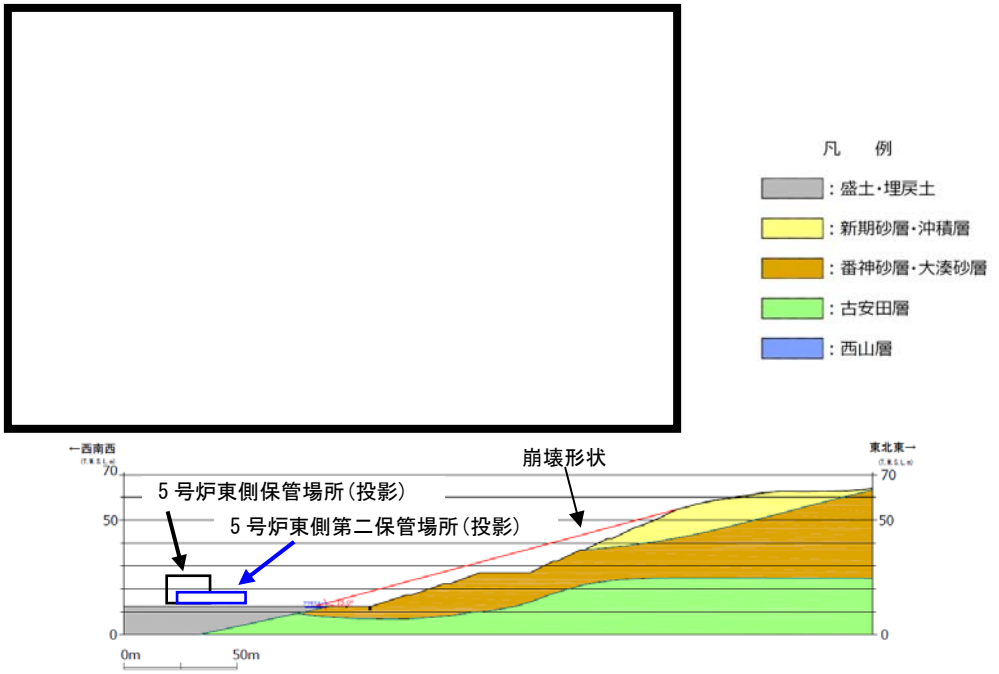
周辺斜面の崩壊形状を第 7 - 5 図，第 7 - 6 図に，敷地下斜面のすべり安定性評価結果を第 7 - 7 図，第 7 - 8 図に，周辺斜面の崩壊及び敷地下斜面のすべりに対する影響評価結果を第 9 表に示す。

保管場所が周辺斜面崩壊後の堆積土砂による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，及び，すべり安全率が 1 を下回るすべり線の範囲を踏まえて，法肩から最大崩壊範囲までの距離に対して 2 割程度の裕度を持たせて保管場所を設定することから，土砂流入及び敷地下斜面のすべりによる可搬型設備の損壊，通行不能が発生しないことを確認した。さらに，保管場所の周辺斜面の法尻から 50m の範囲及び斜面高さの 1.4 倍の高さの範囲には安定性評価の対象とすべき斜面がないことを確認している（別紙 39 参照）。

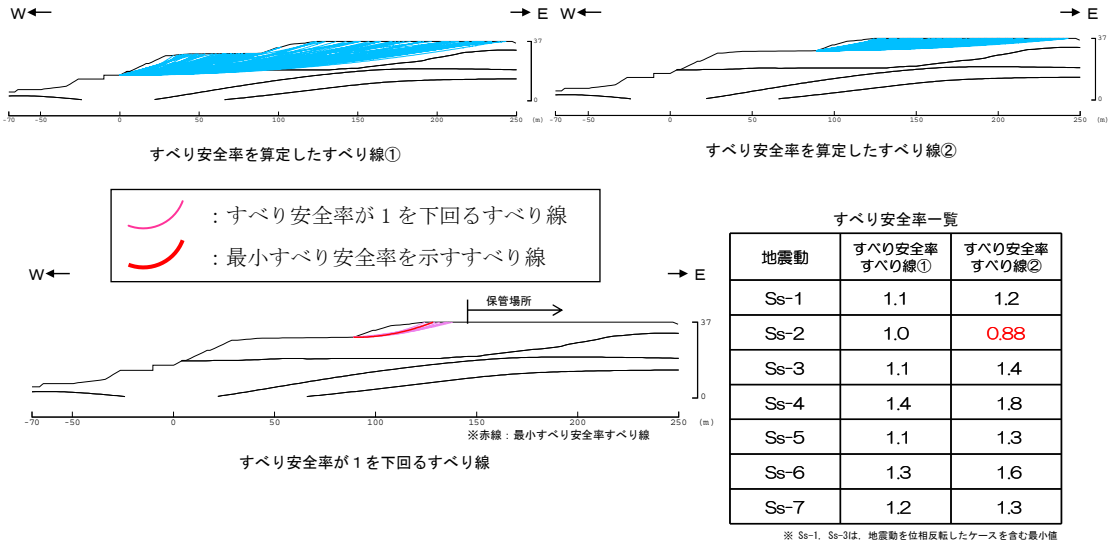
なお，別紙 2 に示すとおり中越沖地震時の敷地内の斜面には，アクセス性に影響がある事象は発生していない。



第 7 - 5 図　大湊側高台保管場所周辺斜面の崩壊形状



第 7 - 6 図　5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所周辺斜面の崩壊形状

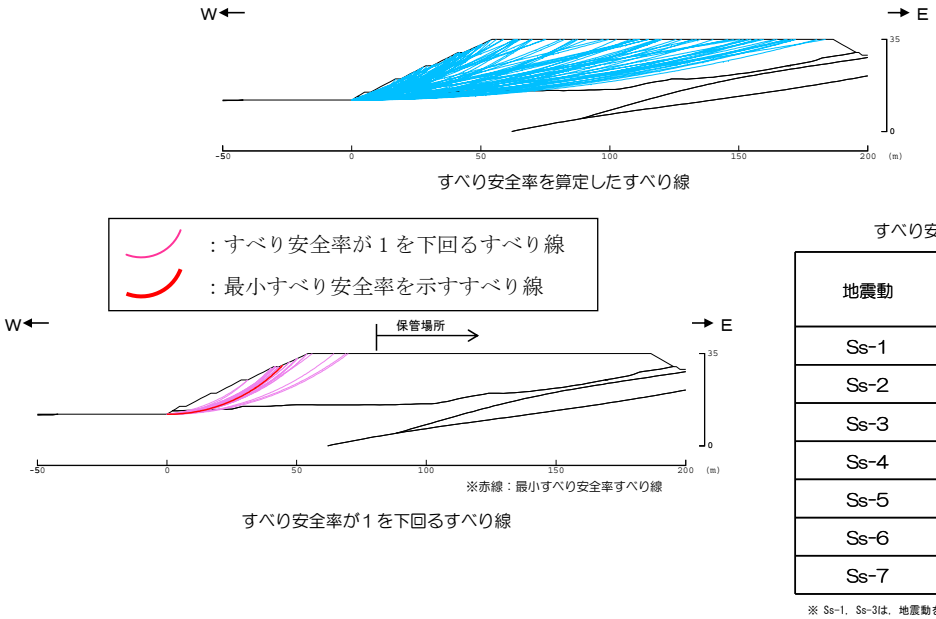


すべり安全率一覧

地震動	すべり安全率 すべり線①	すべり安全率 すべり線②
Ss-1	1.1	1.2
Ss-2	1.0	0.88
Ss-3	1.1	1.4
Ss-4	1.4	1.8
Ss-5	1.1	1.3
Ss-6	1.3	1.6
Ss-7	1.2	1.3

※ Ss-1，Ss-3は，地震動を位相反転したケースを含む最小値

第 7 - 7 図　荒浜側高台保管場所の敷地下斜面のすべり安定性評価結果



すべり安全率一覧

地震動	すべり安全率
Ss-1	0.82
Ss-2	1.4
Ss-3	1.2
Ss-4	1.4
Ss-5	1.4
Ss-6	1.3
Ss-7	1.3

※ Ss-1，Ss-3は，地震動を位相反転したケースを含む最小値

第 7 - 8 図　大湊側高台保管場所の敷地下斜面のすべり安定性評価結果

第 9 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結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5 号炉東側 保管場所	5 号炉東側第二 保管場所
③　周辺斜面の崩壊	該当なし	問題なし	問題なし	問題なし
④　敷地下斜面のすべり	問題なし	問題なし	該当なし	該当なし

3) 沈下等に対する影響評価

⑤液状化及び揺すり込みによる不等沈下・傾斜，液状化に伴う浮き上がり

a. 評価方法

第 8 - 1 図に不飽和地盤及び飽和地盤の沈下量算出フローを示す。

荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所は，砂質地盤，盛土地盤からなることから，不等沈下及び傾斜に対する評価を実施する。

5 号炉東側保管場所は，杭を介して岩盤に支持させていることから，不等沈下及び傾斜に対する評価対象から除く。

5 号炉東側第二保管場所は，主に粘性土からなり，液状化は想定されないものの，保守的に液状化するものと想定し，不等沈下及び傾斜に対する評価を実施する。

沈下の影響因子としては，飽和地盤の液状化によるものと，不飽和地盤の揺すり込みによるものを想定する。

・不飽和地盤の揺すり込みによる沈下量は，中越沖地震後に原子炉建屋周辺で実施した室内試験に基づくせん断応力と体積ひずみの関係※1 から沈下率(A)を設定し，不飽和層の厚さ(h1)を乗じて沈下量を算出する。

・飽和地盤の液状化による沈下量は，最大せん断ひずみと体積ひずみの関係※2 から沈下率(B)を設定し，飽和層の厚さ(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傾斜及び段差量の評価基準値については，緊急車両が徐行により登坂可能な勾配（15%※3）及び走行可能な段差量（15cm※4）とする。

※1 北爪 貴史，酒井 俊朗，佐藤 博，佐藤 正行：繰返しせん断による不飽和砂質土の体積収縮特性と沈下量推定に関する基礎的検討，土木学会論文集 C（地圏工学），2012

※2 Kenji Ishihara，Mitsutoshi Yoshimine：Evaluation of settlements in sand deposits following liquefaction during earthquakes，Soils and Foundations，1992

※3 濱本 敬治，上坂 克巳，大脇 鉄也，木下 立也，小林 寛：小規模道路の平面線形及び縦断勾配の必要水準に関する基礎的検討，国土技術政策総合研究所資料，2012

※4 依藤 光代，常田 賢一：地震時の段差被害に対する補修と交通開放の管理・運用方法について，平成 19 年度近畿地方整備局研究発表会，防災・保全部門，2007

荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所，5 号炉東側第二保管場所には地中埋設構造物が存在しないこと，5 号炉東側保管場所は杭を介して岩盤に支持させていることから，液状化に伴う地中埋設構造物の浮上がりによる影響はない。

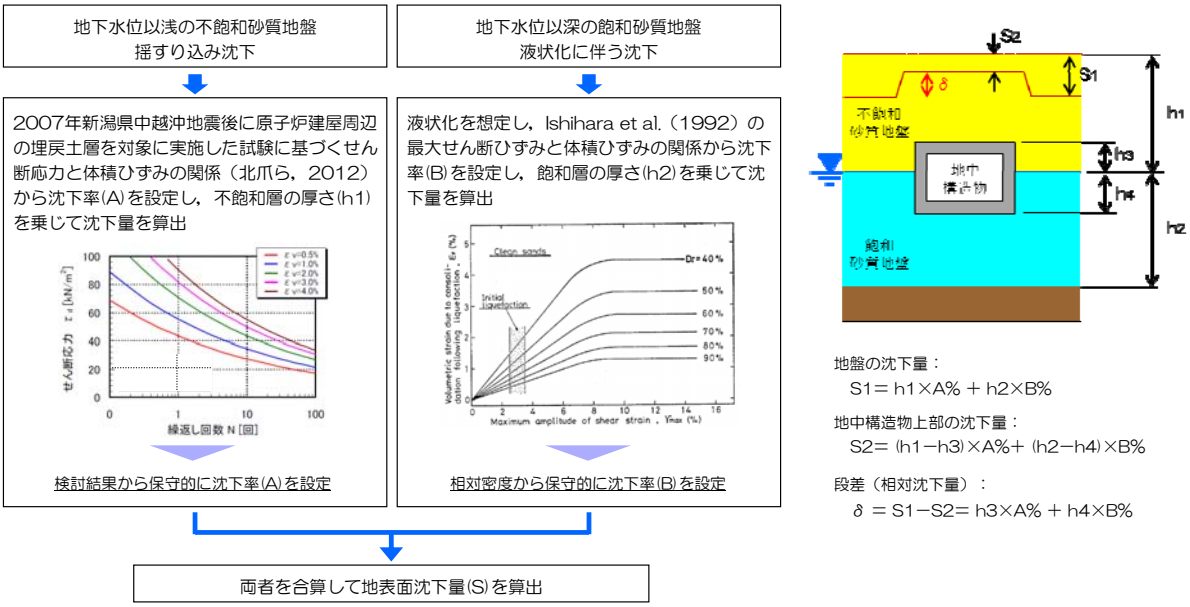
【液状化による沈下量及び揺すり込みによる沈下量の算出の考え方】

・液状化については，地下水位以深の飽和地盤（埋戻土，新期砂層・沖積層，番神・大湊砂層，古安田層※5（保守的に粘性土層も含む））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～地下水位以浅の不飽和地盤を，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。

※5 安田層下部層の MIS10～MIS7 と MIS6 の境界付近の堆積物については，本資料では『古安田層』と仮称する。



第8－1図　不飽和地盤及び飽和地盤の沈下量算出フロー

【揺すり込みによる沈下量の算出法】

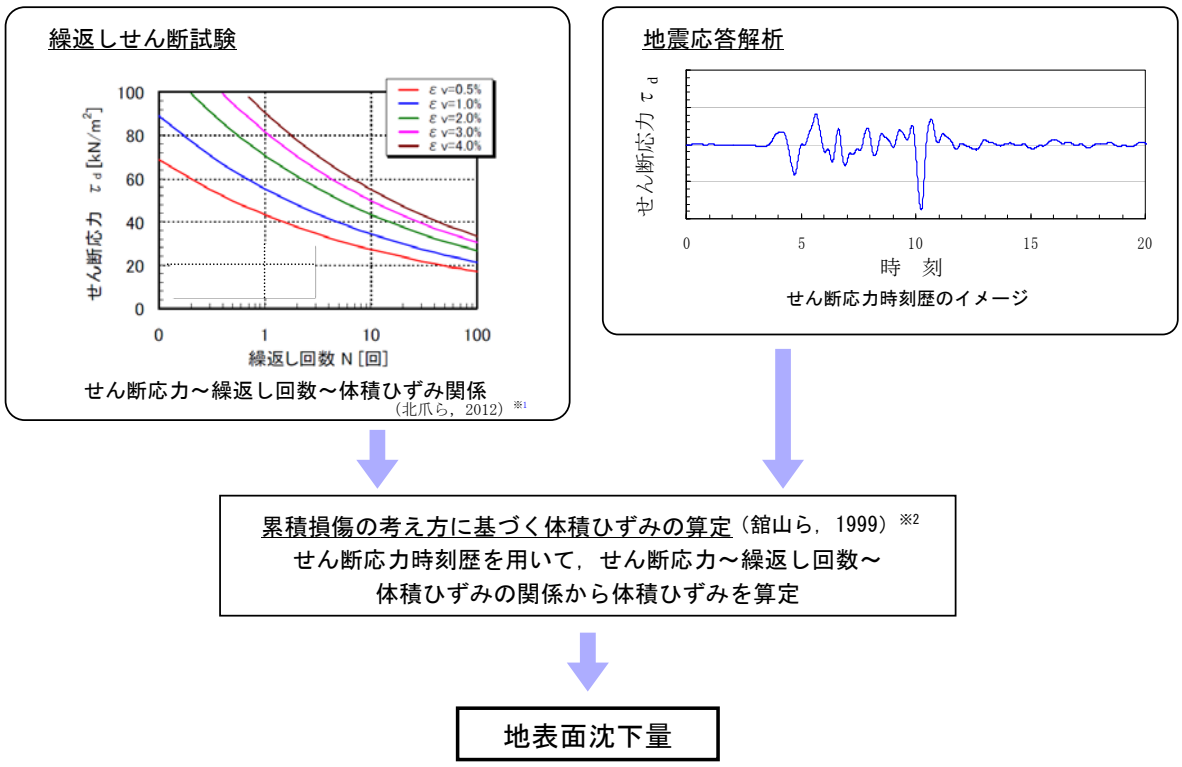
地下水位以浅の不飽和地盤の揺すり込み沈下量の算出方法を第 8－2 図に示す。

揺すり込み沈下量は，中越沖地震後に原子炉建屋周辺の不飽和地盤を対象に実施した繰り返しせん断試験結果から得られたせん断応力，繰り返し回数，体積ひずみとの関係に基づいて沈下率を設定し，これに不飽和地盤の厚さを乗じて算出する。

揺すり込み沈下量の算出に当たっては，基準地震動が大きい荒浜側で，標高や地層構成が異なる 4 地点（T.M.S.L.+5m，+13m，+37m）を選定し，それぞれの地点で基準地震動による一次元等価線形解析（第 8－3 図）を実施し，沈下率を算出した。

地下水位以浅の不飽和地盤の揺すり込み沈下量の算出結果を第 10－1 表に示す。

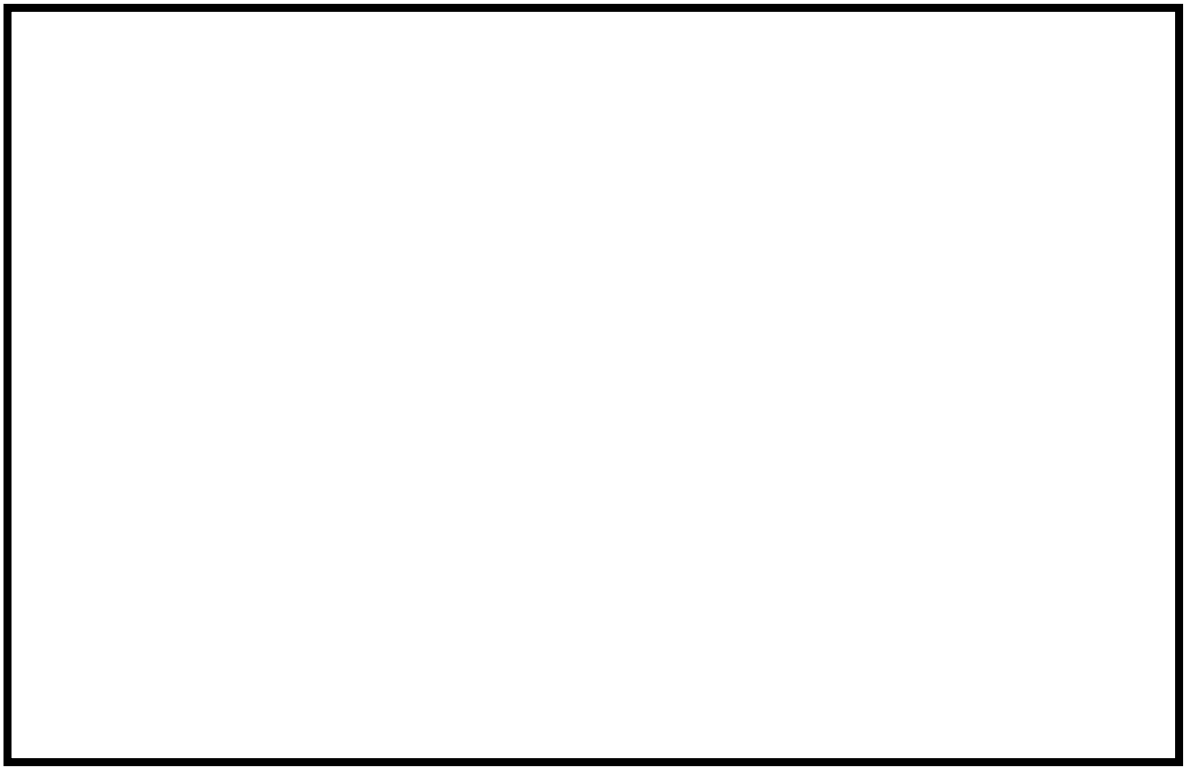
沈下率（沈下量/不飽和地盤の厚さ）は，バラツキがあるものの，全て 2%以下となっていることから，保守的に 2%と設定した。

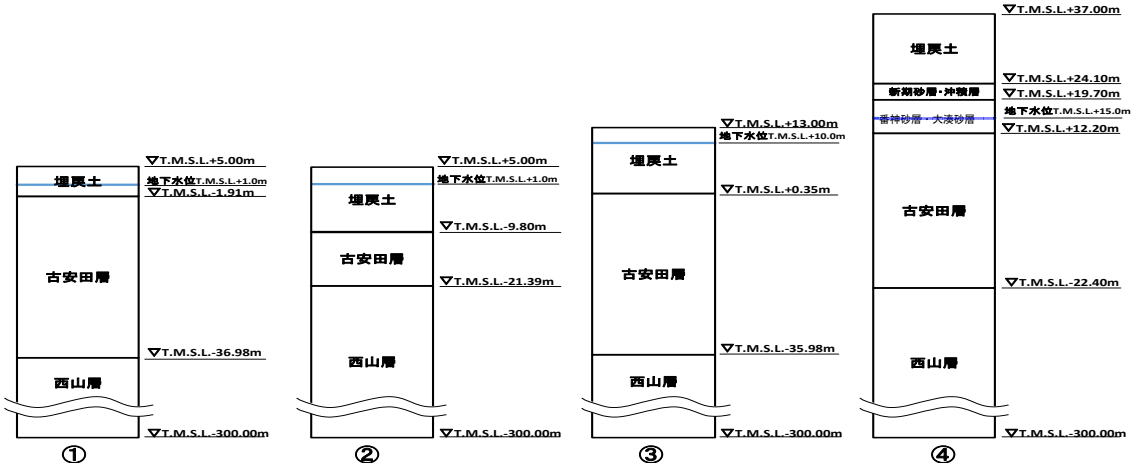


※1 北爪 貴史，酒井 俊朗，佐藤 博，佐藤 正行：繰返しせん断による不飽和砂質土の堆積収縮特性と沈下量推定に関する基礎的検討，土木学会論文集 C（地圏工学），2012

※2 舘山 勝，堀井 克己，小島 謙一：盛土の耐震性能と耐震設計，鉄道総研報告，1999

第 8 - 2 図　不飽和地盤の揺すり込みによる沈下率の算出法





第８－３図　不飽和地盤の揺すり込みによる沈下率を算出した地点と解析モデル

第10－1表　不飽和地盤の揺すり込みによる沈下率算出結果

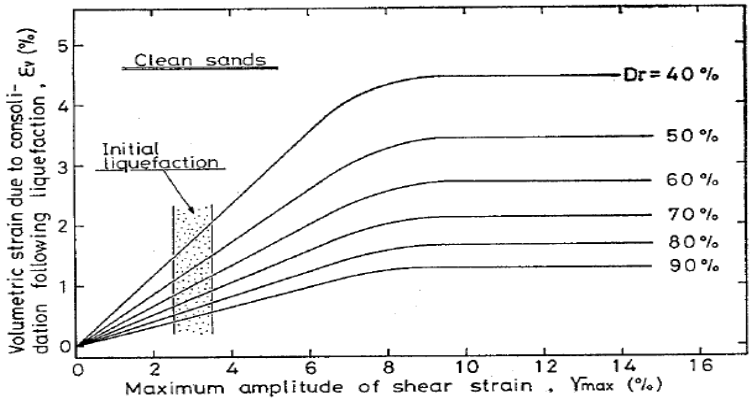
検討地点	標高 (T.M.S.L.)	Ss-1	Ss-2		Ss-3	Ss-4		Ss-5		Ss-6		Ss-7	
			EW	NS		EW	NS	EW	NS	EW	NS	EW	NS
① K-3/4 CV, K-4 OFｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	+5m	1.46%	1.47%	1.42%	1.49%	1.07%	0.51%	0.70%	0.34%	1.48%	0.74%	0.90%	0.43%
② K-3 OFｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	+5m	1.62%	1.44%	1.53%	1.90%	1.18%	0.57%	0.91%	0.42%	1.57%	0.75%	1.19%	0.40%
③ K-3 OFｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	+13m	1.12%	1.16%	1.13%	1.18%	0.81%	0.39%	0.57%	0.25%	1.07%	0.54%	0.70%	0.33%
④荒浜側高台保管場所	+37m	1.18%	0.89%	0.82%	1.13%	0.77%	0.34%	1.13%	0.45%	1.18%	0.54%	1.31%	0.39%

揺すり込みによる沈下：沈下率 2%

【液状化による沈下量の算出法】

第８－４図に最大せん断ひずみと体積ひずみの関係（Ishihara et al.，1992）を，第10－２表に液状化対象層の相対密度の調査結果（別紙 34 参照）を，第８－５図に想定する沈下率を示す。

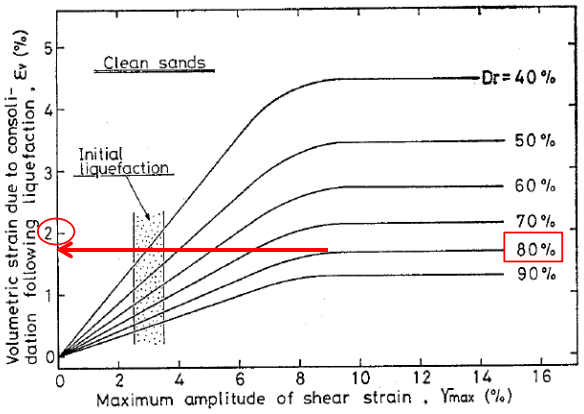
・飽和地盤の液状化後の排水に伴う沈下については，地震時の最大せん断ひずみと地震後の体積ひずみ（沈下率）の関係（Ishihara et al.，1992）を用いて設定する。
・相対密度は，埋戻土，新期砂層・沖積層，古安田層中の砂層の調査結果から，保守的に80%とする。
・沈下率は，保守的に地震時の最大せん断ひずみを考慮せず，最大値を踏まえて2%とする。



第８－４図　最大せん断ひずみと体積ひずみの関係（Ishihara et al.，1992）

第 10 - 2 表　液状化対象層の相対密度調査結果

地層	相対密度 [%] 平均	備考（調査位置）
埋戻土	85	A-1ほか
新期砂層・沖積層	99	A-3及びその周辺，7 号炉軽油タンク周辺
古安田層中の砂層	89	荒浜側，大湊側海側
相対密度の設定値 [%]	**80**	



最大せん断ひずみと体積ひずみの関係　（Ishihara et al.，1992）

液状化に伴う沈下：沈下率 2.0%

第 8 - 5 図　想定する沈下率

【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，評価対象箇所周辺に既工認実績の構造物がある場合は，その構造物の設計水位をもとに設定する。周辺に構造物のない場合は，過去の地下水位観測記録等をもとに設定する。

b. 評価結果

【不等沈下の評価結果】

沈下に対する影響評価結果を第 10 - 3 表に示す。

液状化及び揺すり込みによる不等沈下については，各保管場所に地中埋設構造物が存在しないことから，車両通行の許容段差量 15cm を超える局所的な段差は発生せず，通行への影響はない。

また，荒浜側高台保管場所で最大 1m，大湊側高台保管場所で一部 40 cm，5 号炉東側第二保管場所で 70 cm地表面の地盤改良を施しているが，地盤改良部と未改良部との境界では最大 2 cm（地盤改良厚 1m の場合）の段差と想定されることから，通行への影響はない。

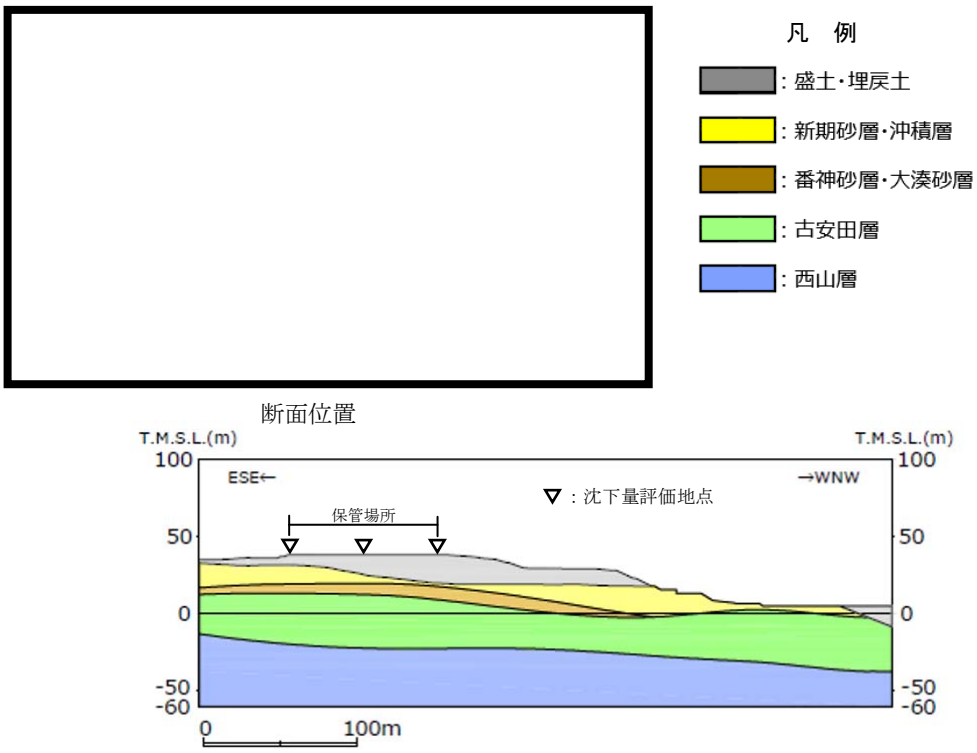
第 10 - 3 表　沈下に対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5 号炉東側 保管場所	5 号炉東側第二 保管場所
⑤　液状化及び揺すり込みによる不等沈下	問題なし	問題なし	該当なし	問題なし

【傾斜の評価結果】

傾斜の評価地点を第 8 - 6 図，評価結果を第 10 - 4 表，第 10 - 5 表に示す。

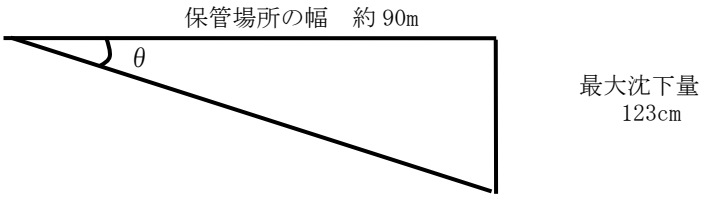
液状化及び揺すり込みによる傾斜については，評価地点（両端及び中央部の 3 地点）においておおむね一様に沈下することから，通行への影響はない。また，評価地点のうち，想定される最大の傾斜(最大沈下量/保管場所の幅)を仮定しても最大で 1.6%であることから通行への影響はない。



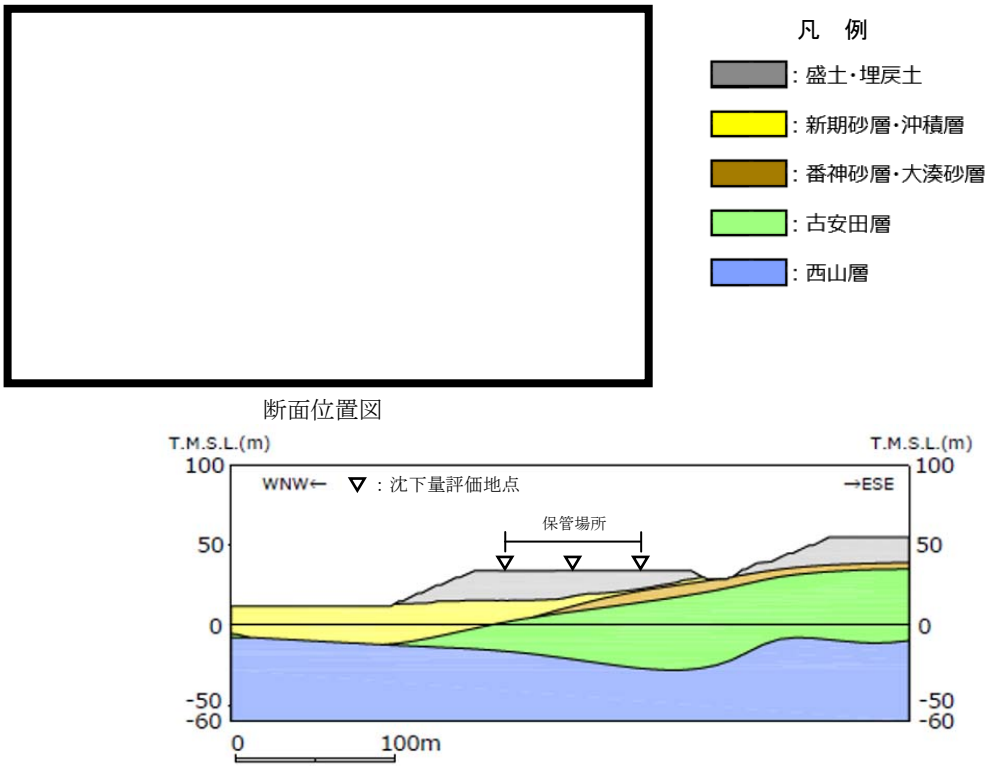
第 8 - 6 図①　荒浜側高台保管場所の傾斜評価地点

第 10 - 4 表①　荒浜側高台保管場所の液状化及び揺すり込みによる傾斜評価結果

沈下対象層		東側		中央部		西側	
		対象厚さ (m)	沈下量 (cm)	対象厚さ (m)	沈下量 (cm)	対象厚さ (m)	沈下量 (cm)
地下水位以浅	盛土・埋戻土	6.5	13	11.7	24	17.7	36
	新期砂層・沖積層	12.3	25	6.6	14	2.0	4
	番神砂層・大湊砂層	3.2	7	3.7	8	2.3	5
地下水位以深	番神砂層・大湊砂層	2.8	6	3.5	7	6.2	13
	古安田層	32.8	66	34.7	70	32.3	65
総沈下量		117cm		123cm		123cm	
最大沈下量		123cm					
保管場所の幅		約 90m					
保管場所の傾斜（θ） （最大沈下量/保管場所の幅）		1.4%					



想定する保管場所の傾斜の考え方

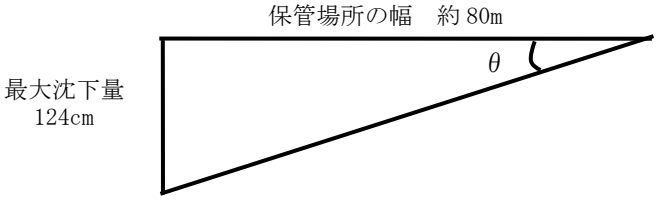


断面位置図

第 8 - 6 図②　大湊側高台保管場所の傾斜評価地点

第 10 - 4 表②　大湊側高台保管場所の液状化及び揺すり込みによる傾斜評価結果

沈下対象層		西側		中央部		東側	
		対象厚さ (m)	沈下量 (cm)	対象厚さ (m)	沈下量 (cm)	対象厚さ (m)	沈下量 (cm)
地下水位以浅	盛土・埋戻土	10.0	20	10.0	20	10.0	20
地下水位以深	盛土・埋戻土	8.5	17	4.8	10	0.5	1
	新期砂層・沖積層	12.2	25	5.5	11	1.3	3
	番神砂層・大湊砂層	－	－	4.3	9	7.3	15
	古安田層	20.5	41	31.7	64	42.3	85
総沈下量		103cm		114cm		124cm	
最大沈下量		124cm					
保管場所の幅		約 80m					
保管場所の傾斜（θ） （最大沈下量/保管場所の幅）		1.6%					



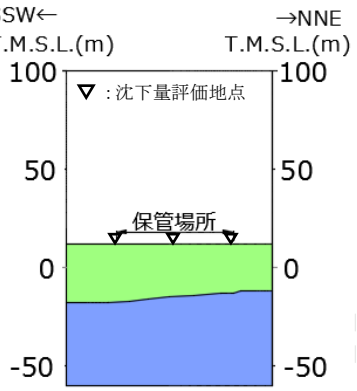
想定する保管場所の傾斜の考え方

凡　例

：古安田層

：西山層

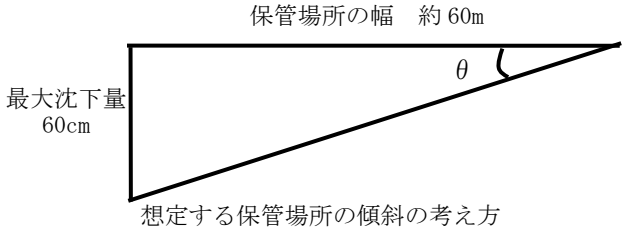
断面位置図



第 8 - 6 図③　5 号炉東側第二保管場所の傾斜評価地点

第 10 - 4 表③　5 号炉東側第二保管場所の液状化及び揺すり込みによる傾斜評価結果

沈下対象層		南側		中央部		北側	
		対象厚さ (m)	沈下量 (cm)	対象厚さ (m)	沈下量 (cm)	対象厚さ (m)	沈下量 (cm)
地下水位以浅	古安田層	5.0	10	5.0	10	5.0	10
地下水位以深	古安田層	24.7	50	21.8	44	20.0	40
総沈下量		60cm		54cm		50cm	
最大沈下量		60cm					
保管場所の幅		約 60m					
保管場所の傾斜（θ） （最大沈下量/保管場所の幅）		1.0%					



想定する保管場所の傾斜の考え方

第 10 - 5 表　傾斜に対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5 号炉東側 保管場所	5 号炉東側第二 保管場所
⑤　液状化及び揺すり込みによる傾斜	問題なし	問題なし	該当なし	問題なし

【浮き上がりの評価結果】

液状化に伴う浮き上がりについては，保管場所には地中埋設構造物が存在しないことから，影響はない（第 10 - 6 表）。

第 10 - 6 表　浮き上がりに対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台 保管場所	大湊側高台 保管場所	5 号炉東側 保管場所	5 号炉東側第二 保管場所
⑤　液状化に伴う浮き上がり	該当なし	該当なし	該当なし	該当なし

4) 地盤支持力に対する影響評価

⑥ 地盤支持力

a. 接地圧の評価方法

荒浜側高台保管場所,大湊側高台保管場所及び5号炉東側第二保管場所については,第 9 - 1 図に示す可搬型設備のうち接地圧が最も大きい大容量送水車（21,740kg）を代表として常時・地震時接地圧を以下により算出した。

- 常時接地圧 ：大容量送水車の前軸重量(4,860kg)から舗装による荷重分散を考慮して算出
- 地震時接地圧：常時接地圧×鉛直震度係数※1

5 号炉東側保管場所については，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型電源設備を設置する基礎は杭を介して岩盤に支持されていることから,基準地震動 Ss※2 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。第 9 - 2 図に 5 号炉東側保管場所の断面図を示す。

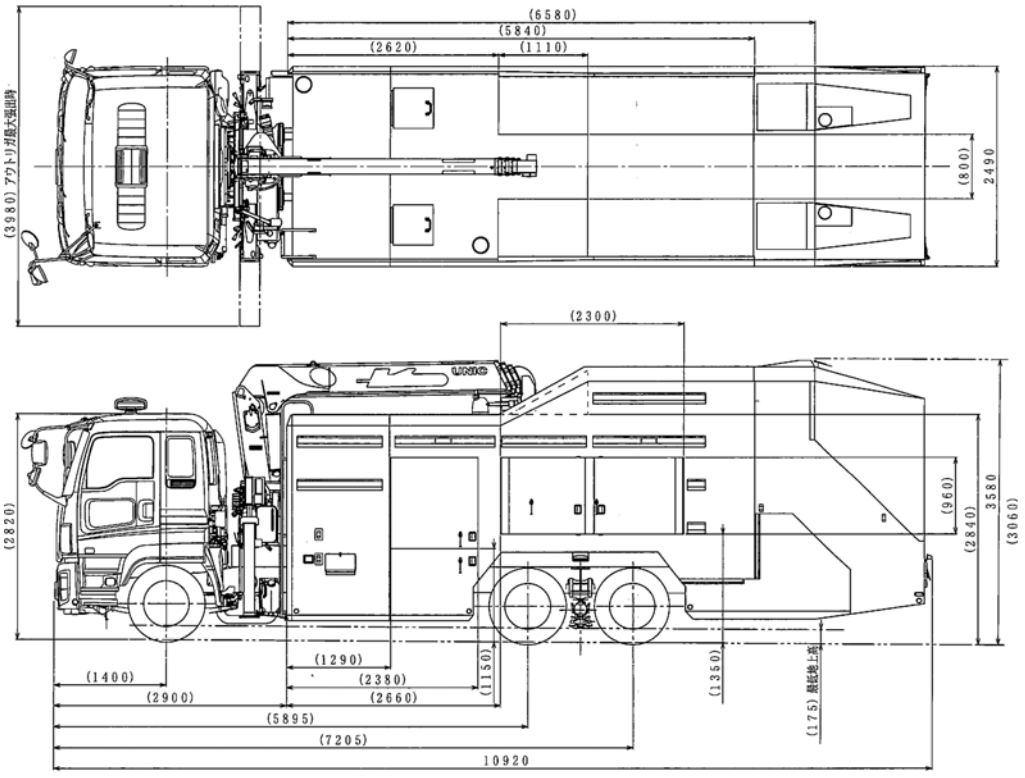
※1 基準地震動 Ss による各保管場所の地表面での鉛直最大応答加速度から鉛直震度係数を算出（第 11 表）。

※2 敷地内の地震増幅特性を踏まえ，荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所については荒浜側の基準地震動 Ss を，5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所については，大湊側の基準地震動 Ss を用いる。

第 11 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係数

保管場所	地表面での 鉛直最大応答加速度	鉛直震度係数
荒浜側高台保管場所	794gal	1.82
大湊側高台保管場所	695gal	1.71
5 号炉東側保管場所	1,138gal	2.17
5 号炉東側第二保管場所	1,115gal※3	2.14

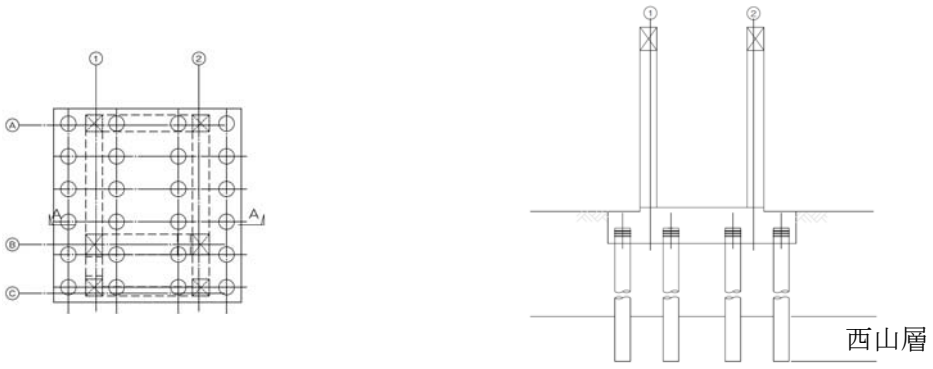
※3　5 号炉原子炉建屋近傍の値を流用



前軸：4,860kg　　後前軸：8,530kg　　後後軸：8,350kg

合計重量：21,740kg

第 9 - 1 図　大容量送水車の仕様



(a)　杭伏図　　(b)　A-A 断面図

第 9 - 2 図　5 号炉東側保管場所杭伏図及び断面図

b.　評価基準値の設定方法

・　荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所は主に砂質土で構成されていること及び5号炉東側第二保管場所は主に粘性土で構成されていることから，「日本道路協会：道路橋示方書・同解説 Ⅳ下部構造編，2012」を参考に，それぞれ砂地盤の最大地盤反力度(常時)の 400kN/m^2 及び粘性土地盤の最大地盤反力度(常時)の 200kN/m^2 を評価基準値とする。

・　5 号炉東側保管場所については，杭を介して岩盤に支持していることから，杭の終局鉛直支持力を評価基準値とする。

c.　評価結果

・　荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所及び5号炉東側第二保管場所は，地盤支持力について評価した結果,第 12 表のとおり地震時接地圧は評価基準値内であり，影響がないことを確認した。なお，5 号炉東側保管場所については杭支持力にて評価するとともに，杭体についても基準地震動 Ss に対して損傷しないことを確認している。

第 12 表　地盤支持力に対する影響評価結果

被害要因	保管場所	地震時接地圧	評価基準値	評価結果
⑥地盤支持力	荒浜側高台保管場所	93kN/m^2	400kN/m^2	問題なし
	大湊側高台保管場所	105kN/m^2	400kN/m^2	問題なし
	5 号炉東側保管場所	1,090kN/m^2	1,780kN/m^2※	問題なし
	5 号炉東側第二保管場所	109kN/m^2	200kN/m^2	問題なし

※　杭 1 本当たりの終局鉛直支持力をもとに杭 24 本分（第 9-2 図参照）の接地圧に換算

5)　地中埋設構造物，淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊に対する影響評価

⑦ 地中埋設構造物，⑧ 淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊

地中埋設構造物，淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊に対する影響評価結果を第 13 表に示す。

建設工事の記録やプラントウォークダウンの結果，荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所，5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所には地中埋設構造物は存在しないことから地中埋設構造物の崩壊による影響はない。

淡水貯水池及び送水配管の位置を第 10 図に示す。

淡水貯水池の堰堤及び送水配管が周辺斜面の崩壊等の影響により万一損壊し，溢水が発生したとしても，淡水貯水池と荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の間に道路及び排水路が敷設されており，保管場所に到達することなく道路上及び構内の排水路を経て海域に排水されることから，淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊による溢水の影響はない。

また，5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所については，周辺の空地が

平坦かつ広大であり，仮に淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊による溢水が発生したとしても，周辺の道路上及び排水設備を自然流下し，拡散すること，また，保管する可搬型設備は，地表面上 30cm の浸水が生じた場合であっても機能に影響がない設計であることから，淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊による溢水の影響はない（別紙 10，30 参照）。

第 13 表　地中埋設構造物，淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊に対する影響評価結果

被害要因	評価結果			
	荒浜側高台保管場所	大湊側高台保管場所	5 号炉東側保管場所	5 号炉東側第二保管場所
⑦　地中埋設構造物の損壊	該当なし	該当なし	該当なし	該当なし
⑧　淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊	該当なし	該当なし	問題なし	問題なし

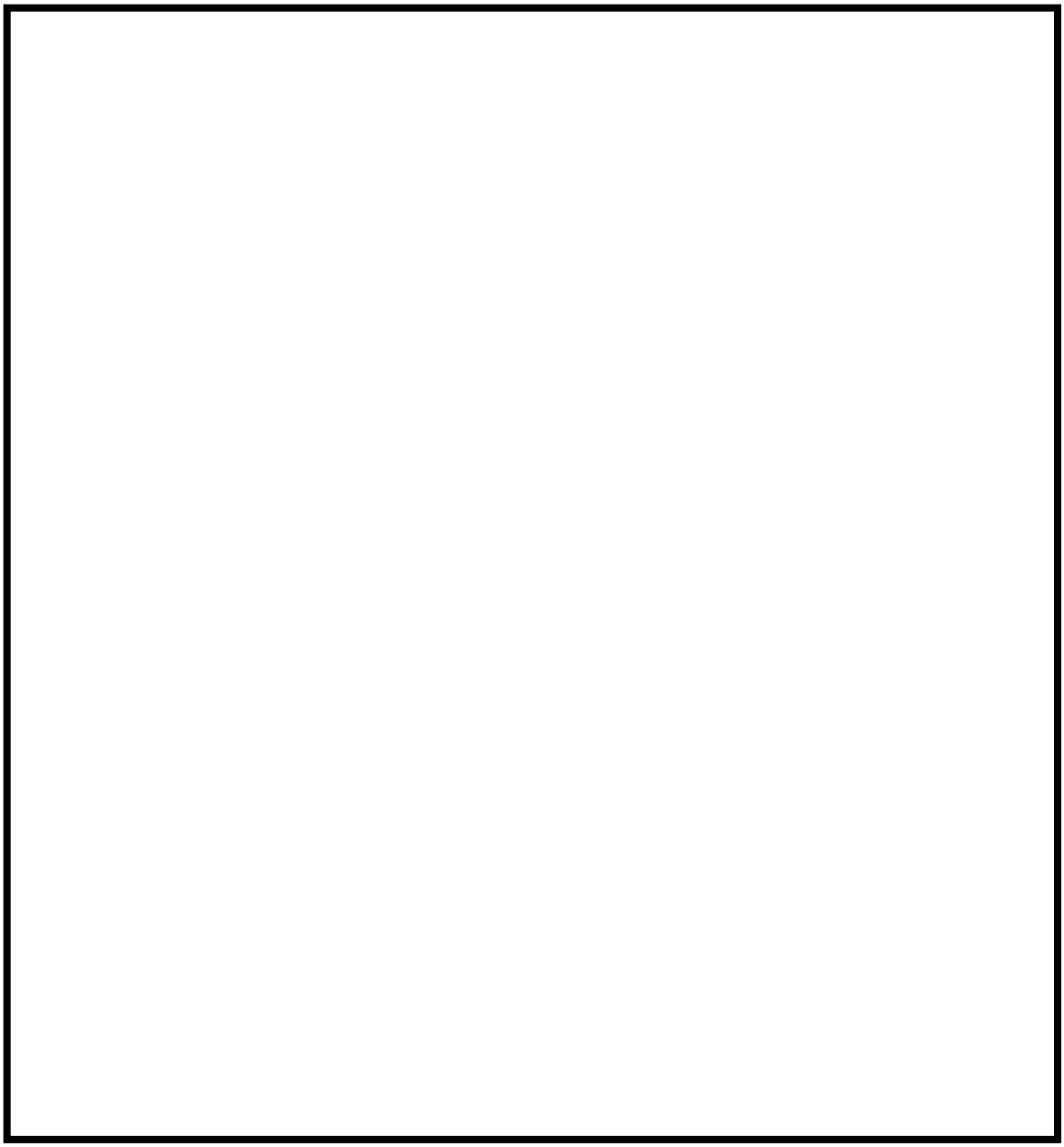
第 10 図　淡水貯水池及び送水配管の位置図

4.屋外アクセスルートの評価

(1) アクセスルートの概要

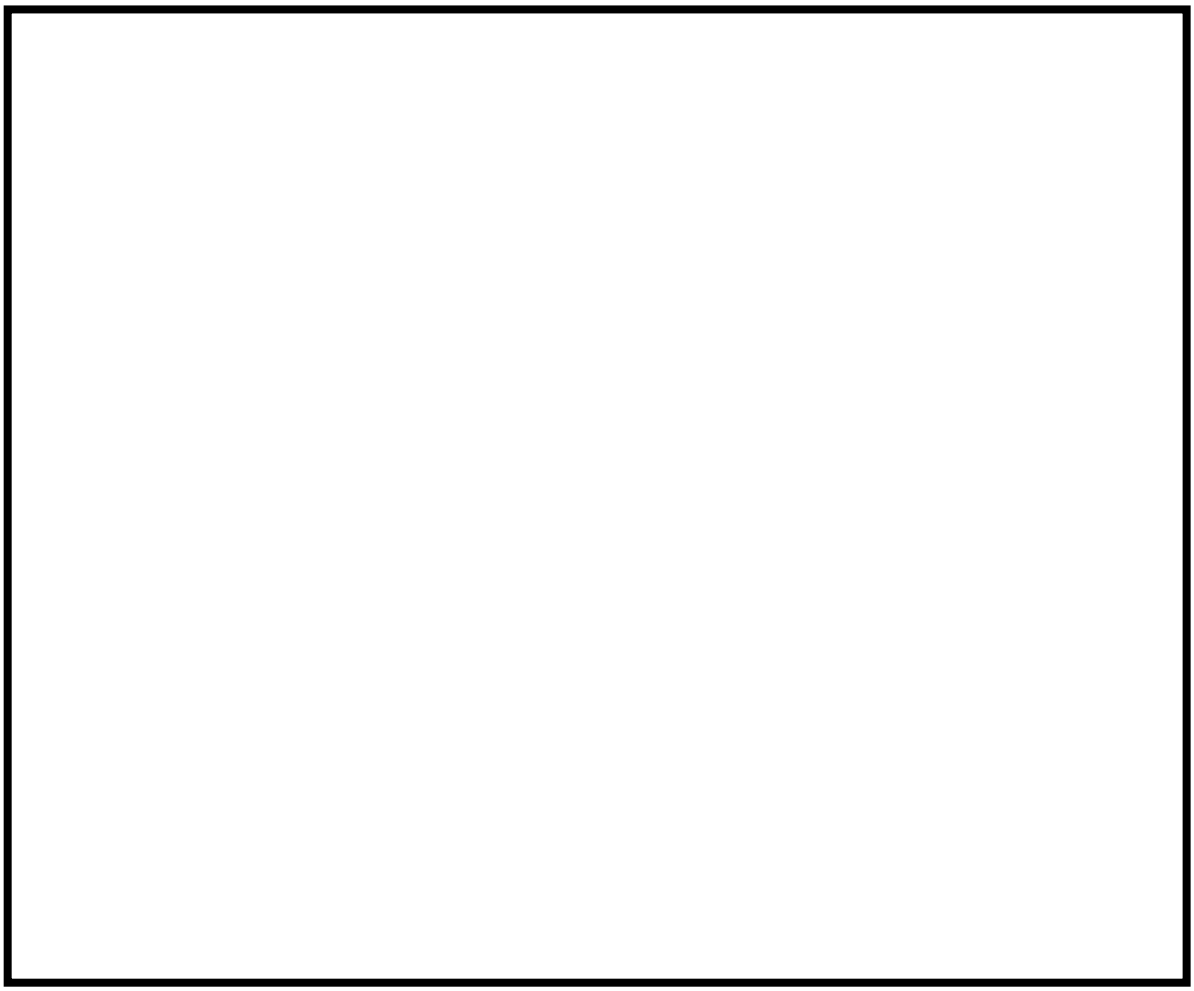
アクセスルート（車両）はおおむね幅員 8m の道路であり，第 11 - 1 図に示すとおり 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び 4 箇所の保管場所から目的地まで，複数ルートでアクセスが可能であり，可搬型設備の運搬，要員の移動，重大事故等時に必要な設備（軽油タンク，常設代替交流電源設備等）の状況把握，対応が可能である※（別紙 7 参照）。

※5 号炉東側保管場所からは，可搬型設備の運搬はない。



第 11 - 1 図　保管場所からのアクセスルート概要

また，第 11 - 2 図に示すとおり新規制基準を満足するのみに止まらず，現場要員の安全性及びアクセスの多様性確保の観点も踏まえた自主整備ルートを整備している。



第 11 - 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）

(2) 地震時におけるアクセスルート選定の考え方

- 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，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所～保管場所～6 号及び 7 号炉までの「仮復旧により通路が確保可能なアクセスルート」を選定する。
- 仮復旧を実施するものについては，仮復旧に要する時間の評価を行う。

(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，第 14 表のとおり，中越沖地震時の被害状況（別紙 2 参照）も踏まえた上で，網羅的に①～⑧の被害要因に対する被害事象，影響評価の方針及び対応方針を定めた。

第 14 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	影響評価の方針	対応方針
①　周辺構造物の損壊（建屋，鉄塔及び主排気筒）	損壊物によるアクセスルートの閉塞	・S クラス（Ss 機能維持含む)以外の構造物は建屋の一部損壊を想定し,アクセスルートへの影響を評価	・影響があるアクセスルートは通行せず，迂回する。 ・万一，仮復旧が必要な場合には重機により撤去する。
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（Ss 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	・影響があるアクセスルートは通行せず，迂回する。 ・万一，仮復旧が必要な場合には必要な対策（自衛消防隊による消火活動，重機による撤去等）を実施する。
③　周辺斜面の崩壊 ④　道路面のすべり	アクセスルートへの土砂流入，道路損壊による通行不能	・全斜面が崩壊するものと仮定し,アクセスルートへの影響を評価	・アクセスルート上に影響がある崩壊土砂については，重機により仮復旧を実施する。
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	アクセスルートの不等沈下，浮き上がりによる通行不能	・地震時に発生する段差，浮き上がりの影響を評価	・不等沈下の影響があるアクセスルートは通行せず，迂回する。 ・不等沈下に対する事前対策（段差緩和対策，砕石のストック等）を実施する。 ・重機による仮復旧を実施する。 ・浮き上がりの影響がある箇所は，事前対策により浮き上がりを防止する。
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	・影響があるアクセスルートは通行せず，迂回する。 ・万一，アクセスルート上に影響がある場合は，重機により仮復旧を実施する。
⑧　淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊	堰堤及び送水配管の損壊による通行不能	・堰堤及び送水配管の損壊を仮定してアクセスルートへの影響を評価	・影響があるアクセスルートは，溢水が道路上及び排水路を自然流下するため，拡散した後に通行する。

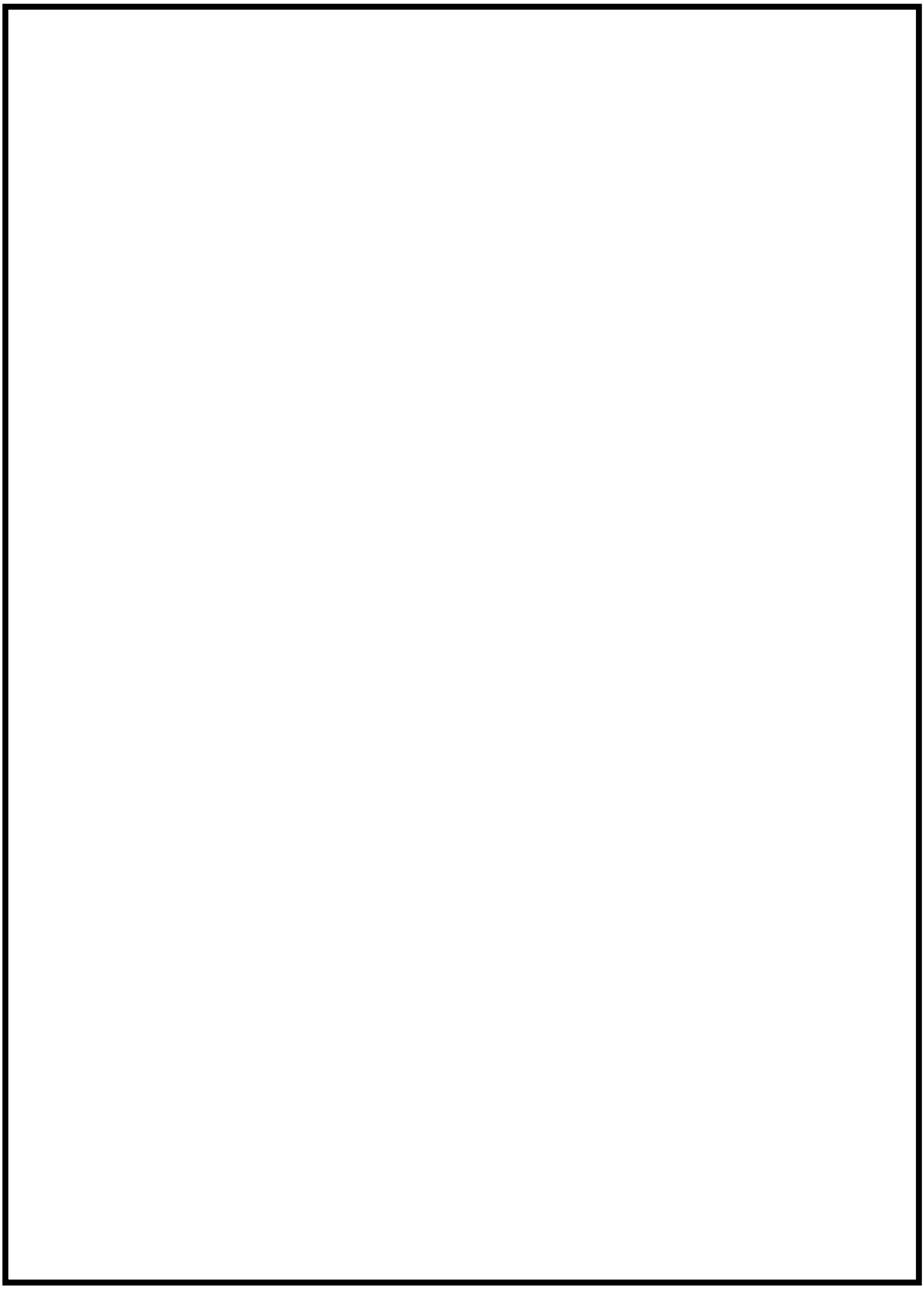
(4) 被害想定

① 周辺構造物の損壊（建屋，鉄塔及び主排気筒）

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，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（別紙 32 参照）。その結果，第 12 図，第 15 表に示すとおり，周辺構造物の損壊があっても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。

- 建屋の損壊に伴うがれきの発生により，必要な幅員（3m※）を確保できないアクセスルートも想定されるが，迂回する，若しくは，重機にてがれき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。
- 荒浜側高台保管場所の近傍には送電線が架線されているが，万一，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，迂回することが可能であり影響はない。なお，荒浜側高台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。また，更なる安全性向上のための対策として，新新潟幹線 No.1 及び南新潟幹線 No.1 送電鉄塔基礎の補強及び送電鉄塔周辺法面の補強を実施し，信頼性を向上させている（別紙 5 参照）。
- S クラス（Ss 機能維持含む）の構造物において，万一，一部損壊によるがれきが発生し，アクセスルートに影響がある場合には，影響があるアクセスルートを迂回することとし，復旧が必要な場合には，重機にてがれきを撤去することで，アクセスルートを確保する。
- 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所周辺については，アクセスルートに影響を与える構造物はない。

※可搬型設備のうち最大幅の代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラー（2.7m）から保守的に設定



第 12 図　周辺構造物の損壊によるアクセスルートへの影響

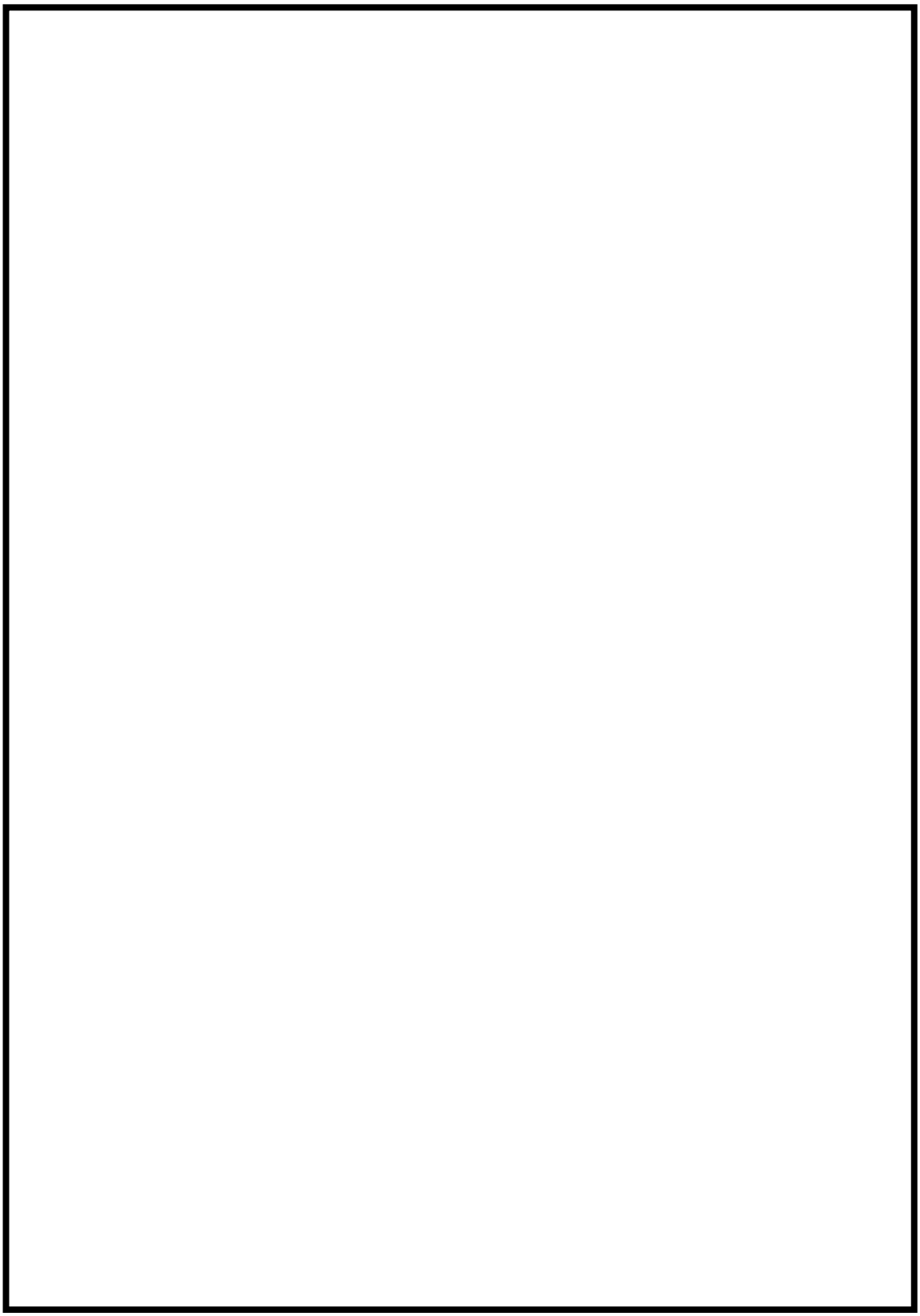
第 15 表　損壊によるアクセスルートの閉塞が懸念される設備の被害想定及び対応内容

対象設備	被害想定	対応内容
154kV 荒浜線鉄塔 No.25,No.26	・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，アクセスルートを閉塞する。	・鉄塔基礎の安定性に影響を及ぼす要因（「盛土の崩壊」「地すべり」「急傾斜地の崩壊」）について評価を行い，影響がないことを確認している。 ・万一，アクセスルート上に送電線が垂れ下がり，通行に支障が発生した場合，迂回する。（徒歩の場合は，影響のある場所を避けて通行する。）
500kV 新新潟幹線鉄塔 No.1,No.2	・地震により鉄塔がアクセスルート上に倒壊し，アクセスルートを閉塞する。 ・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，アクセスルートを閉塞する。	・鉄塔基礎の安定性に影響を及ぼす要因（「盛土の崩壊」「地すべり」「急傾斜地の崩壊」）について評価を行い，影響がないことを確認している。また，更なる安全性向上のための対策として，新新潟幹線 No.1 及び南新潟幹線 No.1 送電鉄塔基礎の補強及び送電鉄塔周辺法面の補強を実施し，信頼性を向上させている。 ・万一，アクセスルート上に送電線が垂れ下がり，通行に支障が発生した場合，迂回する。（徒歩の場合は，影響のある場所を避けて通行する。）
500kV 南新潟幹線鉄塔 No.1,No.2		
通信鉄塔	・地震により鉄塔がアクセスルート上に倒壊し，アクセスルートを閉塞する。	・部材やボルト等の破損は起きる可能性はあるが，大規模破損・倒壊はないと考えられ，倒壊による周辺の施設等へ影響を与えるものではないと考える。 ・万一，破損によりアクセスルートに影響がある場合は，迂回する。
避雷鉄塔 （荒浜側，大湊側）	・地震により鉄塔がアクセスルート上に倒壊し，アクセスルートを閉塞する。	・避雷鉄塔はアクセスルートから十分離れておりアクセスルートへの影響はない。
事務建屋（第Ⅱ期）	・地震により建屋が損壊し，発生したがれきにより，アクセスルートを閉塞する。	・影響があるアクセスルートは通行せず，迂回する。（徒歩の場合は，影響のある場所を避けて通行する。） ・新耐震設計法に基づき設計された建築物相当の建屋であり，新耐震設計法に基づき設計された建築物は，地震による被害が多く見られた兵庫県南部地震（1995 年）や地震規模の大きい東北地方太平洋沖地震（2011 年）においても，大破，倒壊といった大きな被害を受けていない。 ・万一，建屋の一部損壊によるがれきが発生し，アクセスルートの復旧が必要な場合には，重機にてがれきを撤去する。
事務建屋（第Ⅲ期）		
総合情報センター棟		
技術部倉庫		
燃料 G 倉庫		
荒浜側予備品倉庫		
6 号炉 CO_2 ボンベ建屋		
雑固体廃棄物焼却設備建屋（大湊側）		
補助ボイラー建屋		
6 号炉主変圧器	・地震により設備が損壊し，発生したがれきにより，アクセスルートを閉塞する。	・6 号炉主変圧器横のアクセスルートを通過する必要のある可搬型設備建屋接続口へは，可搬型車両が寄りつく必要がなく，人が迂回することで接続口までアクセスする。 ・万一，設備の一部損壊によるがれきが発生し，アクセスルートの復旧が必要な場合には，重機にてがれきを撤去する。
154kV 開閉所遮風壁	・地震により設備が損壊し，発生したがれきにより，アクセスルートを閉塞する。	・徒歩ルートであり，周辺は平坦であることから，徒歩により迂回する。
5 号炉サービス建屋		
固体廃棄物処理建屋		

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 13 図に示す。



第 13 図　周辺タンク等の損壊によるアクセスルートへの影響

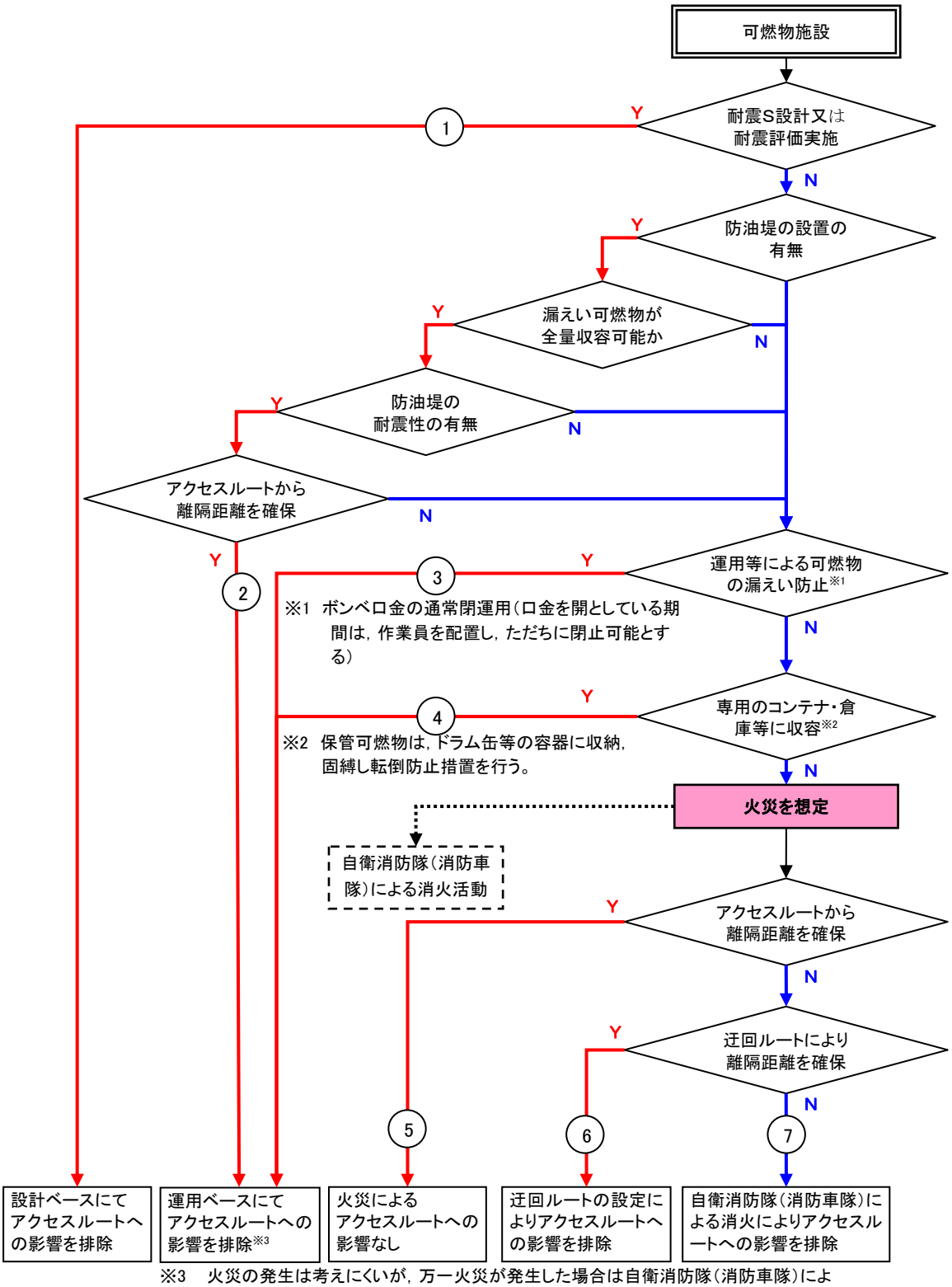
2) 可燃物施設の損壊

a. 可燃物施設の損壊

可燃物施設で可燃物の漏えいが発生した場合の被害想定判定フローを第 14 図に示す。また，火災想定施設の配置を第 15 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 16 図に示す。

可燃物施設について評価を実施した結果，第 16 - 1 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。

- アクセスルートは複数確保していることから，万一，火災が発生した場合においても，迂回することが可能である。また，自衛消防隊による消火活動が可能である。なお，屋外に設置されている可燃物施設で，万一火災が発生しても，他の屋外可燃物施設へ引火しないことを「第 6 条:外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）」にて評価しており，アクセスルートは確保可能である。
- 主要変圧器は，中越沖地震による変圧器火災対策，延焼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漏油受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 8 参照）。
- 万一，同時に主要変圧器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い箇所から消火活動を行う（別紙 9 参照）。

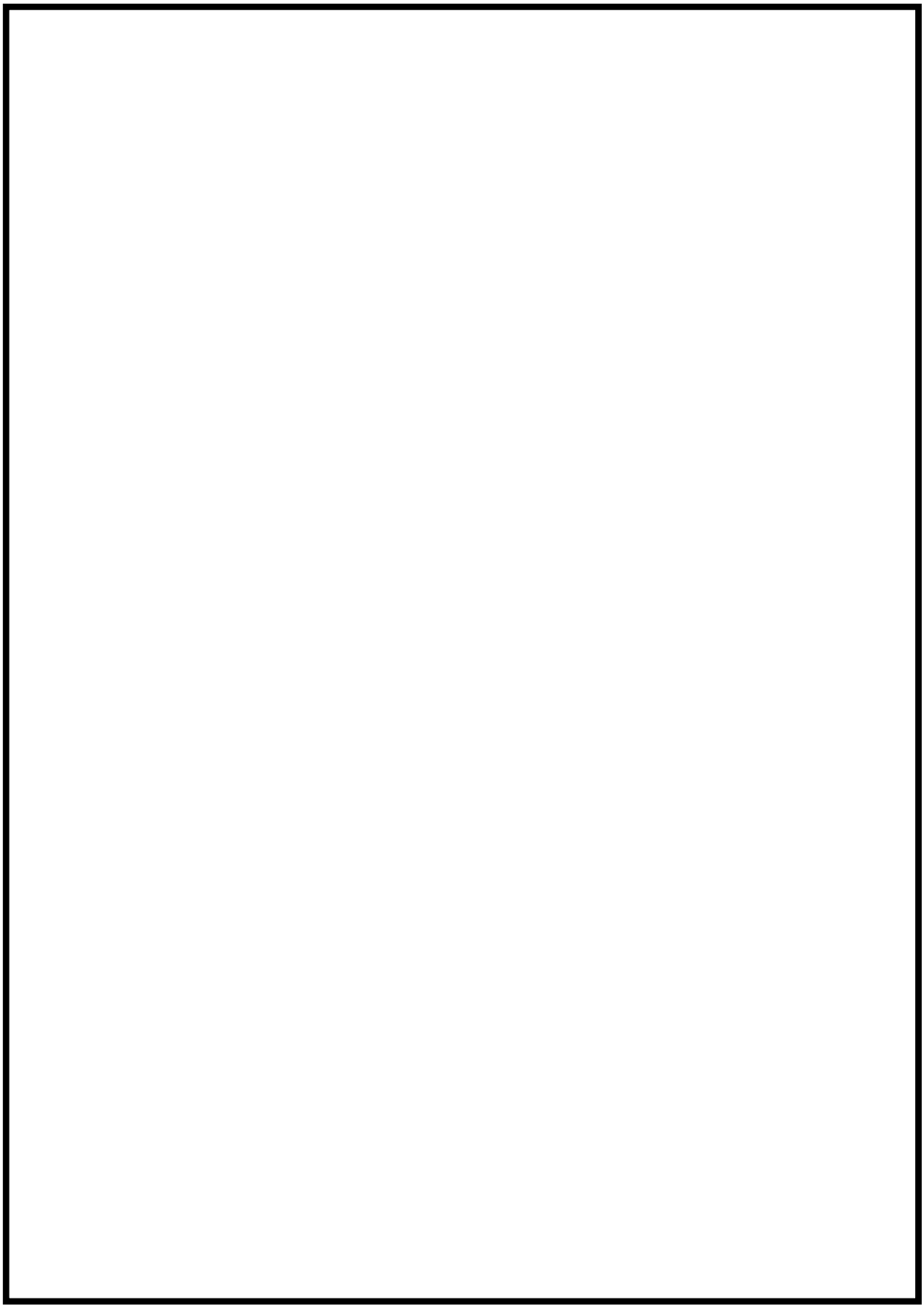


※1　ボンベ口金の通常閉運用(口金を開としている期間は，作業員を配置し，ただちに閉止可能とする)

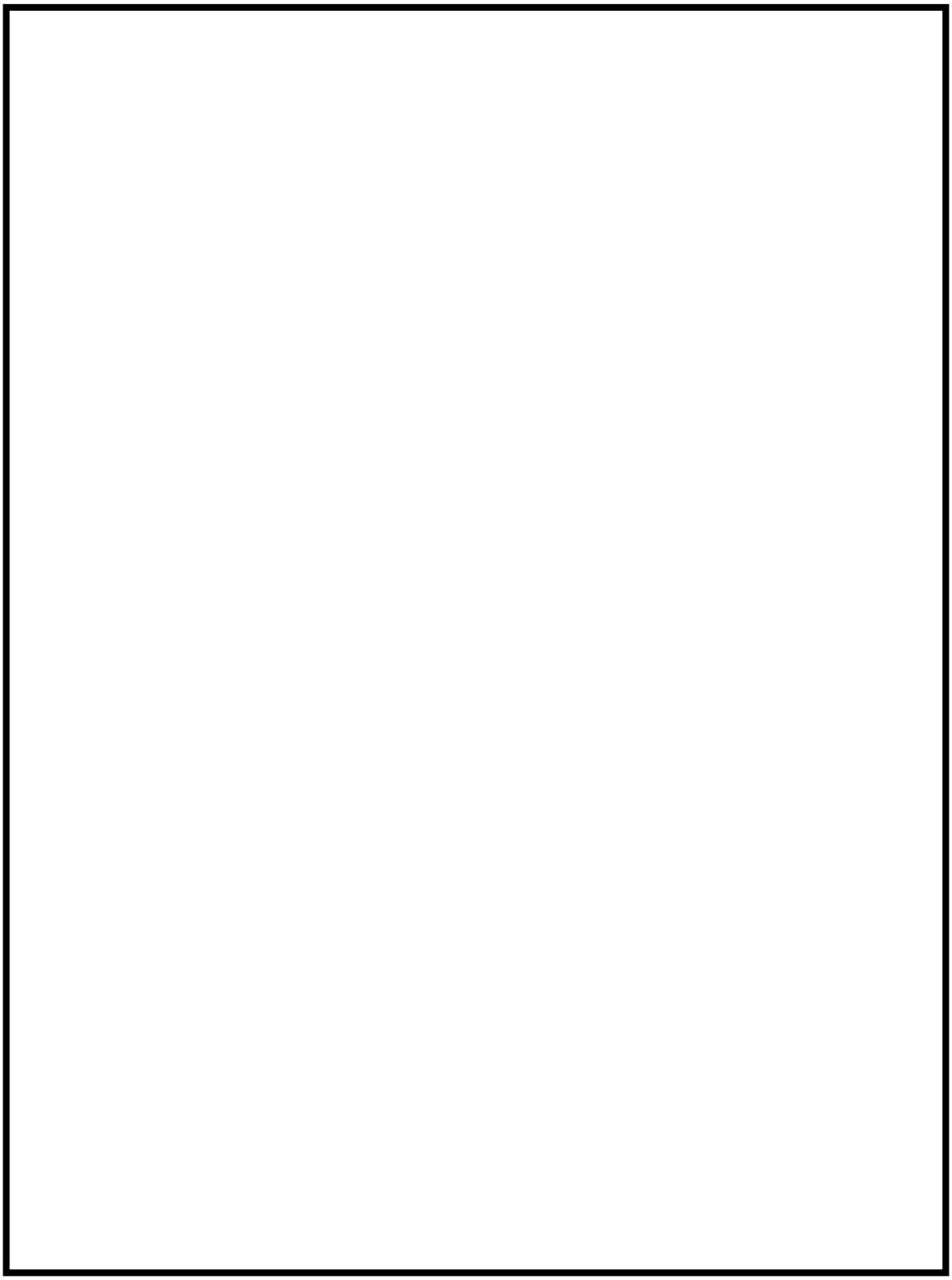
※2　保管可燃物は，ドラム缶等の容器に収納，固縛し転倒防止措置を行う。

※3　火災の発生は考えにくいが，万一火災が発生した場合は自衛消防隊(消防車隊)による消火活動を実施する(別紙 9)

第 14 図　可燃物施設漏えい時被害想定　判定フロー



第 15 図　火災想定施設配置



第 16 図　防油堤全面火災を想定した放射熱強度，迂回ルート

第 16 - 1 表　可燃物施設漏えい時被害想定（1/2）

対象設備 （○数字は数量）	内容物	容量	被害想定	対応内容	
主要変圧器 ・主変圧器 （5 号炉） （6 号炉） （7 号炉） ・所内変圧器 （5 号炉②） （6 号炉②） （7 号炉②） ・起動変圧器 （5 号炉②） （6 号及び 7 号炉②） ・励磁電源変圧器 （5 号炉） ・No.1 高起動変圧器 ・No.2 高起動変圧器 ・No.3 高起動変圧器	絶縁油	 190kL 200kL 214kL 18.1kL 21.0kL 19.2kL 17.1kL 24.6kL 9.5kL 78.3kL 70kL 70kL	基準地震動 Ss により変圧器が破損し，漏えいした絶縁油による火災発生のおそれ	・中越沖地震による変圧器火災の対策として，基礎構造変更により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発生することを防止していること，また，屋外埋設消火配管の地上化を実施おり延焼防止対策が図られていること，及び防油堤内に漏えいした絶縁油は防油堤地下の漏油受槽に流下するため，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低い。 ・万一，火災が発生した場合には，迂回する。また，自衛消防隊による消火活動を実施する。 ・同時に複数の火災が発生し迂回できない場合も自衛消防隊による消火活動を実施する。	⑥
補助ボイラ用変圧器③	絶縁油	9.1kL		・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，アクセスルートに影響のある火災が発生した場合には，迂回する。また，自衛消防隊による消火活動を実施する。	⑤
・軽油タンク （5 号炉②） （6 号炉②） （7 号炉②）	軽油	 344kL 565kL 565kL	なし	・耐震 S クラス設計の機器及び付属配管，又は基準地震動 Ss にて評価済の機器は地震により破損しないため，火災は発生しない。 ・万一，火災が発生した場合には，迂回する。また，自衛消防隊による消火活動を実施する。	①
・第一ガスタービン発電機用燃料タンク② （常設代替交流電源設備）	軽油	 50kL			
・ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク （大湊側②） 【大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ建屋】	軽油	200L			
・ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク （大湊側） 【給水建屋】 ・ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク （荒浜側） 【水処理建屋】	軽油	200L 330L	基準地震動 Ss によりタンク又は付属配管が破損し，漏えいした軽油による火災発生のおそれ	・ディーゼル消火ポンプ燃料タンクはコンクリート造の消火ポンプ室内に設置された小規模タンクであり，建屋内火災のため屋外のアクセスルートへの影響は極めて低い。 ・万一，火災が発生した場合には，迂回する。また，自衛消防隊による消火活動を実施する。	⑥
・第二ガスタービン発電機用燃料タンク② （第二代替交流電源設備） ・地下軽油タンク③ （荒浜側高台保管場所近傍）	軽油	50kL 48kL		・地中埋設式のタンクであり火災は発生しない。 ・万一，火災が発生した場合には，迂回する。また，自衛消防隊による消火活動を実施する。	⑤

第 16 - 1 表　可燃物施設漏えい時被害想定（2/2）

対象設備 （○数字は数量）	内容物	容量	被害想定	対応内容	
免震重要棟 ・ガスタービン発電機燃料地下タンク ・ガスタービン発電機燃料小出槽	軽油	30kL 950L	基準地震動 Ss によりタンク又は付属配管が破損し，漏えいした軽油による火災発生のおそれ	・燃料地下タンクは，地中埋設式のタンクであり火災は発生しない。 ・燃料小出槽は防油堤が設置された小規模タンクであり，建屋内火災のため，屋外アクセスルートへの影響は極めて低い。 ・万一，火災が発生した場合には，迂回する。また，自衛消防隊による消火活動を実施する。	⑤
・少量危険物倉庫	・第1石油類 ・第2石油類 ・アルコール類	565L	なし	・倉庫への保管可能量は限られており，また倉庫そのものが危険物を保管するための専用の保管庫になっているため火災の発生は極めて低い。 ・万一，火災が発生した場合には，迂回する。また，自衛消防隊による消火活動を実施する。	④
・発電倉庫（荒浜側） （塗装缶等）	・第4類第1石油類 ・第4類第2石油類 ・第4類第3石油類	30L 100L 100L	なし		
・潤滑油倉庫	・第4類第4石油類	100kL	なし	・倉庫そのものが危険物を保管するための専用の保管庫になっているため，火災の発生は極めて低い。 ・万一，火災が発生した場合には，迂回する。また，自衛消防隊による消火活動を実施する。 ・ドラム缶転倒防止のための固縛を実施する。	④
・発電機冷却用水素ガス貯蔵ラック 【ボンベ建屋】 （5 号炉） （6 号炉） （7 号炉）	水素ガス	28 本 30 本 30 本	なし	・水素ボンベはマニホルドにて一連で固定，又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は極めて低い。 ・万一，火災が発生した場合には，迂回する。また，自衛消防隊による消火活動を実施する。	④
・水素ボンベ貯蔵ラック （No.1） （No.2） （No.3） 【高圧ガスボンベ倉庫】	水素ガス	120 本 120 本 120 本	なし		
雑固体廃棄物焼却設備廃油タンク 【雑固体廃棄物焼却設備建屋（大湊側）】	廃油	$2m^3$	基準地震動 Ss によりタンク又は付属配管が破損し，漏えいした廃油による火災発生のおそれ	・廃油タンクは，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，建屋内火災のため，屋外のアクセスルートへの影響は極めて低い。 ・万一，火災が発生した場合には，迂回する。また，自衛消防隊による消火活動を実施する。	⑥
雑固体廃棄物焼却設備プロパン庫 【雑固体廃棄物焼却設備建屋（大湊側）】	ＬＰガス	4,000kg	なし	・プロパンガスボンベは横置きであり，基礎架台に固縛して設置していることから，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は極めて低い。 ・万一，火災が発生した場合には，迂回する。また，自衛消防隊による消火活動を実施する。	④

【可燃物施設の固縛状況等】

発電機用水素ガスボンベ建屋（6 号炉）

水素ボンベの固縛状況（6 号炉）

給水建屋

給水建屋
ディーゼル消火ポンプ燃料タンク設置状況

雑固体廃棄物焼却設備建屋（大湊側）

雑固体廃棄物焼却設備
廃油タンク設置状況

雑固体廃棄物焼却設備プロパン庫

プロパンの固縛状況

b.　可搬型設備

保管場所に配備する可搬型設備について評価を実施した結果，第 16 - 2 表に示すとおり，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。

第 16 - 2 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
・可搬型設備 【荒浜側高台保管場所】 【大湊側高台保管場所】 【5 号炉東側保管場所】 【5 号炉東側第二保管場所】	軽油	・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	・可搬型設備間の離隔距離を 2m以上取ることにより，周囲の車両に影響を及ぼさない（外部火災にて評価）。 ・4 箇所ある保管場所には，区域全体の火災を感知するために炎感知器及び熱感知カメラを設置するため，早期に検知が可能である。 ・万一，火災が発生した場合には，自衛消防隊による消火活動を実施する。

c.　構内（防火帯内側）の植生

構内の植生火災について評価を実施した結果，第 16 - 3 表に示すとおり，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。

第 16 - 3 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	・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	・4 箇所ある保管場所には，区域全体の火災を感知するために炎感知器及び熱感知カメラを設置するため，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を実施する。 ・可搬型設備への影響が想定される場合には，可搬型設備を影響範囲外に移動する。 ・万一，植生火災が発生した場合には迂回する。

炎感知器

熱感知カメラ

3) 薬品タンクの損壊

薬品タンク漏えい時について評価を実施した結果，第 17 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。

- 屋外に設置されている薬品タンクは液化窒素貯槽のみであり，漏えいした場合であっても外気中に拡散することから，漏えいによる影響は限定的と考えられる。
- 建屋内に設置されている薬品タンクには堰が設置されているため，建屋外へ漏えいする可能性は低いことから，漏えいによる影響は限定的と考えられる。

第 17 表　薬品タンク漏えい時被害想定（1/2）

対象設備	内容物	容量 (濃度)	被害想定	対応内容
・液化窒素貯槽 （大湊側）	液化窒素	120m^3	（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） ・吸入により窒息のおそれがある。 ・接触により凍傷のおそれがある。	・液化窒素貯槽は屋外に設置されており，万一漏えい等が発生した場合でも外気中に拡散する。 ・万一，窒素の漏えいを発見した場合には，影響のないアクセスルートに迂回する。
・脱酸剤タンク（ヒドラジン） 【補助ボイラ建屋】	水加ヒドラジン	700L	（漏えい） ・地震により貯槽が破損し，漏えいする。 （ガス発生） ・高温によりガス発生のおそれがある。 （人体への影響） ・接触により皮膚，眼の炎症を起こすおそれがある。	・タンクは建物内に設置されている。 ・タンク周辺に堰を設置している。 ・タンク及び付属配管が破損し漏えいしても堰内に全量収まる。 ・万一，薬品の漏えいを発見した場合には，影響のないアクセスルートに迂回する。
・清缶剤タンク（苛性ソーダ） 【補助ボイラ建屋】 ・苛性ソーダ貯槽 【水処理設備建屋】	苛性ソーダ	700L 13m^3	（漏えい） ・地震により貯槽が破損し，漏えいする。 （ガス発生） ・金属を腐食し，ガス発生のおそれがある。 （人体への影響） ・接触により皮膚表面の組織を侵すおそれがある。	
硫酸タンク 【補助ボイラ建屋】	希硫酸	250L	（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） ・接触により皮膚の薬傷，眼の損傷のおそれがある。 ・吸入により生命の危険，呼吸器系の障害のおそれがある。	

第 17 表　薬品タンク漏えい時被害想定（2/2）

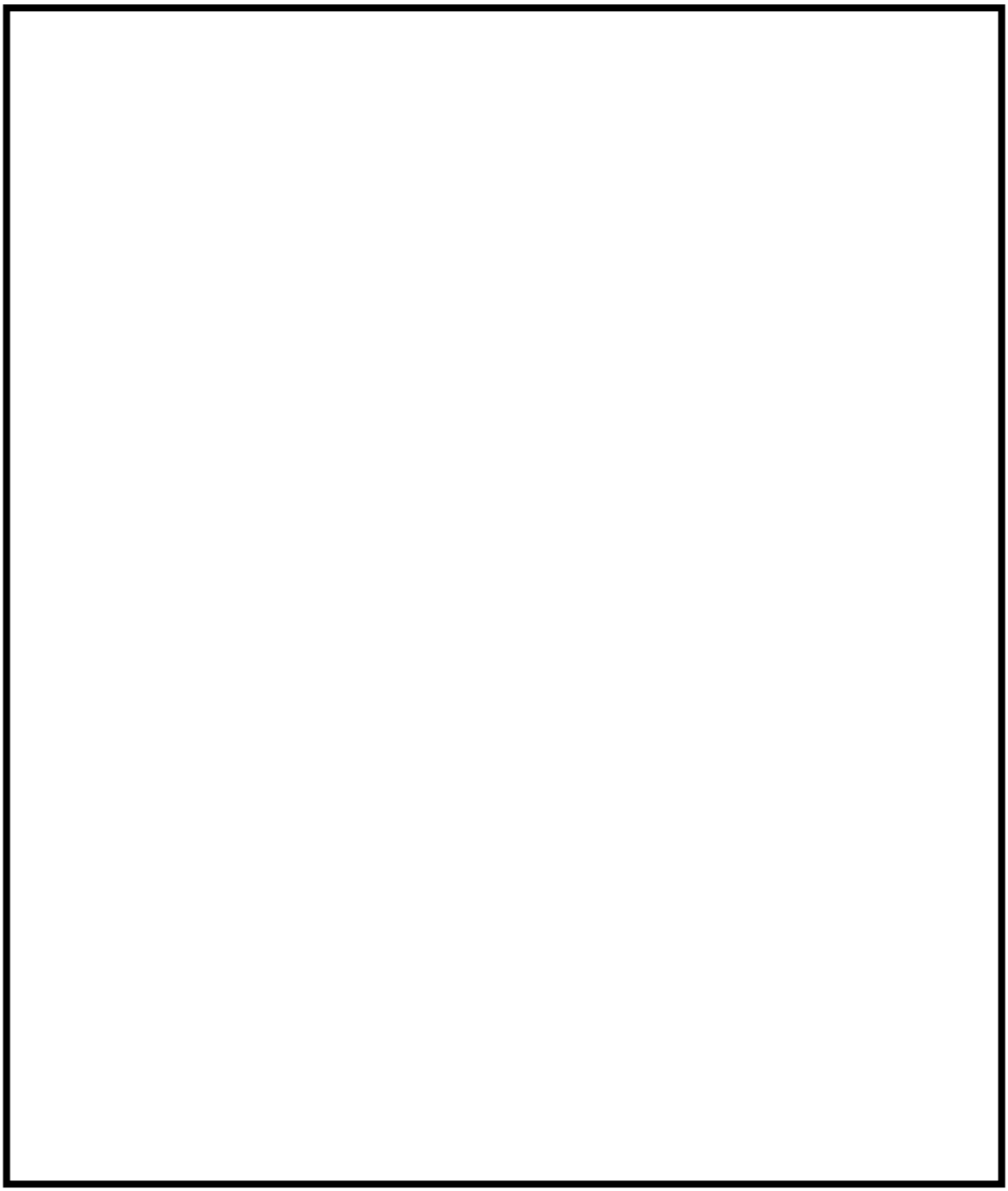
対象設備	内容物	容量 (濃度)	被害想定	対応内容
・塩酸貯槽 ・塩酸希釈槽 【水処理設備建屋】	塩酸	5.9m^3 1.0m^3	(漏えい) ・地震により貯槽が破損し，漏えいする。 (ガス発生) ・空気と触れると腐食性ガス発生のおそれがある。 (人体への影響) ・接触により皮膚，眼の炎症を起こすおそれがある。 ・多量に吸引すると死亡するおそれがある。	・タンクは建物内に設置されている。 ・タンク周辺に堰を設置している。 ・タンク及び付属配管が破損し漏えいしても堰内に全量収まる。 ・万一，薬品の漏えいを発見した場合には，影響のないアクセスルートに迂回する。
・重亜硫酸ソーダ貯槽 【水処理設備建屋】	重亜硫酸ソーダ	240L	(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) ・吸入によりアレルギー，呼吸困難となるおそれがある。	
・凝集剤貯槽 【水処理設備建屋】	ポリ硫酸第二鉄液	0.15m^3	(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) ・接触により皮膚の薬傷・眼の損傷となるおそれがある。	
・脱水助剤タンク 【水処理設備建屋】	オルフロック OX-307	0.20m^3	(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) ・眼，喉，皮膚等の粘膜に付着した場合，刺激を感じる場合がある。	
・凝集助剤タンク 【水処理設備建屋】	オルフロック AP-1	0.20m^3	(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) ・皮膚刺激性は弱い。	

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 17 図に示す。溢水源となる可能性のあるタンクについて評価を実施し，第 18 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。

屋外タンクからの溢水を考慮した場合においても，周辺の空地が平坦かつ広大であり，周辺の道路上及び排水設備を自然流下し，拡散することからアクセスルートにおける徒歩※及び可搬型設備の走行への影響はない（別紙 10 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等から 30cm 以下と設定しており，屋外においても同様の値とする。
「地下空間における浸水対策ガイドライン」（平成 14 年 3 月 28 日国土交通省公表）参照）



第 17 図　周辺タンクの溢水によるアクセスルートへの影響

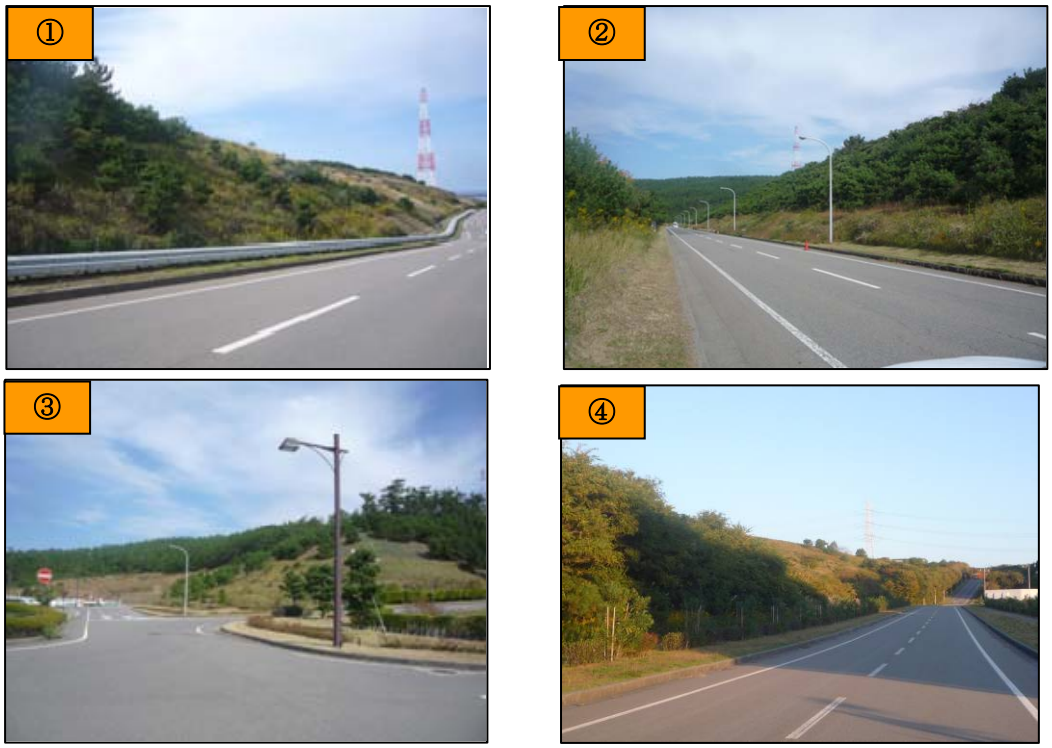
第 18 表　溢水タンク漏えい時被害想定

対象設備 （○数字は数量）	容量	被害想定	対応内容
・No.1 純水タンク ・No.2 純水タンク ・No.3 純水タンク ・No.4 純水タンク ・No.1 ろ過水タンク ・No.2 ろ過水タンク ・No.3 ろ過水タンク ・No.4 ろ過水タンク ・飲料水受水槽	2,000m^3 2,000m^3 2,000m^3 2,000m^3 5,000m^3 10,000m^3 1,000m^3 1,000m^3 720m^3	・基準地震動 Ss によるタンク及び付属配管の破損による溢水	・地震によりタンク又は付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，溢水は拡散することから，アクセス性に影響はないと考えられる。 ・万一，溢水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。
・圧力抑制室プール水サージタンク （大湊側）	0m^3	・基準地震動 Ss によるタンク及び付属配管の破損による溢水	・溢水防止対策が実施されるまで，運用停止とする。
・5 号炉非放射性廃液収集タンク② ・6/7 号炉非放射性廃液収集タンク②	108m^3 108m^3	・基準地震動 Ss によるタンク及び付属配管の破損による溢水	・地震によりタンク又は付属配管が破損した場合でも，周辺の堰内に留まることからアクセスルートへの影響はない。 ・万一，地震により堰又は付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，溢水は拡散することから，アクセス性に影響はないと考えられる。 ・万一，溢水した場合であっても，結露水や補機冷却水系に含まれる防食剤（十分濃度が低いもの）等であり人体への影響はない。

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は，おおむね勾配は30°未満，斜面高さ10m程度であり，主な斜面は第18図に示すとおりである。



第18図　アクセスルート沿いの主な斜面の位置及び概要

2)　斜面崩壊による被害想定の考え方

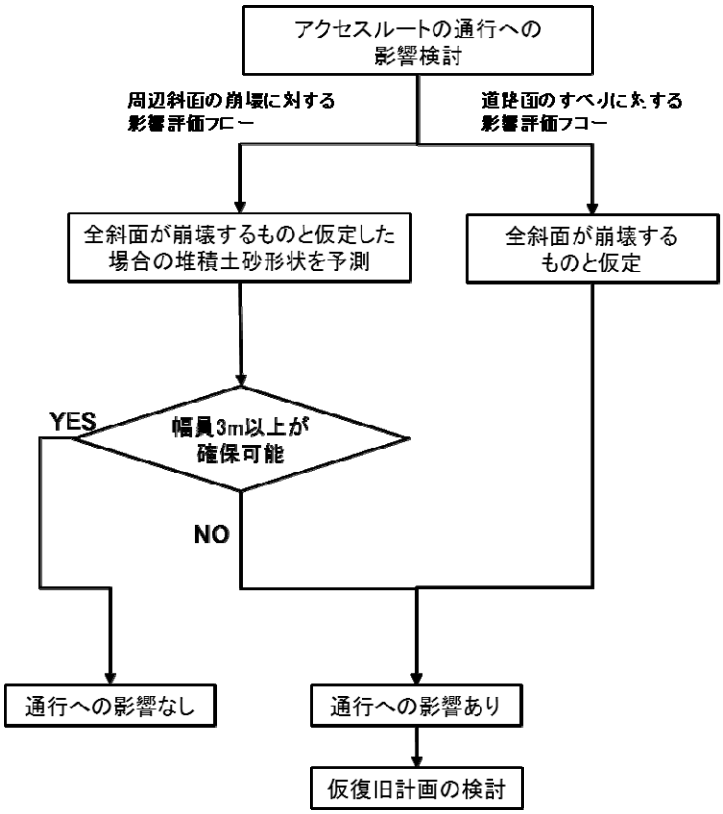
第 19 図に周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりに対する影響評価フローを示す。

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，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，幅員が 3m 以上確保可能か確認する。

なお，幅員が 3m 以上確保できない場合は，別途仮復旧時間の評価を行う。

【周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりの想定】

・3.(4)2)a.に示した方法と同様に，崩壊前の斜面形状の法肩を基点に堆積角度が 15°となるように設定した（別紙 33 参照）。

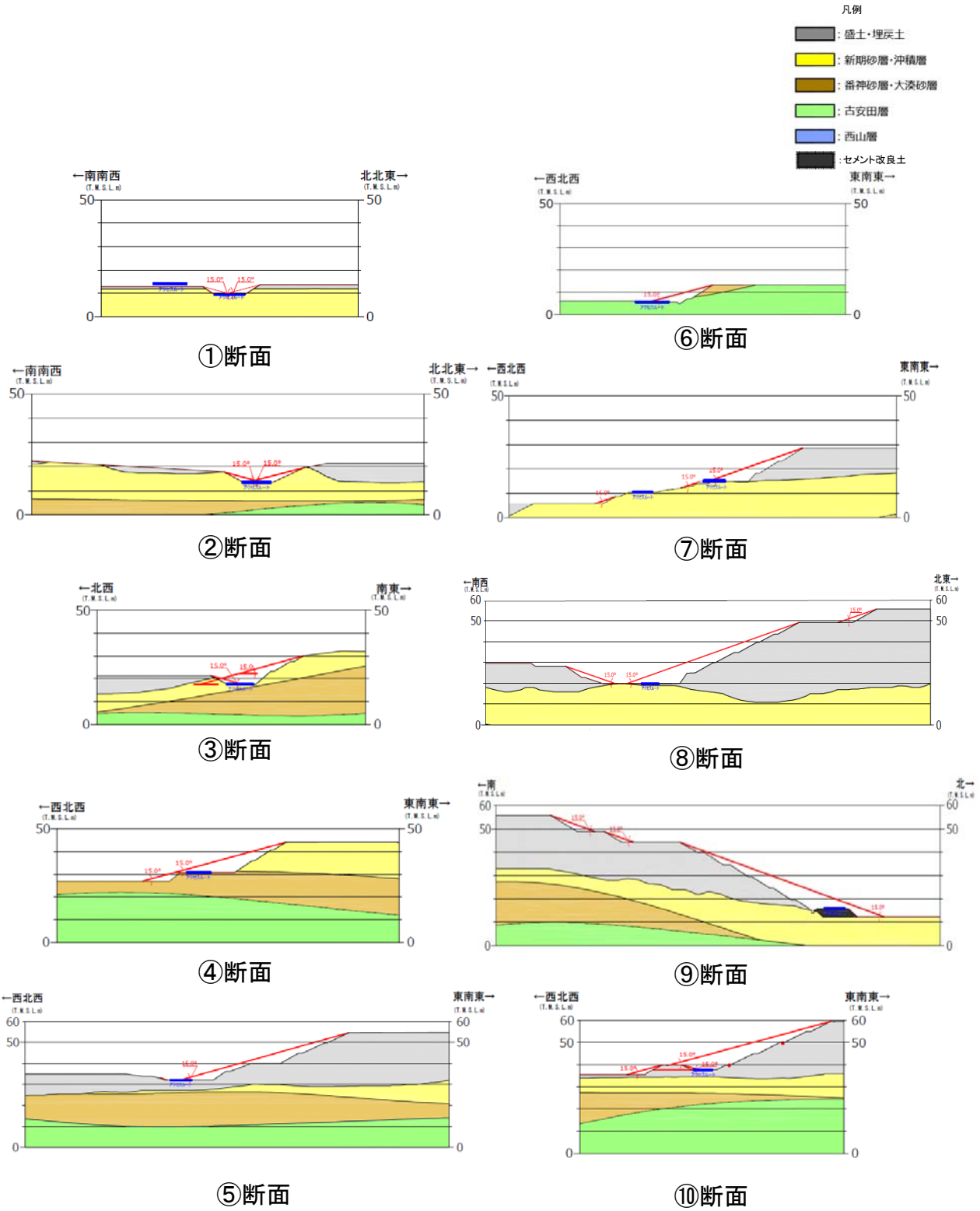


第 19 図　周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりに対する影響評価フロー

3)　評価結果

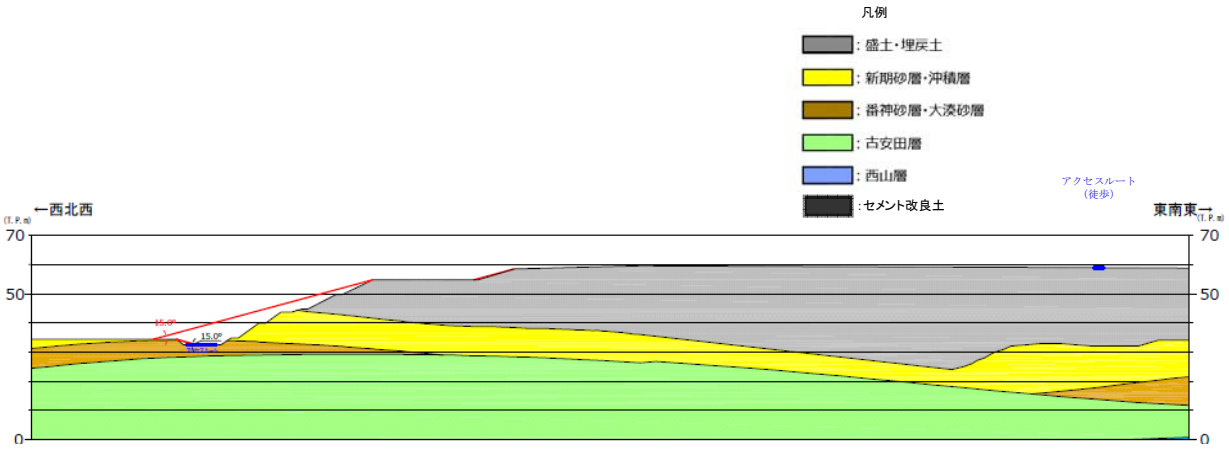
アクセスルート沿いの検討対象断面位置を第 20 図に，周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりの想定結果を第 21 - 1 図～第 21 - 3 図に，崩壊土砂のアクセスルート通行への影響評価結果を第 19 - 1 表～第 19 - 2 表に，第 21 - 4 図に全斜面が崩壊するものと仮定した場合，必要な幅員が確保できないルートを示す。

第 20 図　アクセスルート沿いの検討対象断面位置

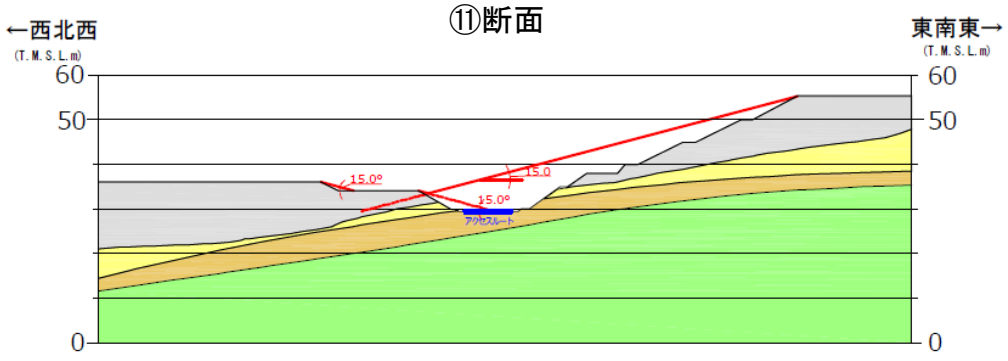


※アクセスルートに対して，最も影響が大きい（崩壊土砂の到達範囲が最も長くなる）法肩を選定して，崩壊形状を設定

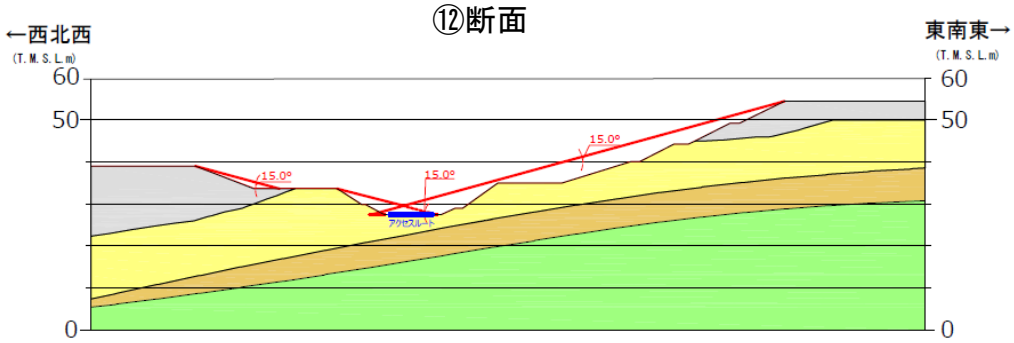
第 21 - 1 図　周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりの想定結果（1）



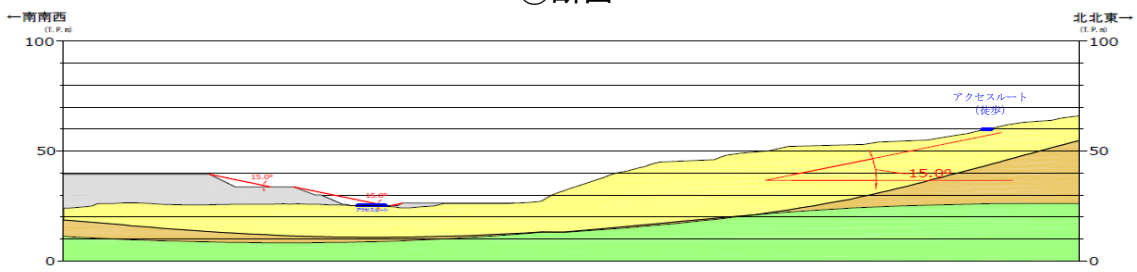
⑪断面



⑫断面



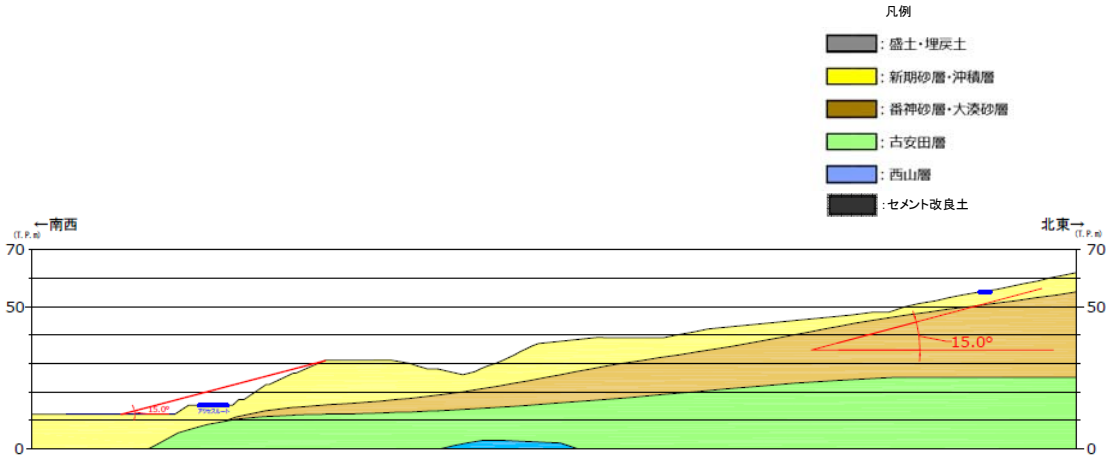
⑬断面



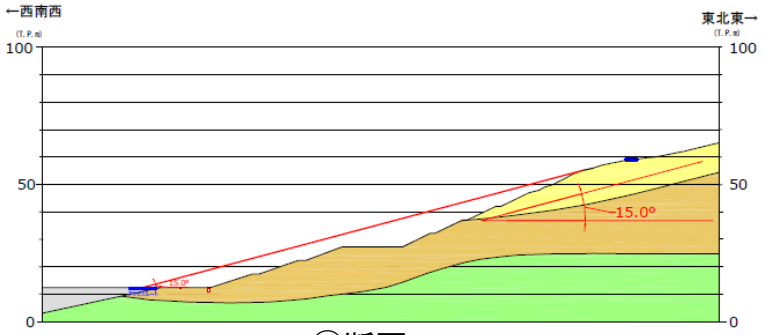
⑭断面

※アクセスルートに対して，最も影響が大きい（崩壊土砂の到達範囲が最も長くなる）法肩を選定して，崩壊土砂の崩壊形状を設定

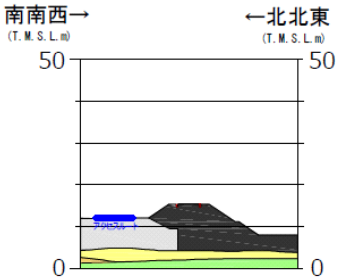
第 21 - 2 図　周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりの想定結果（2）



⑮断面

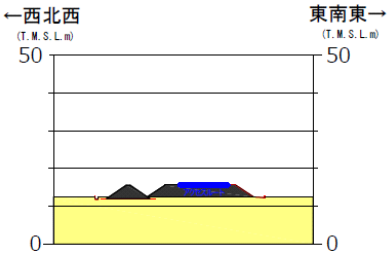


⑯断面



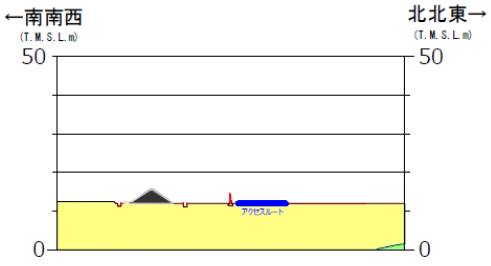
※セメント改良土による盛土のため，
斜面崩壊は想定しない

⑰断面



※セメント改良土による盛土のため，
斜面崩壊は想定しない

⑱断面



※セメント改良土による盛土のため，
斜面崩壊は想定しない

⑲断面

※アクセスルートに対して，最も影響が大きい（崩壊土砂の到達範囲が最も長くなる）法肩を選定して，崩壊土砂の崩壊形状を設定

第 21 - 3 図　周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりの想定結果（3）

第 19 - 1 表　崩壊土砂のアクセスルート通行への影響評価結果（1）

断面No.	標高 T.M.S.L.+(m)	道路幅 車道(m)	道路幅 路肩(m)	位置	斜面からの離隔(m)	道路位置	斜面高さ(m)	通行への影響
①	9.4	6.6	2.9	南側	-	法尻	3.5	あり
			3.2	北側	-	法尻	4.3	
	13.0	7.0	―	北側	10.2	法肩	3.5	あり
②	13.6	7.3	1.7	南側	-	法尻	4.1	あり
			2.0	北側	1.3	法尻	7.6	
③	17.6	7.8	1.7	東側	1.3	法尻	12.4	あり
			1.7	西側	-	法尻	3.8	
④	30.7	6.6	1.6	東側	10.7	法尻	13.3	あり
			1.9	西側	3.3	法肩	3.7	あり
⑤	32.2	6.5	1.7	東側	11.0	法尻	22.6	なし
			1.9	西側	3.3	法尻	0.8	なし
⑥	13.2	6.6	2.8	西側	2.3	法肩	8.4	あり
⑦	13.2	7.4	1.7	東側	3.1	法尻	15.4	あり
			2.0	西側	1.6	法肩	3.2	あり
⑧	19.8	6.5	1.9	南側	24.1	法尻	8.5	なし
			1.9	北側	13.4	法尻	29.5	あり※1
⑨	15.8	7.0	2.2	南側	9.4	法尻	31.9	あり
			2.2	北側	2.0	法肩	3.5	なし※2
⑩	34.7	6.5	1.7	東側	4.6	法尻	5.0	なし
	37.6	7.3	0.5	東側	1.9	法尻	21.9	あり
			0.5	西側	1.0	法尻	2.3	なし
⑪	32.4	6.5	1.7	東側	1.7	法尻	22.3	あり
			1.8	西側	1.4	法尻	1.9	なし
⑫	29.5	6.5	1.7	東側	1.8	法尻	25.9	あり
			1.7	西側	1.8	法尻	4.6	なし
⑬	27.4	8.0	0.9	東側	2.2	法尻	27.1	あり
			1.0	西側	1.5	法尻	6.3	あり
	58.7	3.0※2	0.35	東側	―	平地	―	なし
			0.35	西側	―	平地	―	なし

※1　緑地帯を通行可能
※2　セメント改良土による盛土のため，斜面崩壊は想定しない

第 19 - 2 表　崩壊土砂のアクセスルート通行への影響評価結果（2）

断面No.	標高 T.M.S.L.+(m)	道路幅 車道(m)	道路幅 路肩(m)	位置	斜面からの離隔(m)	道路位置	斜面高さ(m)	通行への影響
⑭	25.2	6.6	1.7	南側	2.6	法尻	8.5	あり
			1.7	北側	4.0	法尻	1.0	なし
	60.0	3.0※2	0.35	東側	－	斜面	－	あり※3
			0.35	西側	－	斜面	－	あり※3
⑮	15.3	6.6	1.7	南側	3.6	法肩	3.2	あり
			1.7	北側	1.9	法尻	15.7	あり
	55.0	3.0※2	0.35	東側	－	斜面	－	あり※3
			0.35	西側	－	斜面	－	あり※3
⑯	12.0	6.5	1.3	東側	20.1	法尻	42.6	なし
	59.1	3.0※2	0.35	東側	－	斜面	－	あり※3
			0.35	西側	－	斜面	－	あり※3
⑰	12.0	6.5	1.3	北側	3.8	法尻	3.3	なし※1
⑱	15.6	11.7	0.7	東側	1.8	法肩	3.2	なし※1
			0.7	西側	3.8	法肩	3.2	なし※1
⑲	12.0	11.0	0.7	東側	16.9	法尻	3.5	なし※1

※1　セメント改良土による盛土のため，斜面崩壊は想定しない。
※2　徒歩ルート
※3　徒歩ルートは，おおむね 15° 程度以下の勾配の斜面上に位置しているものの，保守的に斜面崩壊の影響ありと評価する。

第 21 - 4 図　全斜面が崩壊するものと仮定した場合，必要な幅員が確保できないルート

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 2 のとおり中越沖地震時の敷地内の道路には，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，通行に支障がある場合は，別途仮復旧時間の評価を行う。

・ 地中埋設構造物及び地盤改良部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，アクセスルート下の地中埋設構造物については，建設工事の記録やプラントウォ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埋設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。

1） 地中埋設構造物及び地盤改良部と埋戻部等との境界部（埋設物等境界部）

a. 評価方法

アクセスルート下にあり，段差が生じる可能性がある地中埋設構造物及び地盤改良部と埋戻部等との境界部（埋設物等境界部）を抽出した。抽出結果を第 22－1 図に示す。

この抽出箇所において，3.(4)3)a.と同様に基準地震動 Ss 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がある箇所として，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。この抽出結果は，第 22－1 図と同様の通し番号を使用する。

第 22 - 1 図　地中埋設構造物及び地盤改良部と埋戻部等との境界部の抽出結果

【液状化による沈下量の算出法】

3.(4)3)a.と同様に，液状化による沈下量は，地下水位以深の飽和地盤（埋戻土，新期砂層・沖積層，番神砂層・大湊砂層，古安田層（保守的に粘性土層も含む））を液状化による沈下の対象層とし，その堆積層厚の 2%とした。

【揺すり込み沈下量の算出法】

3.(4)3)a.と同様に，不飽和地盤の揺すり込み沈下量は，地表～地下水位以浅の不飽和地盤をすべて揺すり込み沈下の対象層とし，その堆積層厚の 2%とした。

【液状化に伴う浮き上がりの評価法】

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

- 液状化については，地下水位以深の飽和地盤（埋戻土，新期砂層・沖積層，番神砂層・大湊砂層，古安田層（保守的に粘性土層も含む））を，すべて液状化するものとして想定する。
- 浮き上がりの評価対象は，第19 - 3表，第19 - 4表に示す箇所のうち，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

  条件②　地震時の仮復旧ルート（第28 - 1図，第28 - 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

第19－3表　浮き上がり評価対象の抽出結果（1）

：浮き上がり評価対象

通し番号	名称	条件①	条件②	条件③
1	排水路　ﾎﾞｯｸｽｶﾙﾊﾞｰﾄ	○		○
2	事務建屋周辺　電線管路			
3	K－1　重油配管ﾄﾚﾝﾁ			○
4	K－1　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ			○
5	荒浜側ｶﾞｽﾀｰﾋﾞﾝ発電機用ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ ﾊﾝﾄﾞﾎｰﾙ			○
6	荒浜側ｶﾞｽﾀｰﾋﾞﾝ発電機用ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ ﾊﾝﾄﾞﾎｰﾙ側面部地盤改良	－	－	－
7	K1－5　水配管ﾀﾞｸﾄ			○
8	K－1/2　CV，K－2　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○		
9	K－3　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○		
10	K－3/4　CV ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○		
11	K－4　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○		
12	新 500kV ｹｰﾌﾞﾙ洞道	○		
13	K－1　重油配管ﾄﾚﾝﾁ			
14	新 500kV ｹｰﾌﾞﾙ洞道	○		
15	500kV ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ			
16	排水路　ﾎﾞｯｸｽｶﾙﾊﾞｰﾄ	○		
17	免震重要棟連絡ﾀﾞｸﾄ	○		○
18	排水路　ﾎﾞｯｸｽｶﾙﾊﾞｰﾄ	○		
19	K1－5　水配管ﾀﾞｸﾄ			○
20	K1－5　水配管ﾀﾞｸﾄ			○
21	K1－5　水配管ﾀﾞｸﾄ		○	○
22	K1－5　水配管ﾀﾞｸﾄ			
23	排水路　ﾋｭｰﾑ管	○		○
24	排水路　ﾋｭｰﾑ管	○	○	○
25	排水路　ﾋｭｰﾑ管	○		○
26	排水路　ﾎﾞｯｸｽｶﾙﾊﾞｰﾄ		○	○
27	排水路　ﾎﾞｯｸｽｶﾙﾊﾞｰﾄ			○
28	K1－5　水配管ﾀﾞｸﾄ			○
29	新 500kV ｹｰﾌﾞﾙ洞道	○		
30	500kV ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○		
31	K1－5　水配管ﾀﾞｸﾄ	○	○	
32	500kV ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○	○	○
33	新 500kV ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○	○	○
34	K－7　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○	○	○
35	K－7　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○		○
36	K－6　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○	○	○
37	K－6　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ			○
38	K－6　補給水系連絡ﾀﾞｸﾄ			○
39	K－5　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ			○
40	K1－5　水配管ﾀﾞｸﾄ			

○：条件に該当する場合

－：地盤改良部のため，浮き上がりの評価対象から除く

第19－4表　浮き上がり評価対象の抽出結果（2）

：浮き上がり評価対象

通し番号	名称	条件①	条件②	条件③
41	排水路　ﾋｭｰﾑ管		○	○
42	第一ｶﾞｽﾀｰﾋﾞﾝ発電機用ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ※		○	○
43	第一ｶﾞｽﾀｰﾋﾞﾝ発電機用ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ部 地盤改良	－	－	－
44	排水路　ﾎﾞｯｸｽｶﾙﾊﾞｰﾄ		○	○
45	K－7　ﾎﾟﾝﾍﾟ庫連絡ﾀﾞｸﾄ		○	○
46	K－7　取水路	○	○	○
47	K－7　ﾀｰﾋﾞﾝ建屋～ﾎﾞｰﾙ捕集器ﾋﾟｯﾄ間 連絡ﾀﾞｸﾄ		○	○
48	K－7　補機放水路		○	○
49	K－6　補機放水路		○	○
50	K－6　ﾎﾟﾝﾍﾟ庫連絡ﾀﾞｸﾄ		○	○
51	K－6　取水路	○	○	○
52	K－6　ﾀｰﾋﾞﾝ建屋～ｽｸﾘｰﾝ室間連絡ﾀﾞｸﾄ		○	○
53	K－6　補機放水路			○
54	K－5　循環水配管　取水側	○		○
55	K－5　ﾀｰﾋﾞﾝ建屋～海水熱交換器建屋 連絡ﾀﾞｸﾄ（南側）	○		○
56	K－5　ﾎﾟﾝﾍﾟ庫連絡ﾀﾞｸﾄ			○
57	K－5　ﾀｰﾋﾞﾝ建屋～海水熱交換器建屋 連絡ﾀﾞｸﾄ（北側）	○		○
58	K－5　ﾀｰﾋﾞﾝ建屋～ﾎﾞｰﾙ捕集器ﾋﾟｯﾄ間 連絡ﾄﾚﾝﾁ			○
59	K－5　循環水配管　放水側			○
60	K－5　ﾀｰﾋﾞﾝ建屋北西圧力抑制室ﾌﾟｰﾙ 水排水系ｻｰｼﾞﾀﾝｸﾀﾞｸﾄ			○
61	K－6　軽油ﾀﾝｸ部地盤改良－A	－	－	－
62	K－6　軽油ﾀﾝｸ部地盤改良－B	－	－	－
63	K－6　軽油ﾀﾝｸ部地盤改良－C	－	－	－
64	K－6　軽油ﾀﾝｸ部地盤改良－D	－	－	－
65	K－6　軽油ﾀﾝｸ部地盤改良－E	－	－	－
66	K－6　燃料移送系配管ﾀﾞｸﾄ※			○
67	K－5　OFｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○		○
68	K－5　低起動二次側ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○		○
69	K－5　低起動二次側ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	○		○
70	K－5　OFｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ			○
71	排水路　ﾋｭｰﾑ管			○

○：条件に該当する場合
－：地盤改良部のため，浮き上がりの評価対象から除く
※：杭を介して岩盤に支持する構造

【地下水位の設定】

3.(4)3)a.と同様に，沈下量の算出における地下水位については，評価対象箇所周辺に既工認実績の構造物がある場合は，その構造物の設計水位をもとに設定する。周辺に構造物のない場合は過去の地下水位観測記録等をもとに設定する。

b．評価結果

【沈下量の評価結果】

沈下量の評価結果を第 19 - 5 表，第 19 - 6 表，第 22 - 2 図に示す。

通行に支障のある段差が生じた箇所については，あらかじめ段差緩和対策等を行う（別紙 38 参照），迂回する，又は段差復旧用の砕石を用いて，重機により仮復旧を行うこととし，仮復旧を行う場合は，アクセスルート確保に要する時間を評価する（別紙 11 参照）。

なお，段差を応急的に復旧する作業ができるよう重機・資材（段差復旧用の砕石）の配備並びに訓練を実施するともに，復旧後車両が徐行運転をすることで通行可能であることを確認している（別紙 11，別紙 12 参照）。

第 19 - 5 表　沈下量算出結果（1）

：段差（相対沈下量）が 15cm を超える箇所

通し番号	名称	路面高	構造物上端	構造物下端	基礎下端	構造物高＋基礎 1)	地下水位	相対沈下量	車両通行可否	備考:斜面崩壊範囲との重複:□
		T.M.S.L.(m)	T.M.S.L.(m)	T.M.S.L.(m)	T.M.S.L.(m)	H(m)	T.M.S.L.(m)	(m)	0.15m以下:○	
1	排水路　ﾎﾞｯｸｽｶﾙﾊﾞｰﾄ	13.0	11.0	8.9	8.6	2.4	10.0	0.05	○	
2	事務建屋周辺　電線管路	13.0	12.5	11.4	11.2	1.4	10.0	0.03	○	□
3	K - 1　重油配管ﾄﾚﾝﾁ	13.0	11.5	9.2	8.8	2.7	8.0	0.05	○	
4	K - 1　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	13.0	11.8	8.6	8.2	3.6	8.0	0.07	○	
5	荒浜側ｶﾞｽﾀｰﾋﾞﾝ発電機用ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ ﾊﾝﾄﾞﾎｰﾙ	13.0	12.5	8.4	0.5	12.0	8.0	0.18 2)	×	
6	荒浜側ｶﾞｽﾀｰﾋﾞﾝ発電機用ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ ﾊﾝﾄﾞﾎｰﾙ側面部地盤改良	13.0	11.5	8.3	8.3	3.2	8.0	0.06	○	
7	K1 - 5　水配管ﾀﾞｸﾄ	13.6	11.5	8.9	8.5	3.0	8.0	0.06	○	
8	K - 1/2　CV，K - 2　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	13.0	9.0	5.6	5.2	3.8	10.0	0.08	○	□
9	K - 3　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	13.0	9.2	6.5	6.2	3.0	10.0	0.06	○	□
10	K - 3/4　CV ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	13.0	11.4	8.4	8.1	3.3	10.0	0.07	○	□
11	K - 4　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	13.0	11.5	8.4	8.1	3.4	10.0	0.07	○	□
12	新 500kV ｹｰﾌﾞﾙ洞道	13.0	10.6	7.4	7.4	3.2	10.0	0.06	○	□
13	K - 1　重油配管ﾄﾚﾝﾁ	13.6	13.6	12.5	12.4	1.2	10.0	0.02	○	□
14	新 500kV ｹｰﾌﾞﾙ洞道	14.4	-13.7	-16.9	-16.9	3.2	10.0	0.06	○	□
15	500kV ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	20.6	18.6	13.9	13.5	5.1	10.0	0.10	○	□
16	排水路　ﾎﾞｯｸｽｶﾙﾊﾞｰﾄ	13.7	11.3	9.1	8.9	2.4	10.0	0.05	○	□
17	免震重要棟連絡ﾀﾞｸﾄ	13.1	10.3	7.9	7.9	2.4	10.0	0.05	○	
18	排水路　ﾎﾞｯｸｽｶﾙﾊﾞｰﾄ	13.1	11.6	9.5	9.3	2.4	10.0	0.05	○	□
19	K1 - 5　水配管ﾀﾞｸﾄ	33.9	32.4	29.8	29.4	3.0	15.0	0.06	○	
20	K1 - 5　水配管ﾀﾞｸﾄ	37.7	35.7	33.1	32.7	3.0	15.0	0.06	○	
21	K1 - 5　水配管ﾀﾞｸﾄ	35.5	34.5	32.2	31.7	2.7	10.0	0.05	○	
22	K1 - 5　水配管ﾀﾞｸﾄ	42.2	41.2	38.8	38.4	2.7	15.0	0.05	○	□
23	排水路　ﾋｭｰﾑ管	44.0	18.5	17.0	17.0	1.6	30.0	0.03	○	
24	排水路　ﾋｭｰﾑ管	42.6	18.4	17.0	16.9	1.5	30.0	0.03	○	
25	排水路　ﾋｭｰﾑ管	44.7	21.8	20.4	20.1	1.7	30.0	0.03	○	
26	排水路　ﾎﾞｯｸｽｶﾙﾊﾞｰﾄ	42.5	42.0	40.1	39.7	2.3	30.0	0.05	○	
27	排水路　ﾎﾞｯｸｽｶﾙﾊﾞｰﾄ	42.5	41.7	39.7	39.3	2.4	30.0	0.05	○	
28	K1 - 5　水配管ﾀﾞｸﾄ	40.3	38.9	36.5	36.1	2.7	25.0	0.05	○	
29	新 500kV ｹｰﾌﾞﾙ洞道	15.0	-4.3	-7.5	-7.5	3.2	10.0	0.06	○	□
30	500kV ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	18.0	16.4	11.7	11.3	5.1	13.0	0.10	○	□
31	K1 - 5　水配管ﾀﾞｸﾄ	19.4	18.4	15.8	15.4	3.0	19.4	0.06	○	□

1）構造物上端－基礎下端（それぞれ四捨五入による値のため，合わない場合がある）（第 8 - 1 図参照）

2）5 と 6 は一連の構造物であり，5 と 6 の境界に発生する段差

第 19 - 6 表　沈下量算出結果（2）

：段差（相対沈下量）が 15cm を超える箇所

通し番号	名称	路面高 T.M.S.L.(m)	構造物上端 T.M.S.L.(m)	構造物下端 T.M.S.L.(m)	基礎下端 T.M.S.L.(m)	構造物高＋基礎 1) H(m)	地下水位 T.M.S.L.(m)	相対沈下量 (m)	車両通行可否 0.15m以下:○	備考:斜面崩壊範囲との重複:□
32	500kV ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	12.0	11.2	6.5	6.2	5.1	7.0	0.10	○	
33	新 500kV ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	12.2	9.4	6.7	6.3	3.1	7.0	0.06	○	
34	K - 7　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	12.0	10.0	6.3	5.9	4.1	7.0	0.08	○	
35	K - 7　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	12.0	10.3	6.6	6.2	4.1	7.0	0.08	○	
36	K - 6　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	12.0	10.7	3.8	3.4	7.3	7.0	0.15	○	
37	K - 6　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	12.0	11.0	7.5	7.1	4.0	7.0	0.08	○	
38	K - 6　補給水系連絡ﾀﾞｸﾄ	12.0	10.7	7.5	7.1	3.6	7.0	0.07	○	
39	K - 5　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	12.0	11.5	7.6	7.3	4.3	7.0	0.09	○	
40	K1 - 5　水配管ﾀﾞｸﾄ	12.2	11.3	8.7	8.3	3.0	7.0	0.06	○	□
41	排水路　ﾋｭｰﾑ管	12.0	10.5	8.7	8.5	2.0	7.0	0.04	○	
42	第一ｶﾞｽﾀｰﾋﾞﾝ発電機用ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	12.0	12.0	-15.0	-15.0	27.0	7.0	0.27 2)	×	
43	第一ｶﾞｽﾀｰﾋﾞﾝ発電機用ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ部地盤改良	12.0	12.0	-1.5	-1.5	13.5	7.0	0.27	×	
44	排水路　ﾎﾞｯｸｽｶﾙﾊﾞｰﾄ	12.0	9.7	8.4	8.2	1.5	1.0	0.03	○	
45	K - 7　ﾎﾟﾝﾍﾞ庫連絡ﾀﾞｸﾄ	12.0	10.9	8.4	8.0	2.9	1.0	0.06	○	
46	K - 7　取水路	12.0	-2.5	-10.8	-10.9	8.4	1.0	0.17	×	
47	K - 7　ﾀｰﾋﾞﾝ建屋～ﾎﾞｰﾙ捕集器ﾋﾟｯﾄ間連絡ﾀﾞｸﾄ	12.0	10.9	7.8	7.5	3.5	1.0	0.07	○	
48	K - 7　補機放水路	12.0	9.9	8.1	7.8	2.1	1.0	0.04	○	
49	K - 6　補機放水路	12.0	10.8	9.0	8.6	2.1	1.0	0.04	○	
50	K - 6　ﾎﾟﾝﾍﾞ庫連絡ﾀﾞｸﾄ	12.0	10.7	8.0	7.7	3.1	1.0	0.06	○	
51	K - 6　取水路	12.0	-2.5	-10.8	-10.9	8.4	1.0	0.17	×	
52	K - 6　ﾀｰﾋﾞﾝ建屋～ｽｸﾘｰﾝ室間連絡ﾀﾞｸﾄ	12.0	10.8	6.7	6.4	4.4	1.0	0.09	○	
53	K - 6　補機放水路	12.0	10.4	8.6	8.3	2.1	1.0	0.04	○	
54	K - 5　循環水配管　取水側	12.0	3.3	-0.1	-0.7	3.9	1.0	0.08	○	
55	K - 5　ﾀｰﾋﾞﾝ建屋～海水熱交換器建屋連絡ﾀﾞｸﾄ（南側）	12.0	-0.7	-6.4	-6.5	5.8	1.0	0.12	○	
56	K - 5　ﾎﾟﾝﾍﾞ庫連絡ﾀﾞｸﾄ	12.0	10.7	7.8	7.5	3.2	1.0	0.06	○	
57	K - 5　ﾀｰﾋﾞﾝ建屋～海水熱交換器建屋連絡ﾀﾞｸﾄ（北側）	12.0	1.5	-4.3	-4.4	5.8	1.0	0.12	○	
58	K - 5　ﾀｰﾋﾞﾝ建屋～ﾎﾞｰﾙ捕集器ﾋﾟｯﾄ間連絡ﾄﾚﾝﾁ	12.0	12.2	10.2	9.9	2.1	1.0	0.04	○	
59	K - 5　循環水配管　放水側	12.0	9.1	5.8	5.8	3.3	1.0	0.07	○	
60	K - 5　ﾀｰﾋﾞﾝ建屋北西 圧力抑制室ﾌﾟｰﾙ水排水系ｻｰｼﾞﾀﾝｸﾀﾞｸﾄ	12.0	10.8	7.4	4.6	6.2	1.0	0.12	○	
61	K - 6　軽油ﾀﾝｸ部地盤改良 - A	12.0	12.0	1.1	1.1	11.0	7.0	0.22	×	
62	K - 6　軽油ﾀﾝｸ部地盤改良 - B	12.0	12.0	-9.5	-9.5	21.5	7.0	0.43	×	
63	K - 6　軽油ﾀﾝｸ部地盤改良 - C	12.0	12.0	-8.0	-8.0	20.0	7.0	0.40	×	迂回ﾙｰﾄで対応（別紙 34 参照）
64	K - 6　軽油ﾀﾝｸ部地盤改良 - D	12.0	12.0	3.0	3.0	9.0	7.0	0.18	×	
65	K - 6　軽油ﾀﾝｸ部地盤改良 - E	12.0	12.0	1.5	1.5	10.5	7.0	0.21	×	
66	K - 6　燃料移送系配管ﾀﾞｸﾄ	12.0	11.4	8.5	0.0	11.4	7.0	0.23	×	
67	K - 5　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	12.0	7.1	-0.4	-0.8	8.0	7.0	0.16	×	
68	K - 5　低起動二次側ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	12.0	6.7	0.3	0.2	6.6	7.0	0.13	○	
69	K - 5　低起動二次側ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	12.0	10.9	0.3	0.2	10.7	7.0	0.21	×	
70	K - 5　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	12.0	10.9	7.3	6.9	4.0	7.0	0.08	○	
71	排水路　ﾋｭｰﾑ管	12.0	10.9	9.0	8.8	2.1	7.0	0.04	○	

1）構造物上端－基礎下端（それぞれ四捨五入による値のため，合わない場合がある）（第 8 - 1 図参照）

2）42 と 43 は一連の構造物であり，42 と 43 の境界に発生する段差

※15cm を超える段差は，あらかじめ段差緩和対策等を行う（別紙 38 参照）又は砕石を用いてホイールローダにより復旧を行う。砕石のストック場所は，通行に支障のある段差から 100m 以内に確保・管理する。

第 22 - 2 図　沈下量評価結果

【浮き上がりの評価結果】

浮き上がりの評価結果を第 19－7 表に示す。

浮き上がり評価対象構造物について，浮き上がり評価を行った結果，K－6 取水路（6 号炉取水路）及び K－7 取水路（7 号炉取水路）を除き安全率が評価基準値の 1.0 を上回ることから，アクセスルートの通行に支障がある地中埋設構造物の浮き上がりは生じない。

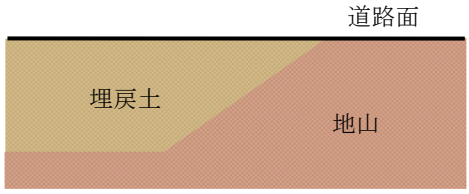
なお，K－6 取水路及び K－7 取水路は屋外重要土木構造物に該当し，評価値 1.1 を満足するように必要に応じて構造物周辺の地盤改良等により浮き上がりを防止する設計とする。

第 19－7 表　浮き上がり評価結果

通し番号	名称	揚圧力 (kN/m)	浮き上がり抵抗力 (kN/m)	安全率
24	排水路　ﾋｭｰﾑ管	645	4,303	6.67
32	500kV ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	402	470	1.16
33	新 500kV ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	293	460	1.56
34	K－7　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	261	414	1.58
36	K－6　OF ｹｰﾌﾞﾙﾀﾞｸﾄ	592	608	1.02
46	K－7　取水路	－	－	1.1 以上を確保する
51	K－6　取水路	－	－	

2)　地山と埋戻部との境界部

地山と埋戻部との境界部等については，第 23 図のように段差が生じないように擦り付ける工夫がなされているため，通行に支障となる段差は生じない。



第 23 図　地山と埋戻部の境界の状況

3)　側方流動による沈下

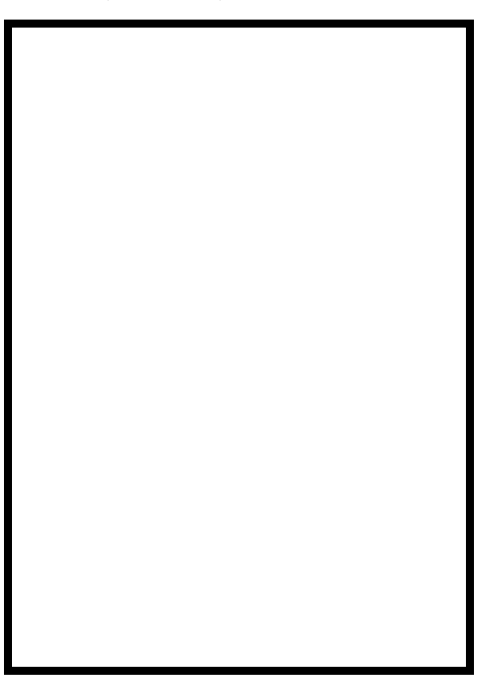
大湊側タービン建屋海側のアクセスルート上の段差評価において，地震時の液状化に伴う側方流動が段差評価に与える影響を検討する。

a.　評価方法

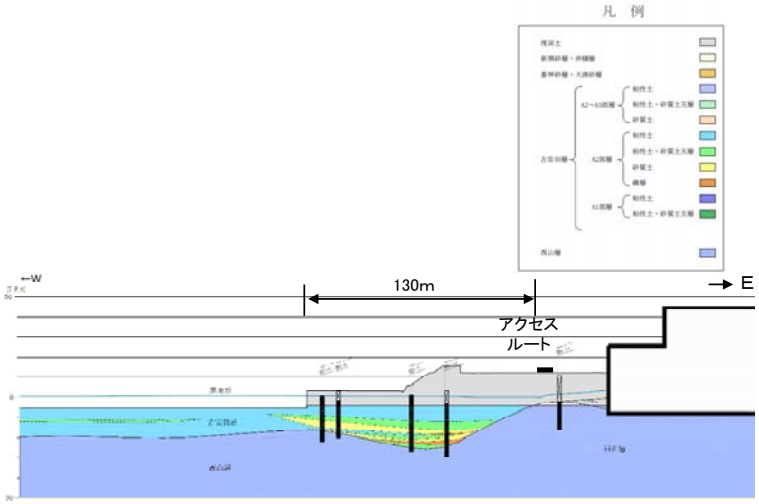
側方流動の検討位置及び地質断面図を第 24 - 1 図に示す。

検討位置は，埋戻土の層厚を考慮して選定した。護岸からアクセスルートまでの距離は約 130m である。

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について，二次元有効応力解析に基づく検討を実施した。液状化による過剰間隙水圧の上昇が考慮できる有効応力解析には解析コード「FLIP」を使用する。



側方流動検討位置図

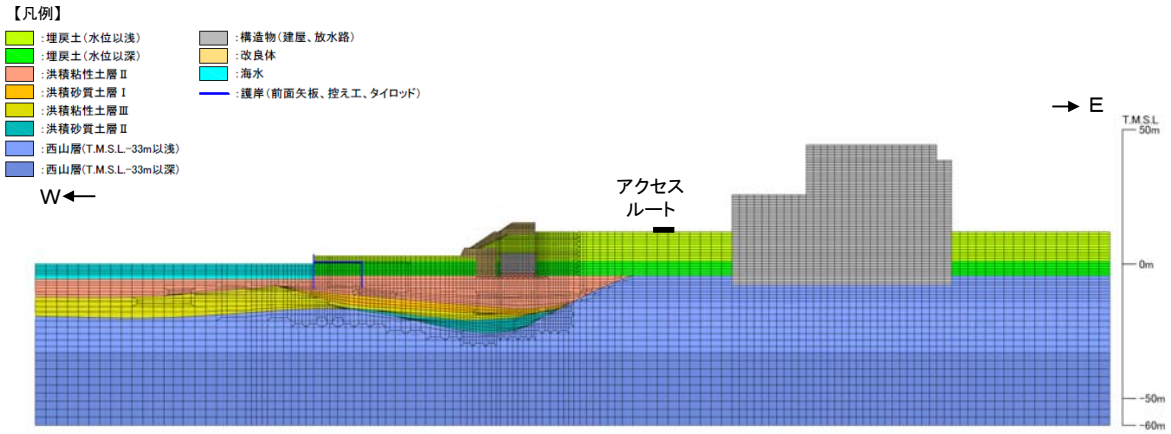


検討位置の地質断面図

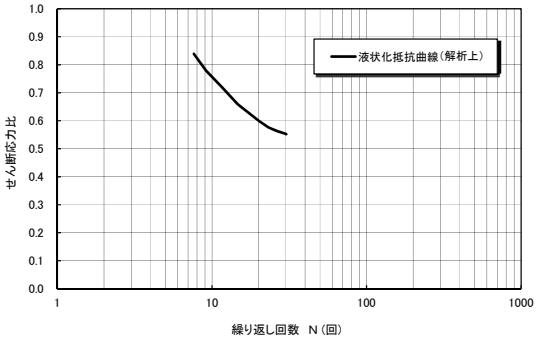
第 24 - 1 図　側方流動検討位置及び地質断面図

解析モデルを第 24 - 2 図，液状化パラメータを第 24 - 3 図に示す。

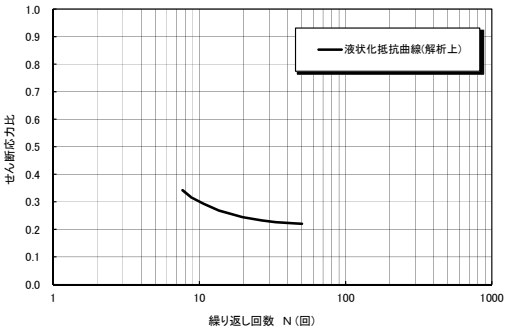
解析用地盤物性値は工認物性を基本とし，当該箇所に液状化対象層として分布する埋戻土，洪積砂質土層Ⅰ，洪積砂質土層Ⅱについては液状化に伴う側方流動を考慮できるよう液状化パラメータ（平均強度）を設定した。入力地震動には，基準地震動 Ss を解析モデル下端（T.M.S.L.-60m）まで引き上げた波形を用いる。



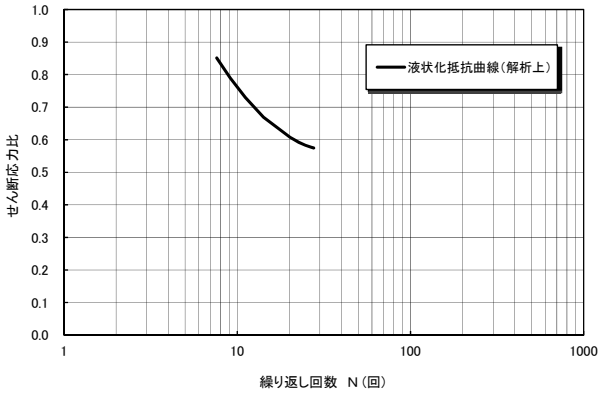
第 24 - 2 図　解析モデル図



埋戻土



洪積砂質土層Ⅰ



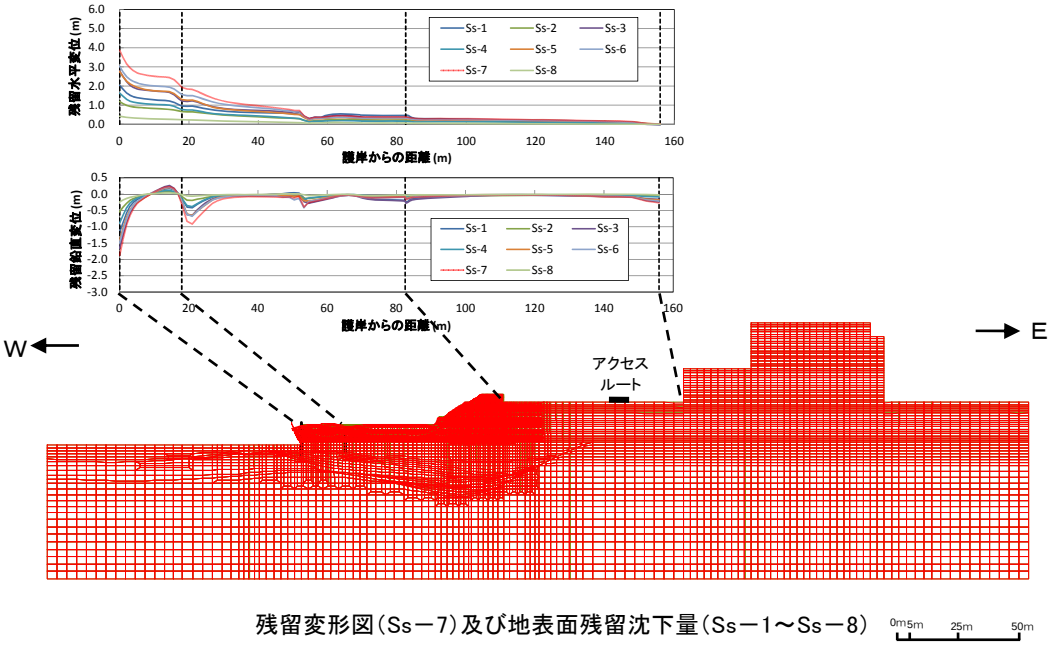
洪積砂質土層Ⅱ

第24 - 3図　液状化パラメータ

b.　評価結果

側方流動による地表面残留変形量評価結果を第 24 - 4 図に示す。

二次元有効応力解析「FLIP」の結果，アクセスルートにおける残留沈下量は小さく，側方流動による段差評価への影響はない。



第 24 - 4 図　側方流動による地表面残留変形量評価結果

⑦地中埋設構造物の損壊

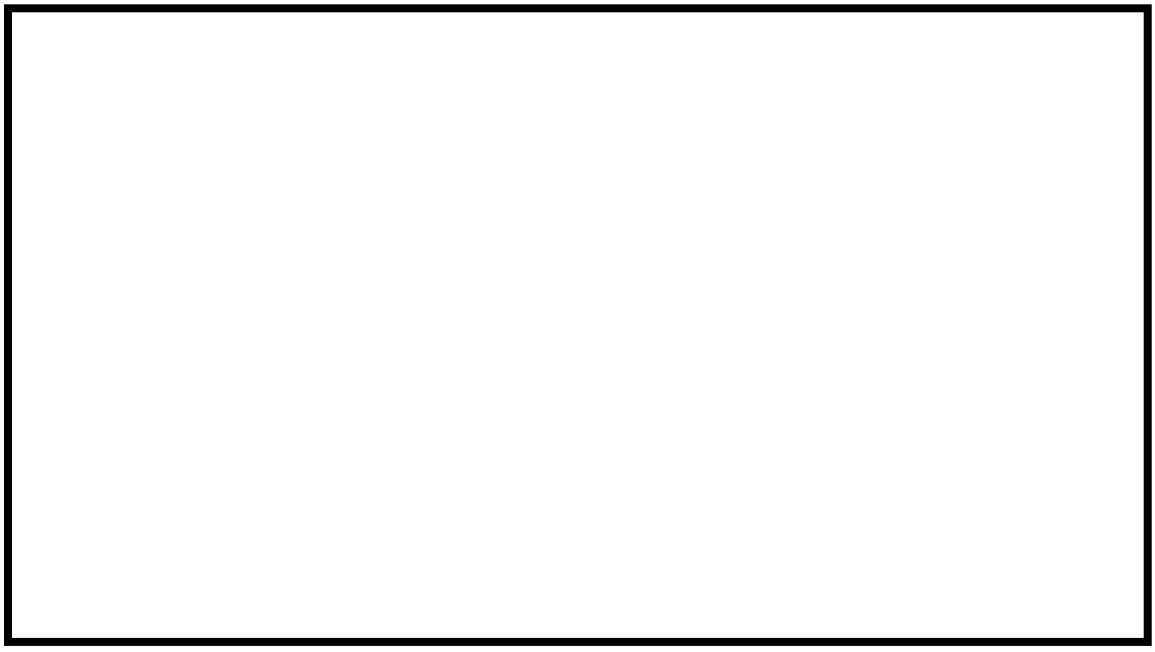
地中埋設構造物の損壊による道路面への影響については，中越沖地震時の当発電所において被害事例がないことから，陥没等の通行支障が発生する可能性は極めて低いと考えられるが，念のため，地震時の地中埋設構造物の崩壊による段差発生の可能性について検討した。なお，アクセスルート下の地中埋設構造物については，建設工事の記録やプラントウォークダウンにより確認した。

その結果，基準地震動 Ss に対して通行に支障となる地中埋設構造物の崩壊はないことを確認した（別紙 13 参照）。

以上から，地中埋設構造物の損壊による影響はない。

⑧淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊

淡水貯水池の堰堤及び送水配管が周辺斜面の崩壊等の影響により万一損壊し，溢水が発生したとしても，淡水貯水池と 6 号及び 7 号炉の間には道路及び排水路が敷設されており，道路上及び構内の排水路を経て海域に排水される。また，第 25 図，第 20 表に示すとおり，仮に保守的な想定として排水路の機能が期待できず全量が 6 号及び 7 号炉を設置する敷地に流入するとしても，周辺の空地が平坦かつ広大であり，周辺の道路上及び排水設備を自然流下・拡散することから，アクセスルート及び可搬型設備の走行への影響はない（別紙 10，30 参照）。



第 25 図　淡水貯水池及び送水配管の位置図，溢水による被害想定

第 20 表　溢水による被害想定

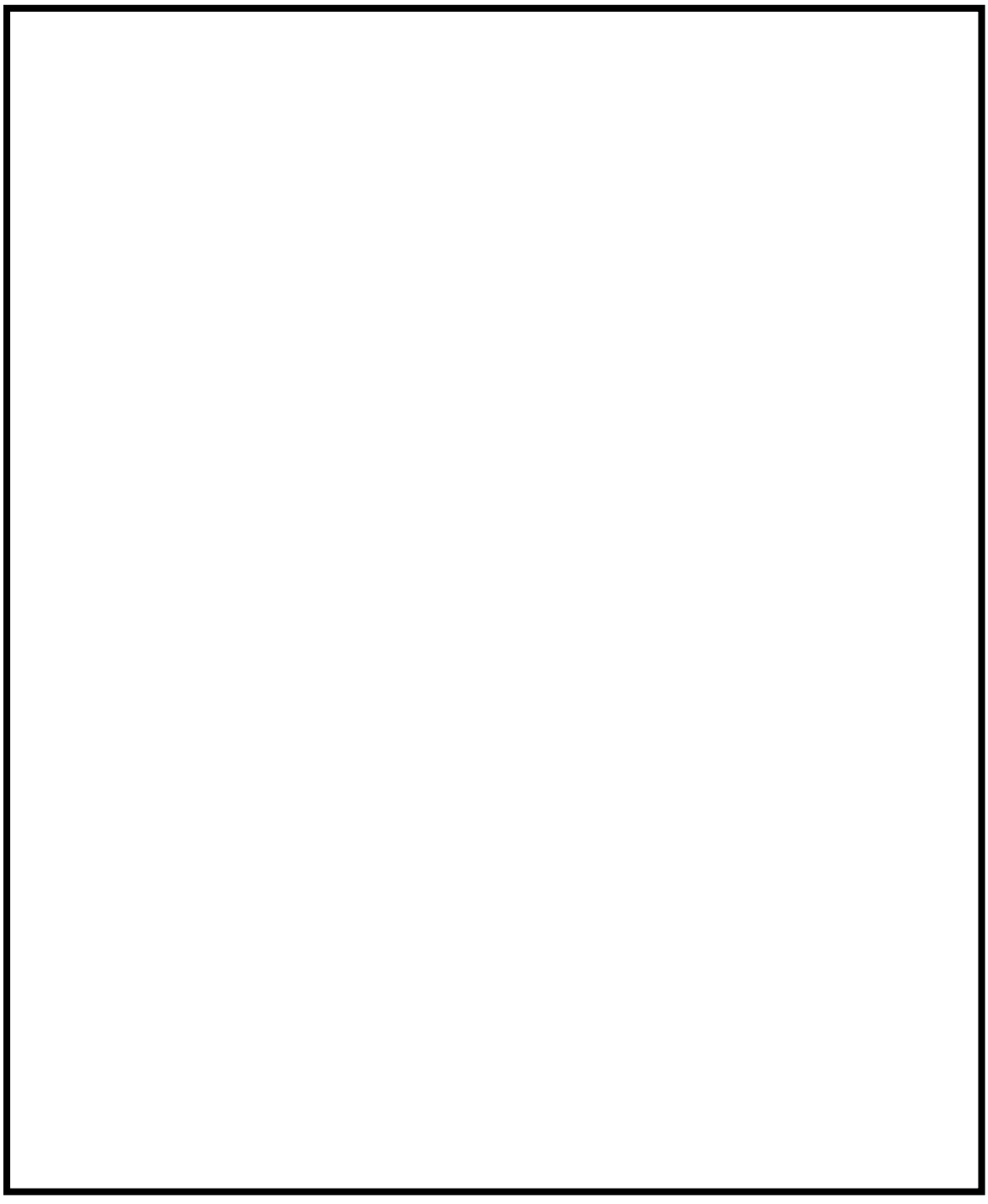
対象設備	容量	被害想定	対応内容
・淡水貯水池	約 18,000m^3	・基準地震動 Ss による堰堤及び送水配管の損壊による溢水	・地震により堰堤又は送水配管が損壊した場合でも，周辺の空地が平坦かつ広大であり，周辺の道路上及び排水設備を自然流下・拡散することから，アクセス性に影響はないと考えられる。 ・溢水した場合であっても，淡水であり人体への影響はない。

(5) 地震時におけるアクセスルートの選定結果

①～⑧の被害想定結果（別紙 23 参照）を踏まえ，優先的に「仮復旧により通路が確保可能なアクセスルート」として大湊側高台保管場所からは B ルートを，荒浜側高台保管場所からは C ルートを選定した※（第 26 図）。

ここでは，「仮復旧により通路が確保可能なアクセスルート」である B ルート，C ルートについて，仮復旧に要する時間を評価する※。

※5 号炉東側保管場所からは，可搬型設備の運搬はない。
5 号炉東側第二保管場所からは，仮復旧なしで 6 号及び 7 号炉まで可搬型車両の寄りつきが可能。



第 26 図　地震時におけるアクセスルートの選定結果

(6) 仮復旧時間の評価

1) 仮復旧方法

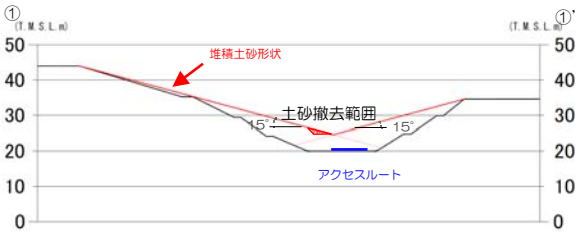
第 27 - 1 図，第 27 - 2 図に地震時におけるアクセスルートを，第 27 - 3 図に崩壊土砂撤去の考え方を示す。

アクセスルート上に土砂が流れ込んだ箇所については，ホイールローダを用いて土砂を道路脇に運搬・押土することによりルートを仮復旧する。仮復旧道路の条件は以下のとおり。

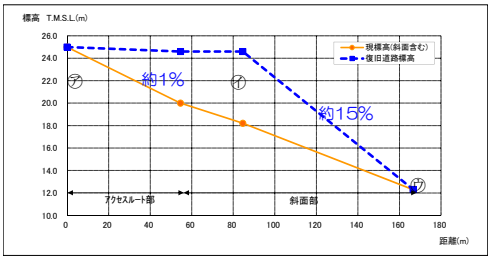
- 対象車両（代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラー）の規格を考慮し，幅員 3m とする
- 掘削面勾配は 1:1.0 とする（第 27 - 4 図）

第 27 - 1 図　地震時におけるアクセスルート（大湊側高台保管場所を使用する場合）

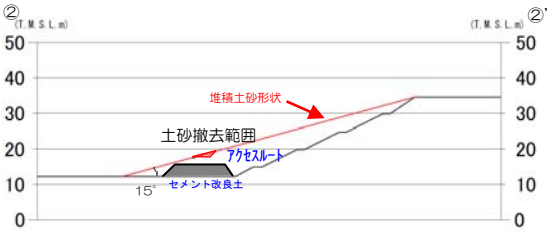
第 27 - 2 図　地震時におけるアクセスルート（荒浜側高台保管場所を使用する場合）



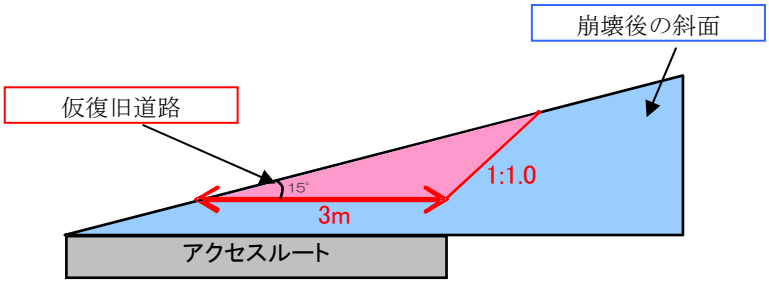
①－①’断面図



復旧するアクセスルートの縦断勾配



②－②’断面図



第 27 - 3 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，「日本道路協会：道路土工 - 切土工・斜面安定工指針，2009」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 27 - 4 図　仮復旧方法イメージ（拡大図）

アクセスルート上に通行に支障がある 15cm を超える段差が発生する可能性がある箇所については，あらかじめ段差緩和対策等を行う（別紙 38 参照），又は段差復旧用の砕石を用いて，ホイールローダによりルートを仮復旧する。

2)　仮復旧時間評価

アクセスルート上の土砂流入箇所の仮復旧時間については，崩壊形状に応じて対象とする土量を算出し,ホイールローダの作業量を考慮し算出した(詳細は別紙 14 参照)。なお，ホイールローダによる作業量（転圧含む）は文献※1 を参考に設定した（詳細は別紙 15 参照）。

アクセスルート上及び建屋直近における段差の仮復旧時間については，段差の大きさに応じてホイールローダの復旧時間を考慮し算出した（詳細は別紙 11,37 参照）。

※1　日本道路協会：道路土工 - 施工指針，1986　ほか

3)　アクセスルートの仮復旧に要する時間の評価

アクセスルートの仮復旧に要する時間は，被害想定をもとに，構内の移動時間や崩壊土砂撤去，段差復旧に要する時間等を考慮し，設定したアクセスルートについて算出する（ケース 1）。

また，6 号及び 7 号炉周辺までのアクセス確保の他に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型電源設備の給油作業のためのアクセスを確保する必要があることから，5 号炉東側保管場所までのアクセスルートの仮復旧に要する時間を算出する（ケース 2）。

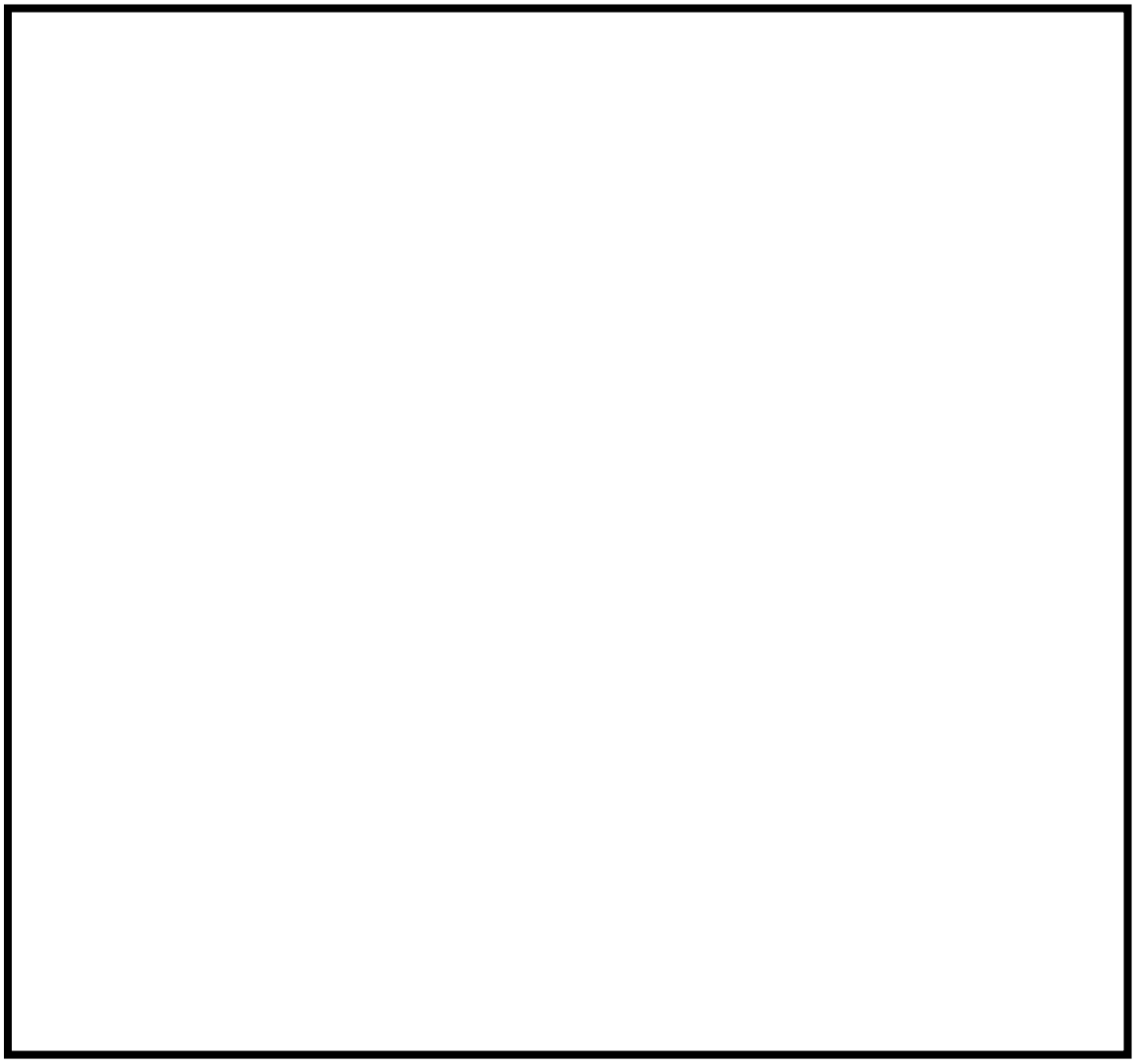
さらに，可搬型設備を使用し，より早期に原子炉注水をしなければいけない状況も想定すると，可搬型代替注水ポンプにより淡水貯水池から送水する必要があるため，同様に準備に要する時間を算出する（ケース 3）。

各アクセスルートの仮復旧時間の詳細評価については第 28 - 1 図～第 28 - 7 図に示す。あわせて，仮復旧後の対応を別紙 16 に，別途算出した除雪時間について別紙 27 に，除灰時間について別紙 28 に示す。

＜条 件＞

- 構内の移動速度は，重機（ホイールローダ）15km/h，要員（徒歩）4km/h※2，要員（徒歩，崩壊土砂通行）2km/h
- 重機操作要員は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に集合し，復旧作業を開始
- 重機操作要員は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所からホイールローダの保管場所へ向かい，ホイールローダを操作し崩壊土砂撤去（転圧含む），段差復旧を実施

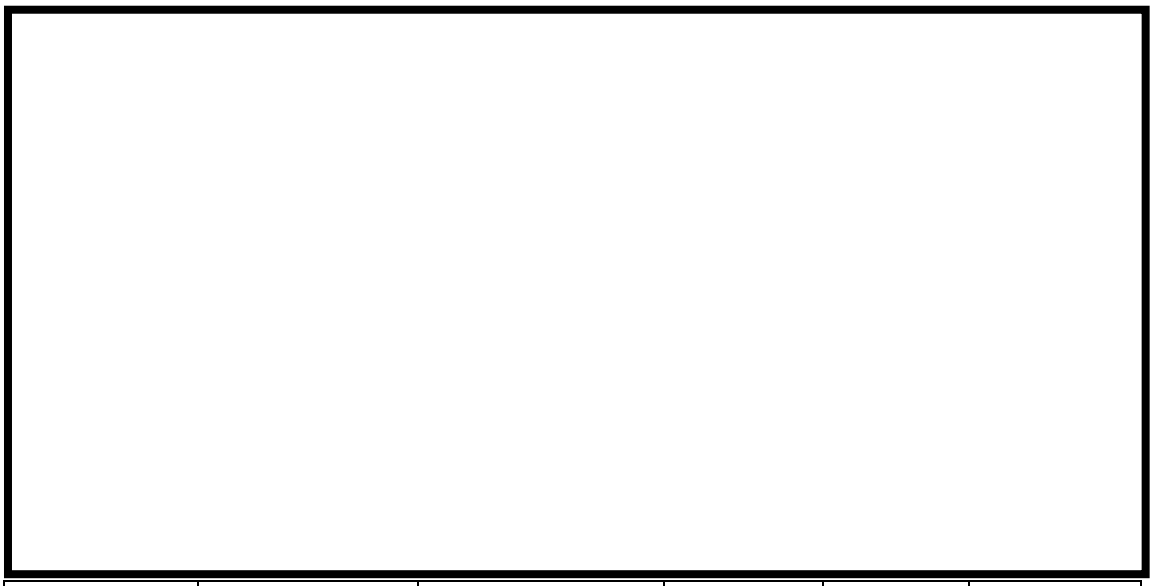
※2　初動対応での作業であり格納容器ベント実施前であるため，防護具は着けず移動することを想定。



区間	距離 (m)	時間評価項目	所要時間 (分)	累積 (分)	備考 (使用するホイールローダ)
第二企業センター[1)]～5 号炉原子炉建屋	約 1,340 (崩壊土砂影響範囲約 170 含む)	徒歩移動	24	24	
5 号炉原子炉建屋内	東側入口～緊急時対策所～東側入口	徒歩移動	14	38	
①→②	約 980 (崩壊土砂影響範囲約 170 含む)	徒歩移動	19	57	
②→③	約 250	ホイールローダ移動	1	58	ﾎｲｰﾙﾛｰﾀﾞ A, B
③→④	約 170	土砂撤去[2)]	159[3)]	217	
		安全確認	17	234	
④→⑤	約 610	ホイールローダ移動	3	237	
		段差復旧（建屋直近）	78[4)]	315	

1) 初動対応要員が滞在する「第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所」については，第二企業センターを起点として評価する。
2) 土砂撤去の幅は，可搬型設備の通行幅 3m に加え，淡水移送に必要なホース敷設幅に必要幅 0.5m を考慮し 3.5m とする。
3) 2 台で実施する（別紙 14 参照）。2 台目は安全な離隔を確保するため，1 台目の作業開始 10 分後に開始する。
4) 各号炉ホイールローダ 1 台で同時に復旧する（別紙 37 参照）。

第 28 - 1 図　設定したルート及び仮復旧時間（ケース 1，大湊側高台保管場所利用）



区間	距離（m）	時間評価項目	所要時間（分）	累積（分）	備考（使用するホイールローダ）
第二企業センター[1]～5 号炉原子炉建屋	約 1,340（崩壊土砂影響範囲約 170 含む）	徒歩移動	24	24	第 28 - 1 図参照
5 号炉原子炉建屋内	東側入口～緊急時対策所～東側入口	徒歩移動	14	38	
①→②	約 1,500（崩壊土砂影響範囲約 170 含む）	徒歩移動	26	64	
②→③	約 780	ホイールローダ移動	4	68	ﾎｲｰﾙﾛｰﾀﾞ A，B
③→④	約 170	土砂撤去[2]	159[3]	227	
		安全確認	17	244	
④→⑤	約 610	ホイールローダ移動	3	247	
		段差復旧（建屋直近）	78[4]	325	

1）初動対応要員が滞在する「第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所」については，第二企業センターを起点として評価する。
2）土砂撤去の幅は，可搬型設備の通行幅 3m に加え，淡水移送に必要なホース敷設幅に必要幅 0.5m を考慮し 3.5m とする。
3）2 台で実施する（別紙 14 参照）。2 台目は安全な離隔を確保するため，1 台目の作業開始 10 分後に開始する。
4）各号炉ホイールローダ 1 台で同時に復旧する（別紙 37 参照）。

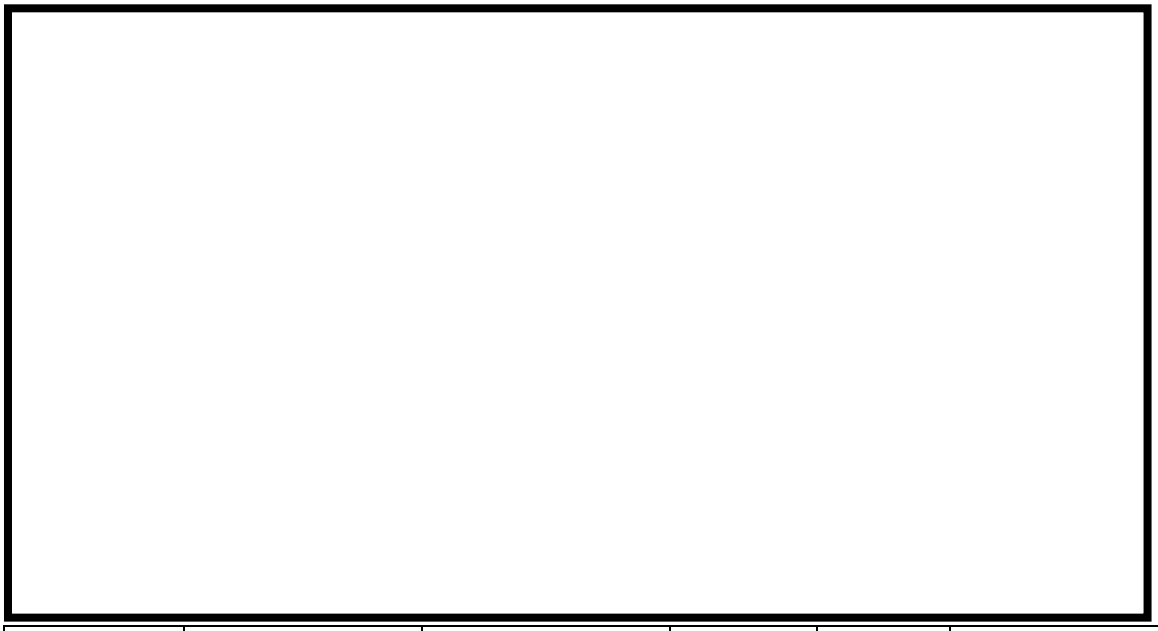
第 28 - 2 図　設定したルート及び仮復旧時間（ケース 1，荒浜側高台保管場所利用）

区間	距離（m）	時間評価項目	所要時間（分）	累積（分）
①→⑤	第 28 - 2 図参照	－	244[1)]	244
⑤→⑥	－	仮復旧作業なし[2)]	0	244

1）荒浜側高台保管場所のホイールローダを使用した場合。大湊側高台保管場所のホイールローダを使用した場合は約 234 分（第 28 - 1 図参照）。

2）大湊側高台保管場所から 6 号及び 7 号炉までのアクセスルートの仮復旧を優先して実施した後，5 号炉東側保管場所へのアクセスルートを復旧する。

第 28 - 3 図　5 号炉東側保管場所へのルート及び仮復旧時間
（ケース 2，荒浜側高台保管場所利用）



区間	距離（m）	時間評価項目	所要時間（分）	累積（分）	備考（使用するホイールローダ）
第二企業センター[1)]～5 号炉原子炉建屋	約 1,340（崩壊土砂影響範囲約 170 含む）	徒歩移動	24	24	第 28 - 1 図参照
5 号炉原子炉建屋内	東側入口～緊急時対策所～東側入口	徒歩移動	14	38	
①→②	約 980（崩壊土砂影響範囲約 170 含む）	徒歩移動	19	57	
②→③	約 250	ホイールローダ移動	1	58	ﾎｲｰﾙﾛｰﾀﾞ A，B
③→④	約 170	土砂撤去[2)]	119[3)]	177	
		安全確認	17	194	
④→⑤	約 170	ホイールローダ移動	1	195	

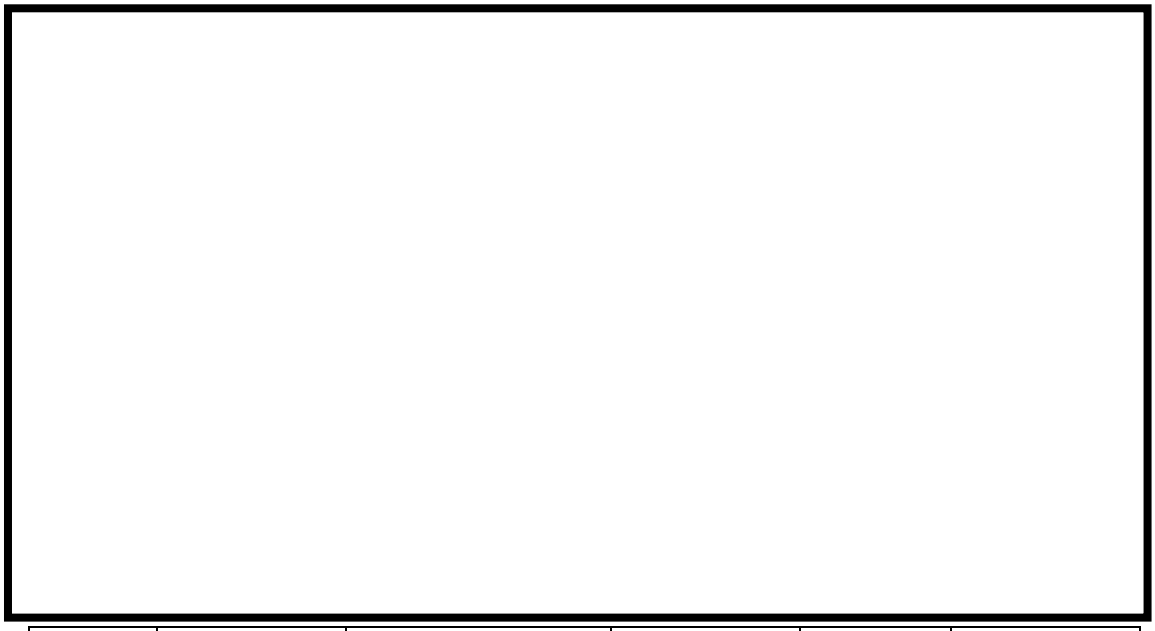
1）初動対応要員が滞在する「第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所」については，第二企業センターを起点として評価する。

2）土砂撤去の幅は，淡水移送に必要なホースの早急な敷設を行うため 3m とし，アクセスルートは別途復旧する。

3）2 台で実施する（別紙 14 参照）。2 台目は安全な離隔を確保するため，1 台目の作業開始 10 分後に開始する。

第 28 - 4 図　設定したルート及び仮復旧時間

（ケース 3 - 1，大湊側高台保管場所利用（原子炉注水開始までの復旧））



区間	距離（m）	時間評価項目	所要時間（分）	累積（分）	備考 （使用するホイールローダ）
				195[1)]	
⑤→⑥	約 1,200	徒歩移動	18	213	
⑥→⑦	約 780	ホイールローダ移動	4	217	ﾎｲｰﾙﾛｰﾀﾞ C，D
⑦→⑧	約 170	土砂撤去[2)]	119[3)]	336	
		安全確認	17	353	
⑧→⑨	約 610	ホイールローダ移動	3	356	
		段差復旧（建屋直近）	78[4)]	434	

1) 可搬型代替注水ポンプによる原子炉への注水開始までの復旧作業が終了した 195 分後から代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラーが通行するためのアクセスルート仮復旧作業を開始する。
2) 土砂撤去の幅は，淡水移送に必要なホースは既に敷設されているため，可搬型設備の通行幅 3m とする。
3) 2 台で実施する（別紙 14 参照）。2 台目は安全な離隔を確保するため，1 台目の作業開始 10 分後に開始する。
4) 各号炉ホイールローダ 1 台で同時に復旧する（別紙 37 参照）。

第 28 - 5 図　設定したルート及び仮復旧時間
（ケース 3 - 1，荒浜側高台保管場所利用（原子炉注水開始後からの復旧））

区間	距離 (m)	時間評価項目	所要時間 (分)	累積 (分)	備考 (使用するホイールローダ)
第二企業センター[1)]～5 号炉原子炉建屋	約 1,340 (崩壊土砂影響範囲約 170 含む)	徒歩移動	24	24	第 28 - 1 図参照
5 号炉原子炉建屋内	東側入口～緊急時対策所～東側入口	徒歩移動	14	38	
①→②	約 1,500 (崩壊土砂影響範囲約 170 含む)	徒歩移動	26	64	
②→③	約 780	ホイールローダ移動	4	68	ﾎｲｰﾙﾛｰﾀﾞ A，B
③→④	約 170	土砂撤去[2)]	119[3)]	187	
		安全確認	17	204	
④→⑤	約 170	ホイールローダ移動	1	205	

1) 初動対応要員が滞在する「第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所」については，第二企業センターを起点として評価する。

2) 土砂撤去の幅は，淡水移送に必要なホースの早急な敷設を行うため 3m とし，アクセスルートは別途復旧する。

3) 2 台で実施する（別紙 14 参照）。2 台目は安全な離隔を確保するため，1 台目の作業開始 10 分後に開始する。

第 28 - 6 図　設定したルート及び仮復旧時間

（ケース 3 - 2，荒浜側高台保管場所利用（原子炉注水開始までの復旧））

区間	距離（m）	時間評価項目	所要時間（分）	累積（分）	備考 （使用するホイールローダ）
				205[1)]	
⑤→⑥	約 580	徒歩移動	9	214	
⑥→⑦	約 250	ホイールローダ移動	1	215	ﾎｲｰﾙﾛｰﾀﾞ C，D
⑦→⑧	約 170	土砂撤去[2)]	119[3)]	334	
		安全確認	17	351	
⑧→⑨	約 610	ホイールローダ移動	3	354	
		段差復旧（建屋直近）	78[4)]	432	

1) 可搬型代替注水ポンプによる原子炉への注水開始までの復旧作業終了した 205 分後から代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラーが通行するためのアクセスルート仮復旧作業を開始する。
2) 土砂撤去の幅は，淡水移送に必要なホースは既に敷設されているため，可搬型設備の通行幅 3m とする。
3) 2 台で実施する（別紙 14 参照）。2 台目は安全な離隔を確保するため，1 台目の作業開始 10 分後に開始する。
4) 各号炉ホイールローダ 1 台で同時に復旧する（別紙 37 参照）。

第 28 - 7 図　設定したルート及び仮復旧時間
（ケース 3 - 2，大湊側高台保管場所利用（原子炉注水開始後からの復旧））

(7) 屋外作業の成立性

「重大事故等対策の有効性評価」における事故シーケンスにおいて，時間評価を行う必要のある屋外作業について想定時間が一番厳しい作業を抽出し，外部起因事象に対する影響を評価した結果，作業は可能であることを以下のとおり確認した。

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 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

緊急時対策要員からアクセスルートの状況等の報告を受けた緊急時対策本部の復旧班長は，通行可能なアクセスルートの状況を緊急時対策本部内に周知する。

万一，通行ができない場合は，応急復旧方法，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，緊急時対策要員へ指示及び当直長へ連絡する。

アクセスルートの確認及び復旧については,以下の考え方,手順に基づき対応する。

①緊急時対策要員（現場要員）は，アクセスルート損壊状況を確認し，緊急時対策本部に状況を報告する。

②緊急時対策本部は，アクセスルートの復旧が必要な場合，以下の優先順位に従い緊急時対策要員（現場要員）に対し復旧を指示する。

＜復旧の優先順位設定の考え方＞

1. 可搬型重大事故等対処設備の保管場所から車両の寄りつき場所までのルートが確保されている場合，そのルートを第一優先で使用する。
2. 可搬型重大事故等対処設備の保管場所から車両の寄りつき場所までのアクセスルートがいずれも通行できない場合，道路の損壊状況を確認し，早期に復旧可能なルートの復旧を優先する。
3. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から可搬型重大事故等対処設備の保管場所までのアクセスルートを復旧する。
4. アクセスルートの複数ルート通行可能となるようにする。

③緊急時対策要員（現場要員）は，アクセスルートの復旧の優先順位に従い，アクセスルートを復旧する。

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

地震時におけるアクセスルートの被害想定の結果,要員 4 名でホイールローダによる崩壊土砂の撤去及び段差の復旧を行う時間を評価した結果，約 5 時間 30 分で保管場所から 6 号及び 7 号炉までのアクセスルートの復旧が可能である（第 28 - 1 図，第 28 - 2 図参照)。

また，全交流動力電源喪失に加え，逃し安全弁が漏えいするシナリオ（以下「TBP シナリオ」という。）は，より早期に淡水移送に必要なホースの敷設を行う必要があるため,同様に要員 4 名でホイールローダによる崩壊土砂の撤去を行う時間を評価した結果，約 3 時間 30 分で淡水移送に必要なホースを敷設し，約 6 時間で保管場所から 6 号及び 7 号炉までのアクセスルートの復旧が可能である(タービン建屋直近の段差復旧を含めると約 7 時間 20 分となる。）（第 28 - 4 図～第 28 - 7 図参照)。

c.　車両の通行性

アクセスルートの復旧後の通行幅は 3m で片側通行となるが,タンクローリを除き,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。なお，タンクローリについても，約 7 日間はプラント側の軽油タンクで補給することが可能なため初動対応において影響はないと考えられる。

また，段差については，液状化及び揺すり込み不等沈下により 15cm を越える段差の発生を想定しているが，あらかじめ段差緩和対策等を行う，又は重機を用いアクセスルートを復旧した上で，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 11,12,38 参照)。

斜面の崩壊土砂の撤去にあわせて転圧を行うが，万一転圧が不足している場合は,更に追加でホイールローダにより転圧を行う，又は自主設備であるショベルカー，ブルドーザーのクローラーを用いて転圧を行うことで車両の通行は可能である。

重大事故等対応のためのホースを敷設する場合においても,ホースブリッジを設置することで，アクセスルート上の通行は可能であることを確認している（詳細は別紙 24 参照)。なお,ホースブリッジの設置は,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に影響を与えるものではない。

d.　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，操作場所近傍には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操作場所近傍（可搬型設備は可搬型設備近傍）に保管する。

地震による地盤の沈下の影響を受けても,可搬型設備の接続口への接続や弁操作等,必要な作業ができるよう，可搬型設備のホース，電源ケーブル等十分な長さを確保するとともに，作業場所へのアクセス性を確保する（別紙 37 参照)。

2) アクセスルート通行時における通信連絡設備及び照明の確保

現場要員から発電所対策本部への報告，発電所対策本部から要員への指示は，通常の通信連絡設備（送受話器（警報装置を含む。）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（可搬型）等の通信連絡設備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，重機・車両に搭載されている照明，ヘッドライト，懐中電灯，LED ライト及び可搬型照明設備等の照明設備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 20 参照）。

3) 作業の成立性

復旧作業の実施を考慮した上で第 21－1 表，第 21－2 表に示すとおり，要求時間内に作業は実施可能である。TBP シナリオにおける作業の成立性評価結果は，第 21－3 表に示すとおり，要求時間内に作業は実施可能である。外部起因事象考慮時の対応手順と所要時間を第 21－4 表に示す。

第 21－1 表　有効性評価の想定時間のある可搬型設備を用いた作業の成立性評価結果
（荒浜側高台保管場所～可搬型設備設置場所）（TBP シナリオを除く）

作業名		アクセスルート復旧時間※1①	その他考慮すべき時間②	移動時間③	作業時間④	有効性評価想定時間※2	評価結果（①又は②）＋③＋④
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給		約 4 時間 10 分	－	約 30 分※3	約 5 時間 30 分	12 時間	○（約 10 時間 10 分）
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備操作		約 4 時間 10 分	10 時間※4（要員参集）	約 30 分※3	約 2 時間 20 分	22 時間	○（約 12 時間 50 分）
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水（常用スプレイヘッダ使用）		約 4 時間 10 分	－	約 30 分※3	約 5 時間 20 分	12 時間	○（約 10 時間）
給油準備	タンクローリ（4kL）	約 4 時間 10 分	－	約 30 分※3	約 1 時間 20 分	12 時間	○（約 6 時間）
	タンクローリ（16kL）	約 4 時間 10 分	－	約 30 分※3	約 1 時間 30 分	12 時間	○（約 6 時間 10 分）
代替原子炉補機冷却系準備操作		約 5 時間 30 分	10 時間※4（要員参集）	約 30 分※3	約 8 時間 30 分	20 時間	○（約 19 時間）

※1 当該作業が対応可能なアクセスルート復旧時間とする（放射線防護具着用時間を含む）。荒浜側高台保管場所のホイールローダを使用した場合。大湊側高台保管場所のホイールローダを使用した場合は各作業共約 10 分短くなる（第 28－1 図，第 28－2 図参照）。

※2 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。

※3 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動時間。大湊側高台保管場所の場合は 20 分。崩壊土砂範囲の通行等も想定されるが，早期の作業開始等の対応により有効性評価の成立性に影響はない。

※4 有効性評価では，「代替原子炉補機冷却系準備操作」，「低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備操作」を行う緊急時対策要員の参集時間を事象発生から 10 時間後としており，要員が参集するまでの時間内にアクセスルートの復旧が可能であるため，要員参集後から 10 時間以内に復旧作業を実施できれば，作業の成立性に影響はない。

第 21 - 2 表　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型電源設備への
給油作業の成立性評価結果

作業名	アクセス ルート 復旧時間※1①	その他考慮 すべき時間 ②	移動 時間 ③	作業時間 ④	想定時間	評価結果 (①又は②) ＋ ③＋④
給油準備	約 4 時間 10 分	10 時間※2 (要員参集)	約 30 分※3	約 1 時間 40 分	23 時間※4	○ (約 12 時間 10 分)

※1 当該作業が対応可能なアクセスルート復旧時間とする。（放射線防護具着用時間を含む）荒浜側高台保管場所のホイールローダを使用した場合。大湊側高台保管場所のホイールローダを使用した場合は各作業共約 10 分短くなる。（第 28 - 1 図，第 28 - 2 図参照）
※2 要員が参集するまでの時間内にアクセスルートの復旧が可能であるため，要員参集後から 10 時間以内に復旧作業を実施できれば，作業の成立性に影響はない。
※3 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所の場合。大湊側高台保管場所の場合は 20 分。
※4 原子炉格納容器が破損した場合の対応時間。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の必要な負荷運転時における給油間隔の目安は運転開始後約 66 時間。

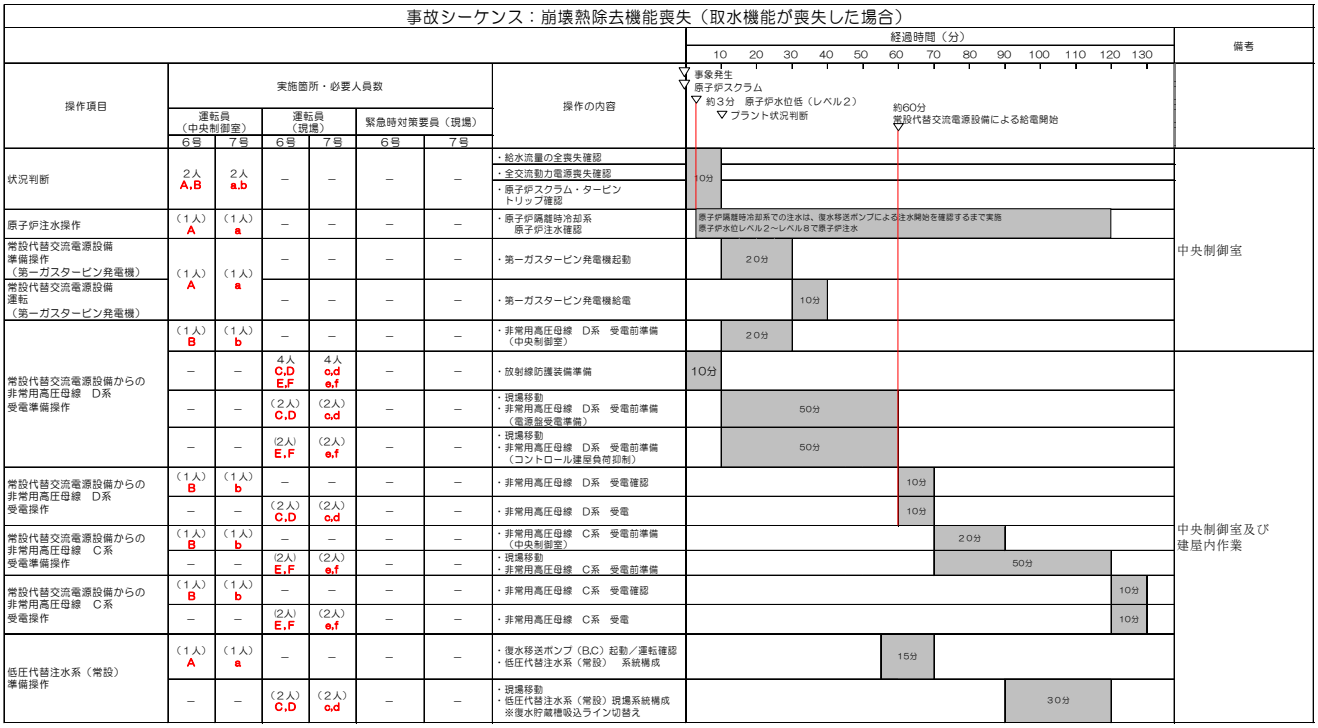
第 21 - 3 表　有効性評価の想定時間のある可搬型設備を用いた作業のうち
TBP シナリオの場合の成立性評価結果

作業名		アクセス ルート 復旧時間①	その他考慮 すべき時間 ②	移動 時間 ③	作業時間 ④	有効性評価 想定時間※2	評価結果 (①又は②) ＋ ③＋④
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備操作		0 分※1	－	約 1 時間 10 分※2	約 2 時間 40 分※3	4 時間	○ (約 3 時間 50 分)
給油準備	タンクローリ (4kL)	0 分※1	約 2 時間※4	約 10 分※5	約 1 時間 20 分	4 時間	○※6 (約 3 時間 30 分)
	タンクローリ (16kL)	約 4 時間 10 分	－	約 30 分※7	約 1 時間 30 分	28 時間	○ (約 6 時間 10 分)
代替原子炉補機冷却系準備操作		約 7 時間 20 分	10 時間※8 (要員参集)	約 30 分※7	約 8 時間 30 分	24 時間	○ (約 19 時間)

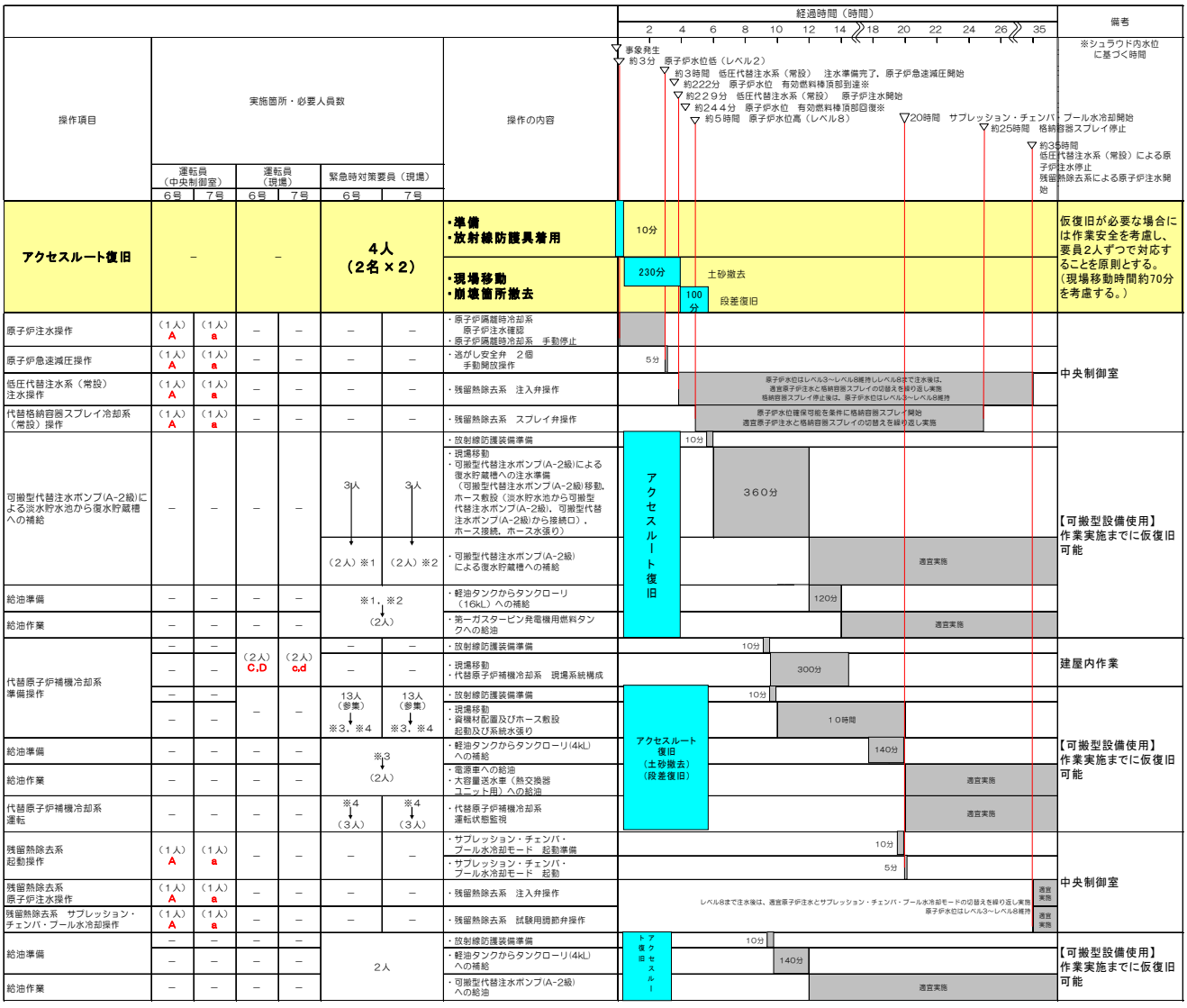
※1 当該作業が対応可能なアクセスルート復旧時間は約 3 時間 30 分を想定している（第 28 - 6 図参照）。しかし，アクセスルート復旧時間で別の緊急時対策要員が低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備操作や給油準備を並行して行えるため考慮しなくてよい。
※2 待機場所から 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動し，その後荒浜側高台保管場所までの移動時間。
※3 10 名で 2 箇所（高台側，6 号及び 7 号炉周辺）に分かれ作業を行うことで作業時間の短縮を図る。
※4 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水準備操作（6 号及び 7 号炉周辺）の対応時間。
※5 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水準備操作（6 号及び 7 号炉周辺）終了後，5 号炉東側第二保管場所までの移動時間。
※6 淡水貯水池近傍に配備した可搬型代替注水ポンプへの給油は，アクセスルート復旧後の約 6 時間後から可能となる。淡水貯水池近傍に配備した可搬型代替注水ポンプは運転開始後，給油まで約 3 時間と想定しており可搬型車両への給油に問題はない。
※7 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所までの移動時間。大湊側高台保管場所の場合は 20 分。崩壊土砂範囲の通行等も想定されるが，早期の作業開始等の対応により有効性評価の成立性に影響はない。
※8 有効性評価では，「代替原子炉補機冷却系準備操作」を行う緊急時対策要員の参集時間を事象発生から 10 時間後としており，要員が参集するまでの時間内にアクセスルートの復旧が可能であるため，要員参集後から 10 時間以内に復旧作業を実施できれば，作業の成立性に影響はない。

第 21 - 4 表　外部起因事象考慮時の対応手順と所要時間

事故シーケンス：崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）



操作項目	実施箇所・必要人員数 運転員（中央制御室）6号	運転員（中央制御室）7号	運転員（現場）6号	運転員（現場）7号	緊急時対策要員（現場）6号	緊急時対策要員（現場）7号	操作の内容	備考
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	－	－	－	－	・給水流量の全喪失確認 ・全交流動力電源喪失確認 ・原子炉スクラム・タービントリップ確認	中央制御室
原子炉注水操作	（1人）A	（1人）a	－	－	－	－	・原子炉隔離時冷却系 原子炉注水確認	中央制御室
常設代替交流電源設備準備操作（第一ガスタービン発電機）	（1人）A	（1人）a	－	－	－	－	・第一ガスタービン発電機起動	中央制御室
常設代替交流電源設備運転（第一ガスタービン発電機）			－	－	－	－	・第一ガスタービン発電機給電	中央制御室
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　D系受電準備操作	（1人）B	（1人）b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　D系　受電前準備（中央制御室）	中央制御室
	－	－	4人 C,D E,F	4人 c,d e,f	－	－	・放射線防護装備準備	中央制御室及び建屋内作業
	－	－	（2人）C,D	（2人）c,d	－	－	・現場移動 ・非常用高圧母線　D系　受電前準備（電源盤受電準備）	中央制御室及び建屋内作業
	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・現場移動 ・非常用高圧母線　D系　受電前準備（コントロール建屋負荷抑制）	中央制御室及び建屋内作業
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　D系受電操作	（1人）B	（1人）b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　D系　受電確認	中央制御室及び建屋内作業
	－	－	（2人）C,D	（2人）c,d	－	－	・非常用高圧母線　D系　受電	中央制御室及び建屋内作業
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　C系受電準備操作	（1人）B	（1人）b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　C系　受電前準備（中央制御室）	中央制御室及び建屋内作業
	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・現場移動 ・非常用高圧母線　C系　受電前準備	中央制御室及び建屋内作業
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　C系受電操作	（1人）B	（1人）b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　C系　受電確認	中央制御室及び建屋内作業
	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・非常用高圧母線　C系　受電	中央制御室及び建屋内作業
低圧代替注水系（常設）準備操作	（1人）A	（1人）a	－	－	－	－	・復水移送ポンプ（B,C）起動／運転確認 ・低圧代替注水系（常設）　系統構成	中央制御室
	－	－	（2人）C,D	（2人）c,d	－	－	・現場移動 ・低圧代替注水系（常設）現場系統構成 ※復水貯蔵槽吸込ライン切替え	中央制御室及び建屋内作業



操作項目	実施箇所・必要人員数 運転員（中央制御室）6号	運転員（中央制御室）7号	運転員（現場）6号	運転員（現場）7号	緊急時対策要員（現場）6号	緊急時対策要員（現場）7号	操作の内容	備考
アクセスルート復旧	－		－		**4人（2名×2）**		**・準備** **・放射線防護具着用**	仮復旧が必要な場合には作業安全を考慮し、要員2人ずつで対応することを原則とする。（現場移動時間約70分を考慮する。）
							・現場移動 **・崩壊箇所撤去**	
原子炉注水操作	（1人）A	（1人）a	－	－	－	－	・原子炉隔離時冷却系 原子炉注水確認 ・原子炉隔離時冷却系　手動停止	中央制御室
原子炉急速減圧操作	（1人）A	（1人）a	－	－	－	－	・逃がし安全弁　2個 手動開放操作	中央制御室
低圧代替注水系（常設）注水操作	（1人）A	（1人）a	－	－	－	－	・残留熱除去系　注入弁操作	中央制御室
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）操作	（1人）A	（1人）a	－	－	－	－	・残留熱除去系　スプレイ弁操作	中央制御室
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	－	－	－	－	3人	3人	・放射線防護装備準備	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能
							・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への注水準備（可搬型代替注水ポンプ(A-2級)移動，ホース敷設（淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ(A-2級)，可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から接続口），ホース接続，ホース水張り）	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能
					（2人）※1	（2人）※2	・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能
給油準備	－	－	－	－	※1，※2 ↓ (2人)		・軽油タンクからタンクローリ（16kL）への補給	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能
給油作業	－	－	－	－			・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能
代替原子炉補機冷却系準備操作	－	－	（2人）C,D	（2人）c,d	－	－	・放射線防護装備準備	建屋内作業
	－	－			－	－	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系　現場系統構成	建屋内作業
	－	－	－	－	13人（参集）↓ ※3，※4	13人（参集）↓ ※3，※4	・放射線防護装備準備	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能
	－	－					・現場移動 ・資機材配置及びホース敷設起動及び系統水張り	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能
給油準備	－	－	－	－	※3 ↓ (2人)		・軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能
給油作業	－	－	－	－			・電源車への給油 ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）への給油	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能
代替原子炉補機冷却系運転	－	－	－	－	※4 ↓ （3人）	※4 ↓ （3人）	・代替原子炉補機冷却系運転状態監視	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能
残留熱除去系起動操作	（1人）A	（1人）a	－	－	－	－	・サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード　起動準備	中央制御室
							・サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード　起動	中央制御室
残留熱除去系原子炉注水操作	（1人）A	（1人）a	－	－	－	－	・残留熱除去系　注入弁操作	中央制御室
残留熱除去系　サプレッション・チェンバ・プール水冷却操作	（1人）A	（1人）a	－	－	－	－	・残留熱除去系　試験用調節弁操作	中央制御室
給油準備	－	－	－	－	2人		・放射線防護装備準備	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能
	－	－	－	－			・軽油タンクからタンクローリ(4kL)への補給	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能
給油作業	－	－	－	－			・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への給油	【可搬型設備使用】作業実施までに仮復旧可能

（ ）内の数字は他の作業終了後，移動して対応する人員数。

5. 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については，津波遡上解析の結果，敷地内の屋外アクセスルートへ基準津波が到達しないことを確認していることから，評価の対象外とする。

(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は，可能であれば実施する位置づけであることから，屋内アクセスルートの評価対象外とする。

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 22－1 表及び第 22－2 表に記す。また，屋内アクセスルート図を別紙 17 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 23 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 29－1 図～第 29－13 図に，重要事故シーケンスにおける現場作業一覧について第 24 表に示す。

(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。

① 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，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，以下の観点で確認する。

・現場操作対象機器との離隔距離の確保等により，アクセス性に影響を与えないことを確認する。
・周辺に転倒する可能性のある常設及び仮設資機材設備等がある場合，固縛や転倒防止処置等により，アクセス性に与える影響が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。

② 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ガス内包機器について，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 21 に示す。

③ 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 22 に示す。

(3) 評価結果

別紙 18 に現場確認結果，別紙 19 に機器等の転倒防止処置等確認結果を示す。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設及び仮設資機材設備等がある場合，固縛や転倒防止処置等により，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，周辺にある常設及び仮設資機材設備等が転倒した場合であっても，通行可能な通路幅があるか，通路幅がない場合であっても迂回又は乗り越えが可能であるため，アクセス性に与える影響はないことを確認した。

なお，周辺にある常設のボンベが転倒した場合を考慮し，ボンベ固定器具の耐震補強による転倒防止の実施又はアクセスルート近傍から撤去する。

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 25 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。暗所，溢水，資機材の転倒等を考慮し，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踏まえると，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（防護具着用時間は「重大事故等対策の有効性評価」においてあらかじめ 10 分間の時間が考慮されていることから，本評価では考慮していない。）。

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 17 に示す。

(4) 屋内作業への影響

1) 屋内アクセスルートへの影響

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従い，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よう運用管理するとともに，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，適切なアクセスルートを選択する。

2) アクセスルート通行時における通信連絡設備及び照明の確保

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（送受話器（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備）が使用できない場合でも，携帯型音声呼出電話設備等の通信連絡設備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，要員は中央制御室に配備しているヘッドライト，懐中電灯，LED ライトを使用することで，操作場所へのアクセス，操作が可能である。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しており，屋内作業への影響はない（別紙 17，別紙 20 参照）。

第 22 - 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 号炉)(1/10)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	1.2	高圧代替注水ポンプ現場起動 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A⑥)→[⑥-1]】	無	無	あり (堰高さ)
原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	1.2	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A⑦)→[⑦ハッチ開放]→(⑦ハッチ梯子⑧)→[⑧-2]→(⑧ハッチ梯子⑦)→[⑦-2]→(⑦ハッチ梯子⑧)→[⑧-2]→(⑧ハッチ梯子⑦)→(⑦階段 A⑥)→[⑥-1]】	無	無	あり (堰高さ) 原子炉建屋地下3階 ※1
ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入)	1.2	ほう酸水注入系ポンプ起動 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B③)→[③-2]→(③階段 B⑤)→(⑤階段 I<連絡通路>階段 J⑤)→(⑤階段 J⑧)→[⑧-8]】 ほう酸水注入系ポンプ電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]】	無	あり 1,14	あり (堰高さ)
常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	1.3	逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-6]→[①-5]】	無	無	無
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	1.3	逃がし安全弁用の駆動源(電源)と逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-6]→[①-5]→(①階段 C⑥)→[⑥-5]→[⑥-2]→(⑥階段 C①)→[①-5]→[①-6]】	無	無	無
高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保(不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え)	1.3	逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-6]→[①-5]】	無	無	無
高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保(高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替え)	1.3	逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-6]→[①-5]】	無	無	無
インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応(中央制御室からの隔離操作を実施ができない場合の現場での隔離操作)	1.3	現場での隔離 【中央制御室→(④階段 M⑤)→各系統へ A 系→(⑤階段 A④)→(④(MS トンネル室)→⑤へ)→[⑤-4]】 B 系[⑤-5], C 系[⑤-2]	無	無	あり (堰高さ)
低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却(残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)注入配管使用)	1.4	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水の系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-8]】	無	あり 14	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。
※1 原子炉建屋地下 3 階の操作は内部溢水により通行不能な場合は，原子炉建屋地下 2 階のハッチを開放しアクセスする。

第 22 - 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 号炉) (2/10)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	1.4	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の系統構成 交流電源が確保されている場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B④)→[④-3]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-1]】 全交流電源が喪失で残留熱除去系 A 系使用の場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B④)→[④-3]→(④階段 B⑤)→(⑤階段 A④)→(④MS トンネル室⑤)→[⑤-4]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B⑤)→[⑤-1]→(⑤階段 A④)→(④MS トンネル室⑤)→[⑤-4]】 全交流電源が喪失で残留熱除去系B系使用の場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B⑤)→[⑤-1]→[⑤-2] 又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B④)→[④-3]→(④階段 B⑤)→[⑤-2]】	無	無	あり (堰高さ)
代替交流電源設備による残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧	1.4	残留熱除去系 A 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離(SA 時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A⑧)→[⑧-1]】 残留熱除去系 B 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離(SA 時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A⑧)→[⑧-3]】	無	無	あり (堰高さ) 原子炉建屋地下3階 ※2
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱(設計基準拡張)	1.4	残留熱除去系 A 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離(SA 時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A⑧)→[⑧-1]】 残留熱除去系 B 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離(SA 時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A⑧)→[⑧-3]】	無	無	あり (堰高さ) 原子炉建屋地下3階 ※2
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.5	格納容器圧力逃がし装置の減圧及び除熱 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]】	無	無	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。
※2 原子炉建屋地下 3 階の操作は内部溢水により通行不能な場合は対応不要。

第 22 - 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 号炉)(3/10)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
原子炉格納容器ベント弁駆動源確保(予備ボンベ)	1.5	原子炉格納容器ベント弁の駆動源確保 ウェットウェルベント弁の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-4]】 ドライウェルベント弁の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-4]】	無	無	無
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.5	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D③)→[③-7]】	無	あり 2	無
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	1.5	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]→(①階段 D④)→(④-5)】	無	無	無
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	1.5	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D③)→[③-7]→(③階段 D⑥)→[⑥-3]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D③)→[③-7]→(③階段 D④)→「④-5]】	無	あり 2	無
代替原子炉補機冷却系による除熱	1.5	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保(現場状況によっては省略可) 補機冷却水系 A 系使用の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→(⑥階段 D①)→[①-5]→(①階段 D⑥)→(⑥階段 P⑤)→(⑤階段 Q⑥)→ [⑥-8]→(⑥階段 Q⑤)→(⑤階段 P⑥)→(⑥階段 J⑧)→[⑧-6]→(⑧階段 J⑥)→(⑥階段 L④)→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A③)→(③階段 N②)→[②-1]→(②階段 N③)→[③-1]→(③階段 B④)→[④-2]→(④階段 B⑤)→[⑤-1]→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 A⑧)→[⑧-1]→[⑧-2]→[⑧-5]】 補機冷却水系 B 系使用の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-6]→(①階段 D⑥)→[⑥-9]→(⑥階段 J⑧)→[⑧-7]→(⑧階段 J⑥)→(⑥階段 L④)→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B③)→[③-1]→[③-3]→(③階段 B④)→[④-2]→(④階段 B⑤)→[⑤-1]→(⑤階段 B⑦)→[⑦-3]→(⑦階段 B⑧)→[⑧-3]→[⑧-4]】 【屋外→[⑤-22]】	無	あり 1,3,4,5 11,12	あり (堰高さ) 原子炉建屋地下3階 ※2

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。
※2 原子炉建屋地下 3 階の操作は内部溢水により通行不能な場合は対応不要。

第 22 - 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 号炉)(4/10)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	1.6	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-8]】	無	あり 12,13,14	無
代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却	1.6	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水系統構成 交流電源が確保されている場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B④)→[④-3]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-1]】 全交流電源が喪失しており D/W スプレイを実施する場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B④)→[④-3] →(④階段 B⑤)→[⑤-2]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B⑤)→[⑤-1]→[⑤-2]】 全交流電源が喪失しており S/P スプレイを実施する場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B④)→[④-3] →(④階段 B⑤)→[⑤-2]→(⑤階段 B⑥)→[⑥-24]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B⑤)→[⑤-1]→[⑤-2]→(⑤階段 B⑥)→[⑥-24]】	無	無	あり (堰高さ)
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]→(⑥階段 D④)→[④-5]】	無	無	無
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]】 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-5]】	無	無	無
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.7	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-8]】 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D③)→[③-5]→[③-6]→[③-9]】	無	あり 2,12,13,14	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。

第 22 - 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 号炉)(5/10)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱	1.7	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-5]→[①-6]→(①階段 D⑥)→[⑥-9]→(⑥階段 J⑧)→[⑧-7]】 【屋外→[⑤-22]】	無	あり 5,12	あり (堰高さ)
格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	1.8	格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-7]】 格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-8]】	無	あり 12,13,14	無
格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	1.8	格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-7]】 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-4]】	無	無	無
低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	1.8	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-8]】	無	あり 12,13,14	無
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	1.8	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-4]】	無	無	無
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	1.8	ほう酸水注入系電源受電 ほう酸水注入系 A 系の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]】 ほう酸水注入系 B 系の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】	無	無	無
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	1.9	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]→(⑥階段 D⑥)→[⑥-3]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3] →(⑥階段 D①)→[①-15]→(①階段 D④)→[④-5]】	無	無	無
耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	1.9	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D③)→[③-7]→[③-8]→(③階段 D⑥)→[⑥-3]】	無	あり 2	無
水素濃度及び酸素濃度の監視(格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の監視)	1.9	格納容器内雰囲気計装電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】	無	無	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。

第 22 - 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 号炉)(6/10)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(SFP 可搬式接続口を使用した場合)	1.11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-3]→(⑤階段 B①)→[①-1]→(①階段 B⑤)→[⑤-3]】	無	無	あり (堰高さ) ※3
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合)	1.11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-6]→(⑤階段 A①)→[①-2]→(①階段 A⑤)→[⑤-6]】	無	無	あり (堰高さ) ※3
漏えい抑制	1.11	使用済燃料プール冷却浄化系隔離 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B④)→[④-1]】	無	無	あり (堰高さ)
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(SFP 可搬式接続口を使用した場合)	1.11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-3]→(⑤階段 B①)→[①-1]→(①階段 B⑤)→[⑤-3]】	無	無	あり (堰高さ) ※3
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合)	1.11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-6]→(⑤階段 A①)→[①-2]→(①階段 A⑤)→[⑤-6]】	無	無	あり (堰高さ) ※3
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	1.11	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 C①)→[①-3]】	無	無	無
代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	1.11	燃料プール冷却浄化系 A 系の場合 燃料プール冷却浄化系電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]】 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B④)→[④-2]】 燃料プール冷却浄化系 B 系の場合 燃料プール冷却浄化系電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B④)→[④-2]】	無	無	あり (堰高さ)
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水	1.13	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の系統構成 【中央制御室→(④階段L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-4]】	無	無	無
海を水源とした原子炉格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却)	1.13	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却の系統構成 【中央制御室→(④階段L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-4]】	無	無	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。
※3 原子炉建屋 4 階の水位は一時的に約 100cm となるため水位低下後(20cm 以下)に対応する。

第 22 - 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 号炉)(7/10)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
海を水源とした原子炉格納容器下部への注水(格納容器下部注水系(可搬型)による注水)	1.13	格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水系統構成 【中央制御室→(④階段L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-4]】	無	無	無
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した注水(SFP 可搬式接続口を使用した場合))	1.13	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-3]→(⑤階段 B①)→[①-1]→(①階段 B⑤)→[⑤-3]】	無	無	あり (堰高さ) ※3
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した注水(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))	1.13	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-6]→(⑤階段 A①)→[①-2]→(①階段 A⑤)→[⑤-6]】	無	無	あり (堰高さ) ※3
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイ(SFP 可搬式接続口を使用した場合))	1.13	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-3]→(⑤階段 B①)→[①-1]→(①階段 B⑤)→[⑤-3]】	無	無	あり (堰高さ) ※3
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイ(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))	1.13	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-6]→(⑤階段 A①)→[①-2]→(①階段 A⑤)→[⑤-6]】	無	無	あり (堰高さ) ※3
常設代替交流電源設備による給電(M/C D 系受電)	1.14	常設代替交流電源設備による M/C D 系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】	無	無	無
常設代替交流電源設備による給電(M/C C 系受電)	1.14	常設代替交流電源設備による M/C C 系及び M/C D 系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]→[⑥-2]】	無	無	無
可搬型代替交流電源設備による給電(P/C C 系動力変圧器の一次側に接続し, P/C C 系及び P/C D 系を受電する場合)	1.14	可搬型代替交流電源設備による P/C C 系及び P/C D 系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-28]→[⑥-7]→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 J④)→[④-6]→(④階段J⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→[⑥-2]】 【屋外→[⑤-25]→[⑤-26]→(⑤階段 C⑥)→[⑥-34]→[⑥-35]】 【屋外→[⑤-27]→(⑤階段 D⑥)→[⑥-35]】	無	無	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。
※3 原子炉建屋 4 階の水位は一時的に約 100cm となるため水位低下後(20cm 以下)に対応する。

第 22 - 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 号炉)(8/10)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
可搬型代替交流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置に接続し，P/C C 系及び P/C D 系を受電する場合)	1.14	可搬型代替交流電源設備による P/C C 系及び P/C D 系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-28]→[⑥-7]→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 J④)→[④-6]→(④階段J⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→[⑥-2]】 【屋外→[⑤-25]→(⑤階段 C⑥)→[⑥-38]】	無	無	無
電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用し，M/C C 系又は M/C D 系を受電する場合)	1.14	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-17]→[④-16]】	無	無	無
電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用し，M/C C 系又は M/C D 系を受電する場合)	1.14	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-17]→[④-16]】	無	無	無
所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への受電切替え)	1.14	直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への受電切替え 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-7]】	無	無	無
所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への受電切替え)	1.14	直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への受電切替え 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 C①)→[①-4]→(①階段 C⑥)→[⑥-2]→[⑥-7]】	無	無	無
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流 125V 充電器盤 A の受電)	1.14	直流 125V 充電器盤 A 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-7]】	無	無	無
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流 125V 充電器盤 B の受電)	1.14	直流 125V 充電器盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]→[⑥-6]】	無	無	無
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流 125V 充電器盤 A-2 の受電)	1.14	直流 125V 充電器盤 A-2 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-7]】	無	無	無
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	1.14	所内蓄電式直流電源設備による給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D⑤)→[⑤-7]→(⑤階段 D⑥)→[⑥-2]→(⑥階段 C①)→[①-4]】	無	無	無
中央制御室監視計器 C 系及び D 系の復旧	1.14	AM 用直流 125V 充電器盤受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]】	無	無	無
可搬型直流電源設備による給電(荒浜側緊急用 M/C 経由による AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	1.14	可搬型直流電源設備による AM 用直流 125V 充電器盤の受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-7]→[①-4]】	無	無	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。

第 22 - 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 号炉)(9/10)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
可搬型直流電源設備による給電(AM 用動力変圧器への接続による AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	1.14	可搬型直流電源設備による AM 用直流 125V 充電器盤の受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-7]→[①-4]】 【屋外→[⑤-27]→(⑤階段 D①)→[①-17] →[①-4]】	無	無	無
可搬型直流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置への接続による AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	1.14	可搬型直流電源設備による AM 用直流 125V 充電器盤の受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-7]→[①-4]】 【屋外→[⑤-25]→(⑤階段 C⑥)→[⑥-38]】	無	無	無
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電)	1.14	AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-7]→[⑥-2]】	無	無	無
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(常設代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電)	1.14	常設代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-3]→[⑥-6]】	無	無	無
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	1.14	可搬型直流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-3]→[⑥-6]】 【屋外→[⑤-25]→(⑤階段 C⑥)→[⑥-38]】	無	無	無
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(号炉間電力融通ケーブル(常設)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	1.14	号炉間電力融通ケーブル電力融通による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-3]→[⑥-6]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-17]→[④-16]】	無	無	無
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	1.14	号炉間電力融通ケーブル電力融通による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-3]→[⑥-6]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-17]→[④-16]】	無	無	無
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(P/C C 系動力変圧器の一次側に接続)による直流 125V 主母線盤 B 受電受電)	1.14	可搬型直流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-3]→[⑥-6]】 【屋外→[⑤-25]→[⑤-26]→(⑤階段 C⑥)→[⑥-34]→[⑥-35]】 【屋外→[⑤-27]→(⑤階段 D⑥)→[⑥-35]】	無	無	無
常設代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電	1.14	常設代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 J④)→[④-6]→(④階段 J⑥)→(⑥階段 D①)→[①-7]→(①階段 C③)→[③-5]→[③-6]】	無	あり 2	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。

第 22 - 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 号炉)(10/10)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
号炉間電力融通ケーブル(常設)による AM 用 MCC への給電	1.14	号炉間電力融通ケーブル電力融通による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-7]→(①階段 C③)→[③-5]→[③-6]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-17]→[④-16]】	無	あり 2	無
号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による AM 用 MCC への給電	1.14	号炉間電力融通ケーブル電力融通による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-7]→(①階段 C③)→[③-5]→[③-6]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-17]→[④-16]】	無	あり 2	無
可搬型代替交流電源設備(AM用動力変圧器に接続)による AM 用 MCC への給電	1.14	可搬型代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 J④)→[④-6]→(④階段J⑥)→(⑥階段D①)→[①-7]→(①階段 C③)→[③-5]→[③-6]】 【屋外→[⑤-27]→(⑤階段 D①)→[①-17]→[①-4]】	無	あり 2	無
可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による AM 用 MCC への給電	1.14	可搬型代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 J④)→[④-6]→(④階段J⑥)→(⑥階段D①)→[①-7]→(①階段 C③)→[③-5]→[③-6]】 【屋外→[⑤-25]→(⑤階段 C⑥)→[⑥-38]】	無	あり 2	無
非常用直流電源設備による給電(設計基準拡張)(不要な負荷の切離し操作)	1.14	非常用直流電源設備の不要な負荷切離し操作 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-27]→[⑥-28]】	無	無	無
計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段(可搬型計測器(現場)による計測)	1.15	可搬型計測器(現場)による計測 多重伝送盤 DIV-Ⅰの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]】 多重伝送盤 DIV-Ⅱの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】 多重伝送盤 DIV-Ⅲの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-25]】 中央制御室外原子炉停止制御盤の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-26]】 多重伝送現場盤 DIV-Ⅲの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 W⑦)→(⑦階段 X⑧)】	無	あり 5	無
中央制御室換気空調系設備の運転手順等(中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順)	1.16	中央制御室可搬型陽圧化空調機起動 【中央制御室→(④階段 J⑤)→(⑤階段 J<連絡通路>階段 I⑤)→[⑤-9]】	無	無	無
中央制御室換気空調系設備の運転手順等(全交流動力電源が喪失した場合の隔離弁現場閉操作)	1.16	中央制御室可搬型陽圧化空調機起動 【中央制御室→[④-6]→(④階段 J⑤)→(⑤階段 J<連絡通路>階段 I⑤)→[⑤-9]】	無	無	無
中央制御室待避室の準備手順(中央制御室待避室陽圧化装置による加圧準備操作)	1.16	中央制御室待避室の準備 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-8]→[⑤-10]】	無	無	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。

第 22 - 2 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 号炉)(1/11)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	1.2	高圧代替注水ポンプ現場起動 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑥)→[⑥-11]→[⑥-10]→(⑥階段 E⑤)→[⑤-18]】	無	無	あり (堰高さ)
原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	1.2	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦ハッチ開放]→(⑦ハッチ梯子⑧)→[⑧-10]→(⑧ハッチ梯子⑦)→(⑦階段 E⑥)→[⑥-10]→(⑥階段 E⑦)→(⑦ハッチ梯子⑧)→[⑧-10]→(⑧ハッチ梯子⑦)→(⑦階段 E⑥)→[⑥-10]】	無	無	あり (堰高さ) 原子炉建屋地下3階 ※1
ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入)	1.2	ほう酸水注入系ポンプ起動 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 F③)→[③-11]→(③階段 F⑤)→(⑤階段 I<連絡通路>階段 J⑤)→(⑤階段 J⑧)→[⑧-16]】 ほう酸水注入系ポンプ電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]】	無	あり 12,13,14	あり (堰高さ)
常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	1.3	逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑥)→[⑥-12]】 逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G①)→[①-11]→[①-12]】	無	無	あり (堰高さ)
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	1.3	逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑥)→[⑥-12]】 逃がし安全弁用の駆動源(電源)と逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G①)→[①-11]→[①-12]→(①階段 H⑥)→[⑥-17]→[⑥-13]→(⑥階段 G①)→[①-11]→[①-12]】	無	無	あり (堰高さ)
高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保(不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え)	1.3	逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑥)→[⑥-12]】 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G①)→[①-11]→[①-12]】	無	無	あり (堰高さ)
高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保(高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替え)	1.3	逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G①)→[①-11]→[①-12]】	無	無	無
インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応(中央制御室からの隔離操作を実施ができない場合の現場での隔離操作)	1.3	現場での隔離 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-12]→[⑤-14]→(⑤階段 E④)→各系統へ A 系→(④(MS トンネル室⑤)→[⑤-17] B 系[⑤-12], C 系[⑤-14]】	無	無	あり (堰高さ)

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。

※1 原子炉建屋地下 3 階の操作は内部溢水により通行不能な場合は，原子炉建屋地下 2 階のハッチを開放しアクセスする。

第 22 - 2 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 号炉)(2/11)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
低圧代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却(残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)注入配管使用)	1.4	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水の系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-16]】	無	あり 12,13,14	無
低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	1.4	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の系統構成 交流電源が確保されている場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E④)→[④-8]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-15]】 全交流電源が喪失で残留熱除去系 A 系使用の場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E④)→[④-8] →(④MS トンネル室⑤)→[⑤-17]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E⑤)→[⑤-15]→(⑤階段 E④)→(④MS トンネル室⑤)→[⑤-17]】 全交流電源が喪失で残留熱除去系B系使用の場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E④)→[④-8]→(④階段 E⑤)→[⑤-15]→[⑤-14]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E⑤)→[⑤-15]→[⑤-14]】	無	無	あり (堰高さ)
代替交流電源設備による残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧	1.4	残留熱除去系 A 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離 (重大事故時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑧)→[⑧-9]】 残留熱除去系 B 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離 (重大事故時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑧)→[⑧-11]】	無	無	あり (堰高さ) 原子炉建屋地下3階 ※2
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱(設計基準拡張)	1.4	残留熱除去系 A 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離 (重大事故時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑧)→[⑧-9]】 残留熱除去系 B 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離 (重大事故時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑧)→[⑧-11]】	無	無	あり (堰高さ) 原子炉建屋地下3階 ※2

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。
※2 原子炉建屋地下 3 階の操作は内部溢水により通行不能な場合は対応不要。

第 22 - 2 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 号炉)(3/11)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.5	格納容器圧力逃がし装置の減圧及び除熱 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]】	無	無	無
原子炉格納容器ベント弁駆動源確保(予備ボンベ)	1.5	原子炉格納容器ベント弁の駆動源確保 ウェットウェルベント弁の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-16]】 ドライウェルベント弁の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H④)→[④-11]】	無	無	無
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.5	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H③)→[③-14]】	無	あり 8	無
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	1.5	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H⑥)→[⑥-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H④)→[④-12]】	無	無	無
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	1.5	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H②)→[②-4]→[②-3]→(②階段 H⑥)→[⑥-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H②)→[②-4]→[②-3]→(②階段 H④)→[④-12]】	無	あり 7	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。

第 22 - 2 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 号炉)(4/11)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
代替原子炉補機冷却系による除熱	1.5	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保(現場状況によっては省略可) 補機冷却海水系 A 系使用の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-20]→[⑥-21]→(⑥階段 J⑧)→[⑧-14]→(⑧階段 J⑥)→(⑥階段 L④)→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E③)→(③階段 V②)→[②-5]→(②階段 V③)→[③-10]→(③階段 E④)→[④-7]→[④-9]→(④階段 E⑤)→[⑤-11]→[⑤-13]→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E⑧)→[⑧-9]→[⑧-10]→[⑧-13]】 補機冷却海水系 B 系使用の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]→(⑥階段 T⑤)→(⑤階段 U⑥)→[⑥-22]→[⑥-23]→(⑥階段 U⑤)→(⑤階段 T⑥)→(⑥階段 J⑧)→[⑧-15]→(⑧階段 J⑥)→(⑥階段 L④)→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E③)→(③階段 O②)→[②-2]→(②階段 O③)→[③-10]→(③階段 F④)→[④-9]→(④階段 F⑤)→[⑤-13]→(⑤階段 F⑦)→[⑦-5]→(⑦階段 F⑧)→[⑧-11]→[⑧-12]】 【屋外→[⑤-23]→[⑤-24]】	無	あり 9,10,13	あり (堰高さ) 原子炉建屋地下3階 ※2
代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却	1.6	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器スプレイ系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-16]】	無	あり 12,13,14	無
代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却	1.6	交流電源が確保されている場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E④)→[④-8]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-15]】 全交流電源が喪失しており D/W スプレイを実施する場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E④)→[④-8]→(④階段 E⑤)→[⑤-14]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E⑤)→[⑤-15]→[⑤-14]】 全交流電源が喪失しており S/P スプレイを実施する場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E④)→[④-8]→(④階段 E⑤)→[⑤-14]→(⑤階段 F⑥)→[⑥-29]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E⑤)→[⑤-15]→[⑤-14]→(⑤階段 F⑥)→[⑥-29]】	無	無	あり (堰高さ)

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。
※2 原子炉建屋地下 3 階の操作は内部溢水により通行不能な場合は対応不要。

第 22 - 2 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 号炉)(5/11)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H⑥)→[⑥-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H④)→[④-12]】	無	無	無
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	1.7	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E①)→[①-8]→(①階段 E③)→[③-10]】 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H②)→[②-3]→[②-4]→(②階段 H⑥)→[⑥-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H②)→[②-3]→[②-4]→(②階段 H④)→[④-12]】	無	あり 7	あり (堰高さ) ※3
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	1.7	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-16]】 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G③)→[③-15]→[③-16]→[③-17]】	無	あり 8,12,13, 14	無
代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱	1.7	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]→(⑥階段 T⑤)→(⑤階段 U⑥)→[⑥-22]→[⑥-23]→(⑥階段 U⑤)→(⑤階段 T⑥)→(⑥階段 J⑧)→[⑧-15]】 【屋外→[⑤-23]→[⑤-24]】	無	あり 9,10,13	あり (堰高さ)
格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水	1.8	格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-18]】 格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-16]】	無	あり 12,13,14	無
格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	1.8	格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-18]】 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G④)→[④-15]】	無	無	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。
※3 原子炉建屋 4 階の水位は一時的に約 100cm となるため水位低下後(20cm 以下)に対応する。

第 22 - 2 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 号炉)(6/11)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	1.8	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-16]】	無	あり 12,13,14	無
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	1.8	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G④)→[④-15]】	無	無	無
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	1.8	ほう酸水注入系電源受電 ほう酸水注入系A系の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]】 ほう酸水注入系B系の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]】	無	無	無
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	1.9	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H⑥)→[⑥-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H④)→[④-12]】	無	無	無
耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	1.9	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H③)→[③-14]→(③階段 H②)→[②-4]→[②-3]→(②階段 H⑥)→[⑥-15]】	無	あり 7,8	無
水素濃度及び酸素濃度の監視(格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の監視)	1.9	格納容器内雰囲気計装電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]】	無	無	無
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(SFP 可搬式接続口を使用した場合)	1.11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-16]→(⑤階段 F①)→[①-9]→(①階段 F⑤)→[⑤-16]】	無	無	あり (堰高さ) ※3
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合)	1.11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-19]→(⑤階段 E①)→[①-10]→(①階段 E⑤)→[⑤-19]】	無	無	あり (堰高さ) ※3
漏えい抑制	1.11	使用済燃料プール冷却浄化系隔離 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E④)→[④-10]】	無	無	あり (堰高さ)
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(SFP 可搬式接続口を使用した場合)	1.11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-16]→(⑤階段 F①)→[①-9]→(①階段 F⑤)→[⑤-16]】	無	無	あり (堰高さ) ※3

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。
※3 原子炉建屋 4 階の水位は一時的に約 100cm となるため水位低下後(20cm 以下)に対応する。

第 22 - 2 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 号炉)(7/11)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合)	1.11	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-19]→(⑤階段 E①)→[①-10]→(①階段 E⑤)→[⑤-19]】	無	無	あり (堰高さ) ※3
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	1.11	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G①)→[①-14]】	無	無	無
代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	1.11	燃料プール冷却浄化系A系使用の場合 燃料プール冷却浄化系電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]】 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 F④)→[④-9]】 燃料プール冷却浄化系B系使用の場合 燃料プール冷却浄化系電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]】 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 F④)→[④-9]】	無	無	あり (堰高さ)
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水	1.13	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G④)→[④-15]】	無	無	無
海を水源とした原子炉格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却)	1.13	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却の系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G④)→[④-15]】	無	無	無
海を水源とした原子炉格納容器下部への注水(格納容器下部注水系(可搬型)による注水)	1.13	格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G④)→[④-15]】	無	無	無
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した注水(SFP 可搬式接続口使用の場合))	1.13	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-16]→(⑤階段 F①)→[①-9]→(①階段 F⑤)→[⑤-16]】	無	無	あり (堰高さ) ※3
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した注水(原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合))	1.13	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-19]→(⑤階段 E①)→[①-10]→(①階段 E⑤)→[⑤-19]】	無	無	あり (堰高さ) ※3

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。
※3 原子炉建屋 4 階の水位は一時的に約 100cm となるため水位低下後(20cm 以下)に対応する。

第 22 - 2 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 号炉)(8/11)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイ(SFP 可搬式接続口使用の場合))	1.13	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-16]→(⑤階段 F①)→[①-9]→(①階段 F⑤)→[⑤-16]】	無	無	あり(堰高さ)※3
海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイ(原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合))	1.13	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-19]→(⑤階段 E①)→[①-10]→(①階段 E⑤)→[⑤-19]】	無	無	あり(堰高さ)※3
常設代替交流電源設備による給電(M/C D 系受電)	1.14	常設代替交流電源設備による M/C D 系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]】	無	無	無
常設代替交流電源設備による給電(M/C C 系受電)	1.14	常設代替交流電源設備による M/C C 系及び M/C D 系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]→[⑥-13]】	無	無	無
可搬型代替交流電源設備による給電(P/C C 系動力変圧器の一次側に接続し, P/C C 系及び P/C D 系を受電する場合)	1.14	可搬型代替交流電源設備による P/C C 系及び P/C D 系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-18]→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 J④)→[④-13]→(④階段 J⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→[⑥-13]】 【屋外→[⑤-28]→[⑤-29]→(⑤階段 G⑥)→[⑥-36]→[⑥-37]】 【屋外→[⑤-30]→(⑤階段 H⑥)→[⑥-37]】	無	無	無
可搬型代替交流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置に接続し, P/C C 系及び P/C D 系を受電する場合)	1.14	可搬型代替交流電源設備による P/C C 系及び P/C D 系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-18]→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 J④)→[④-13]→(④階段 J⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→[⑥-13]】 【屋外→[⑤-28]→(⑤階段 G④)→[④-18]】	無	無	無
電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用し, M/C C 系又は M/C D 系を受電する場合)	1.14	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-16]→[④-17]】	無	無	無
電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用し, M/C C 系又は M/C D 系を受電する場合)	1.14	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-16]→[④-17]】	無	無	無
所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への受電切替え)	1.14	直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への受電切替え 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-18]】	無	無	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。
※3 原子炉建屋 4 階の水位は一時的に約 100cm となるため水位低下後(20cm 以下)に対応する。

第 22 - 2 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 号炉)(9/11)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への受電切替え)	1.14	直流125V蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池への受電切替え 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G①)→[①-14]→(①階段 G⑥)→[⑥-18]】	無	無	無
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流 125V 充電器盤Aの受電)	1.14	直流 125V 充電器盤 A 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-18]】	無	無	無
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流 125V 充電器盤Bの受電)	1.14	直流 125V 充電器盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]→[⑥-19]】	無	無	無
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流 125V 充電器盤 A-2 の受電)	1.14	直流 125V 充電器盤 A-2 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-18]】	無	無	無
代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	1.14	所内蓄電式直流電源設備による給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G⑤)→[⑤-20]→(⑤階段 G⑥)→[⑥-13]→(⑥階段 G①)→[①-14]】	無	無	無
中央制御室監視計器 C 系及び D 系の復旧	1.14	AM 用直流 125V 充電器盤受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]】	無	無	無
可搬型直流電源設備による給電(荒浜側緊急用 M/C 経由による AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	1.14	可搬型直流電源設備による AM 用直流 125V 充電器盤の受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→(③階段 H①)→[①-14]】	無	無	無
可搬型直流電源設備による給電(AM 用動力変圧器への接続による AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	1.14	可搬型直流電源設備による AM 用直流 125V 充電器盤の受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→(③階段 H①)→[①-14]】 【屋外→[⑤-30]→(⑤階段 H③)→[③-18]→[③-13]】	無	無	無
可搬型直流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置への接続による AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	1.14	可搬型直流電源設備による AM 用直流 125V 充電器盤の受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→(③階段 H①)→[①-14]】 【屋外→[⑤-28]→(⑤階段 G④)→[④-18]】	無	あり ※8	無
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電)	1.14	AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-18】	無	無	無
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(常設代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電)	1.14	常設代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-14]→[⑥-19]】	無	無	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。

第 22 - 2 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 号炉)(10/11)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	1.14	可搬型直流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-14]→[⑥-19]】 【屋外→[⑤-28]→(⑤階段 G④)→[④-18]】	無	無	無
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(号炉間電力融通ケーブル(常設)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	1.14	号炉間電力融通ケーブル電力融通による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-14]→[⑥-19]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-16]→[④-17]】	無	無	無
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	1.14	号炉間電力融通ケーブル電力融通による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-14]→[⑥-19]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-16]→[④-17]】	無	無	無
常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(P/C C 系動力変圧器の一次側に接続)による直流 125V 主母線盤 B 受電受電)	1.14	可搬型直流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-14]→[⑥-19]】 【屋外→[⑤-28]→[⑤-29]→(⑤階段 G⑥)→[⑥-36]→[⑥-37]】 【屋外→[⑤-30]→(⑤階段 H⑥)→[⑥-37]】	無	無	無
常設代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電	1.14	常設代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 J④)→[④-13]→(④階段 J⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→[③-16]】	無	あり 8	無
号炉間電力融通ケーブル(常設)による AM 用 MCC への給電	1.14	号炉間電力融通ケーブル電力融通による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→[③-16]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-16]→[④-17]】	無	あり 8	無
号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による AM 用 MCC への給電	1.14	号炉間電力融通ケーブル電力融通による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→[③-16]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-16]→[④-17]】	無	あり 8	無
可搬型代替交流電源設備(AM 用動力変圧器に接続)による AM 用 MCC への給電	1.14	可搬型代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 J④)→[④-13]→(④階段 J⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→[③-16]】 【屋外→[⑤-30]→(⑤階段 H③)→[③-18]→[③-13]】	無	あり 8	無

※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。

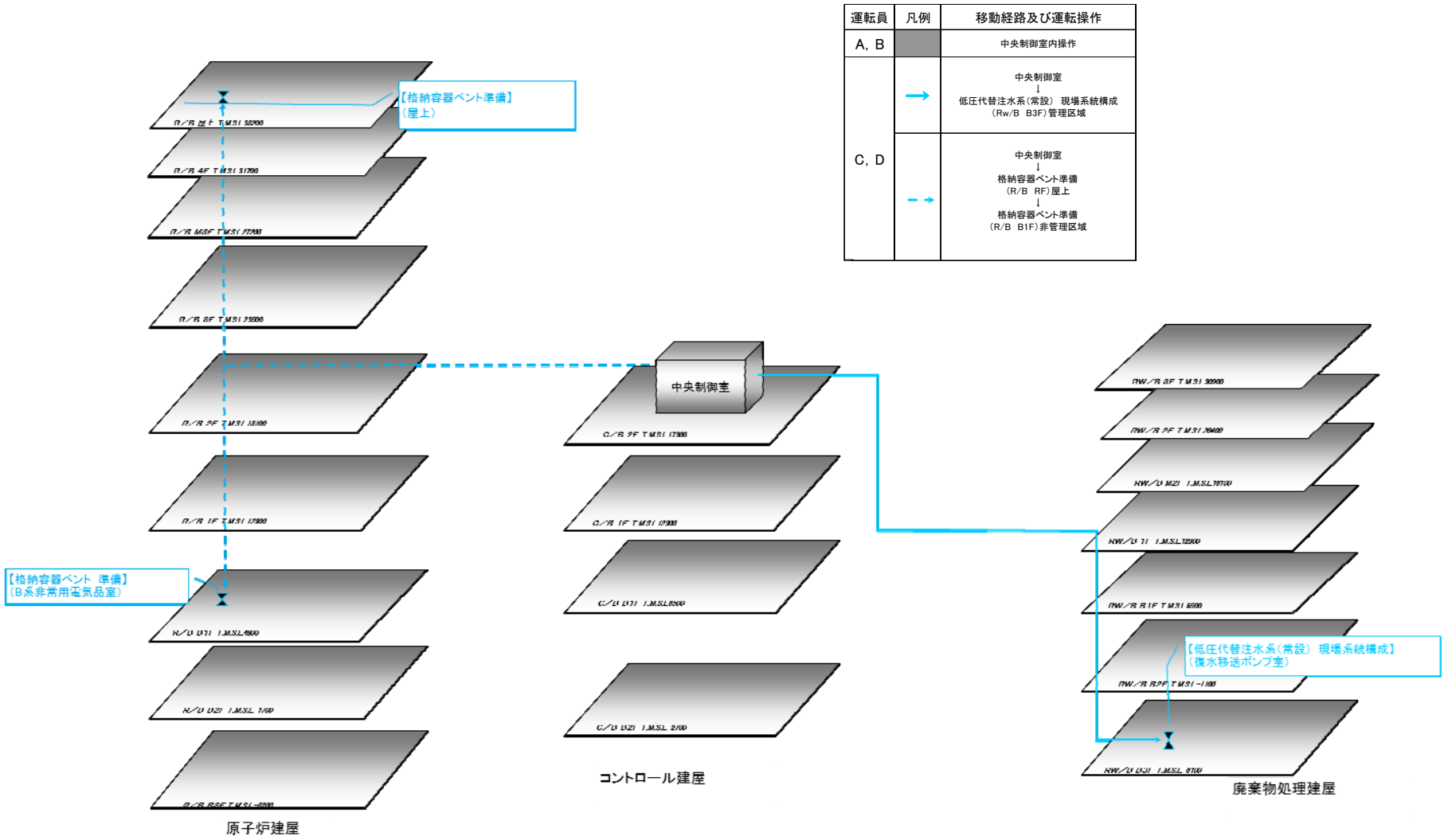
第 22 - 2 表　技術的能力における対応手段で期待する屋内現場操作一覧(7 号炉)(11/11)

対応手段	該当条文	屋内現場操作	資機材の倒壊による影響	火災源の有無	溢水源の有無
可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による AM 用 MCC への給電	1.14	可搬型代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 J④)→[④-13]z→(④階段 J⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→[③-16]】 【屋外→[⑤-28]→(⑤階段 G④)→[④-18]】	無	あり ※	無
非常用直流電源設備による給電(設計基準拡張)(不要な負荷の切離し操作)	1.14	非常用直流電源設備の不要な負荷切離し操作 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-32]→[⑥-33]】	無	無	無
計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段(可搬型計測器(現場)による計測)	1.15	可搬型計測器(現場)による計測 多重伝送盤 DIV-Ⅰの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]】 多重伝送盤 DIV-Ⅱの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]】 多重伝送盤 DIV-Ⅲの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-30]】 中央制御室外原子炉停止時制御盤の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-31]】	無	無	無
中央制御室換気空調系設備の運転手順等(中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順)	1.16	中央制御室可搬型陽圧化空調機起動 【中央制御室→(④階段 J⑤)→[⑤-21]】	無	無	無
中央制御室換気空調系設備の運転手順等(全交流動力電源が喪失した場合の隔離弁現場閉操作)	1.16	中央制御室可搬型陽圧化空調機起動 【中央制御室→[④-13]→(④階段 J⑤)→[⑤-21]】	無	無	無
中央制御室待避室の準備手順(中央制御室待避室陽圧化装置による加圧準備操作)	1.16	中央制御室待避室の準備 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-8]→[⑤-10]】	無	無	あり (堰高さ)

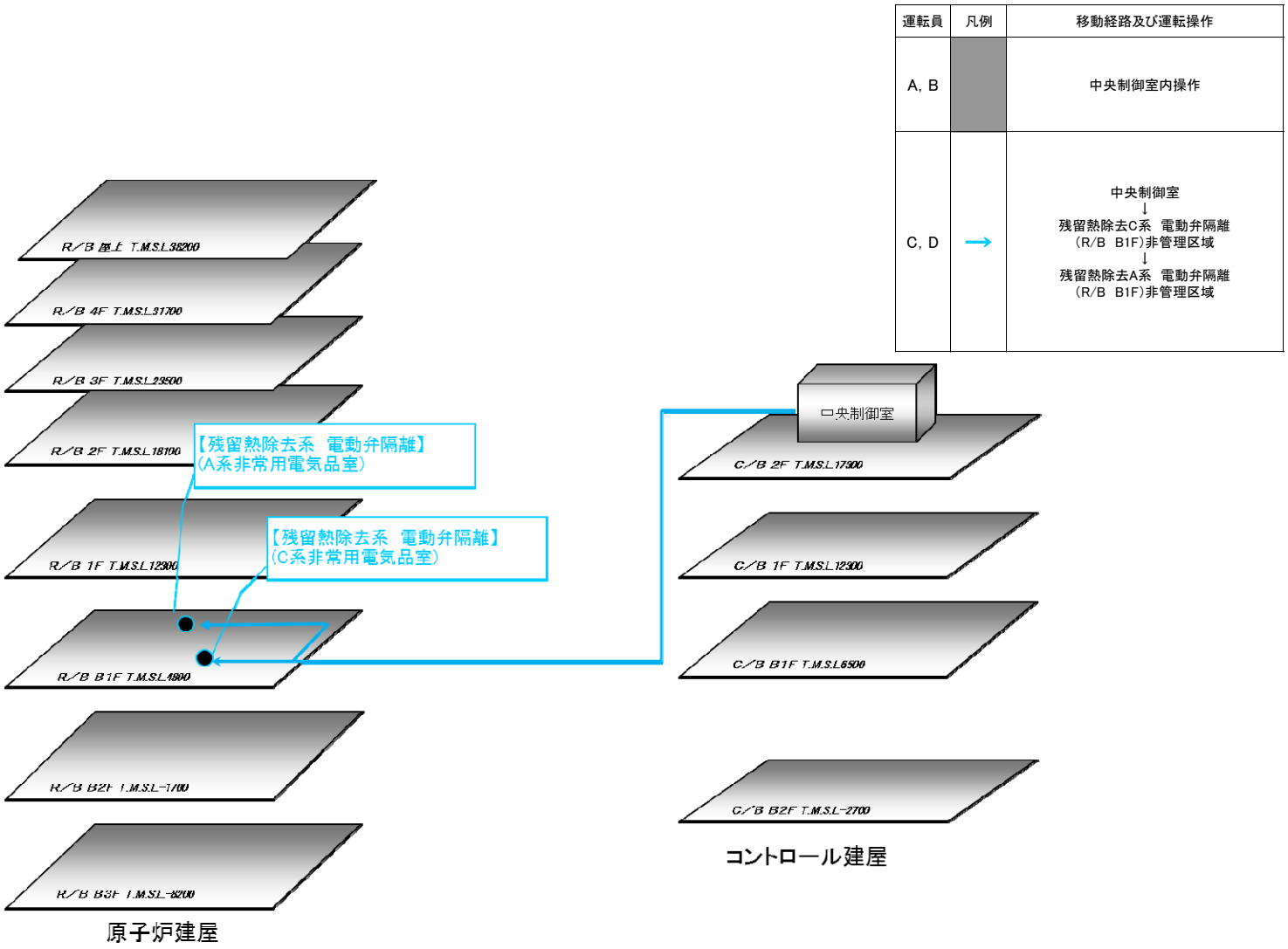
※　屋内現場操作については別紙 17，火災源については別紙 21，溢水源については別紙 22 参照。

第 23 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

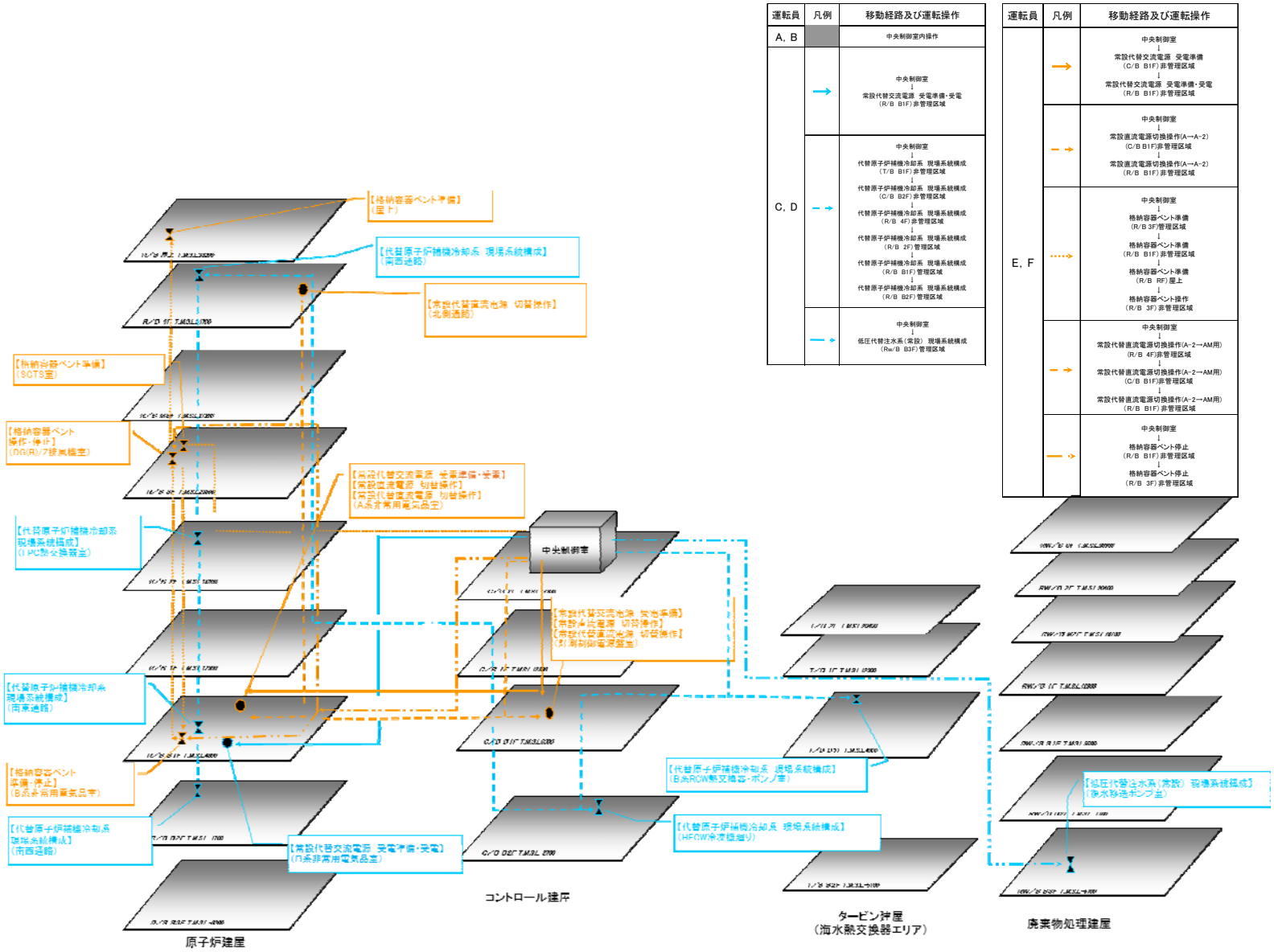
	「重大事故等対策の有効性評価」事故シーケンス	図面作成表	図番号
1	高圧・低圧注水機能喪失	○	29-1
2	高圧注水・減圧機能喪失	○	29-2
3	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）	○	29-3,4
4	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋RCIC 失敗	3 番で包括	-
5	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋直流電源喪失	3 番で包括	-
6	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋SRV 再閉失敗	○	29-5,6
7	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	○	29-7,8
8	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	1 番で包括	-
9	原子炉停止機能喪失	現場操作なし	-
10	LOCA 時注水機能喪失	1 番で包括	-
11	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	○	29-9
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）	○	29-10,11
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）	○	29-12
14	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	12 番で包括	-
15	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	12 番で包括	-
16	水素燃焼	12 番で包括	-
17	溶融炉心・コンクリート相互作用	12 番で包括	-
18	想定事故 1	現場操作なし	-
19	想定事故 2	○	29-13
20	崩壊熱除去機能喪失（停止時）	2 番で包括	-
21	全交流動力電源喪失（停止時）	3 番で包括	-
22	原子炉冷却材の流出（停止時）	2 番で包括	-
23	反応度の誤投入（停止時）	現場操作なし	-



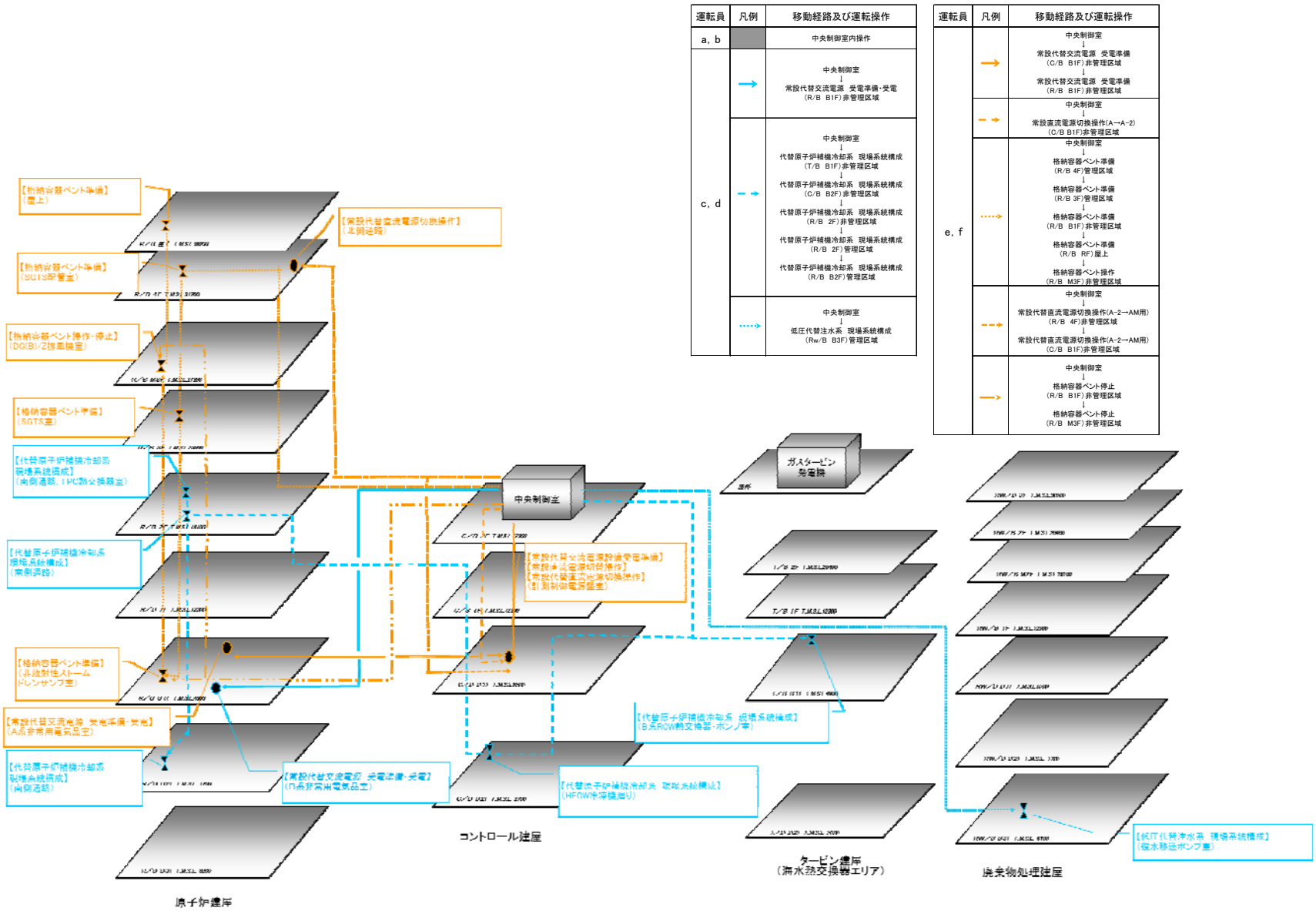
第 29 - 1 図　事故対象シーケンス：高圧・低圧注水機能喪失



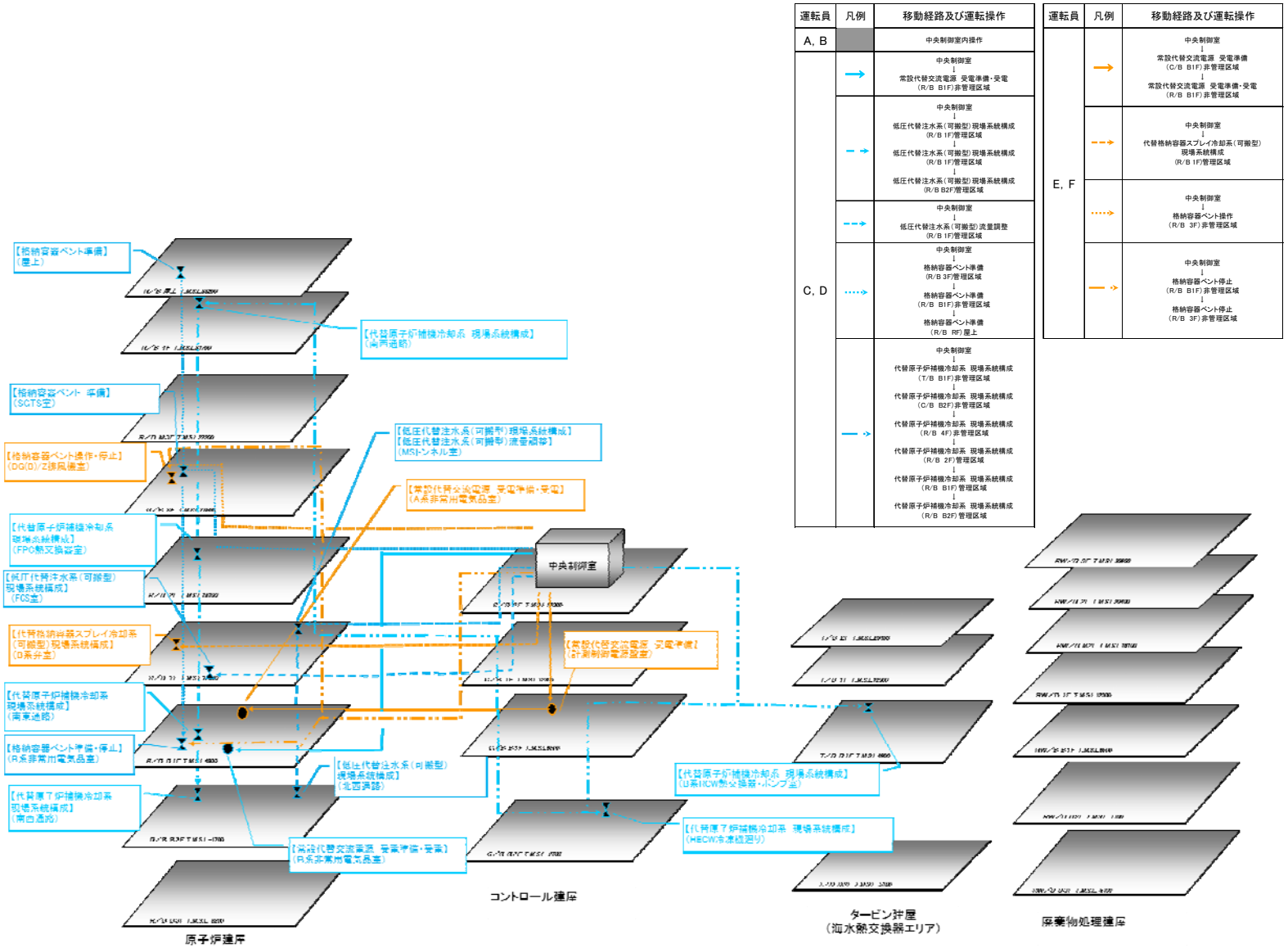
第 29 - 2 図　事故対象シーケンス：高圧注水・減圧機能喪失



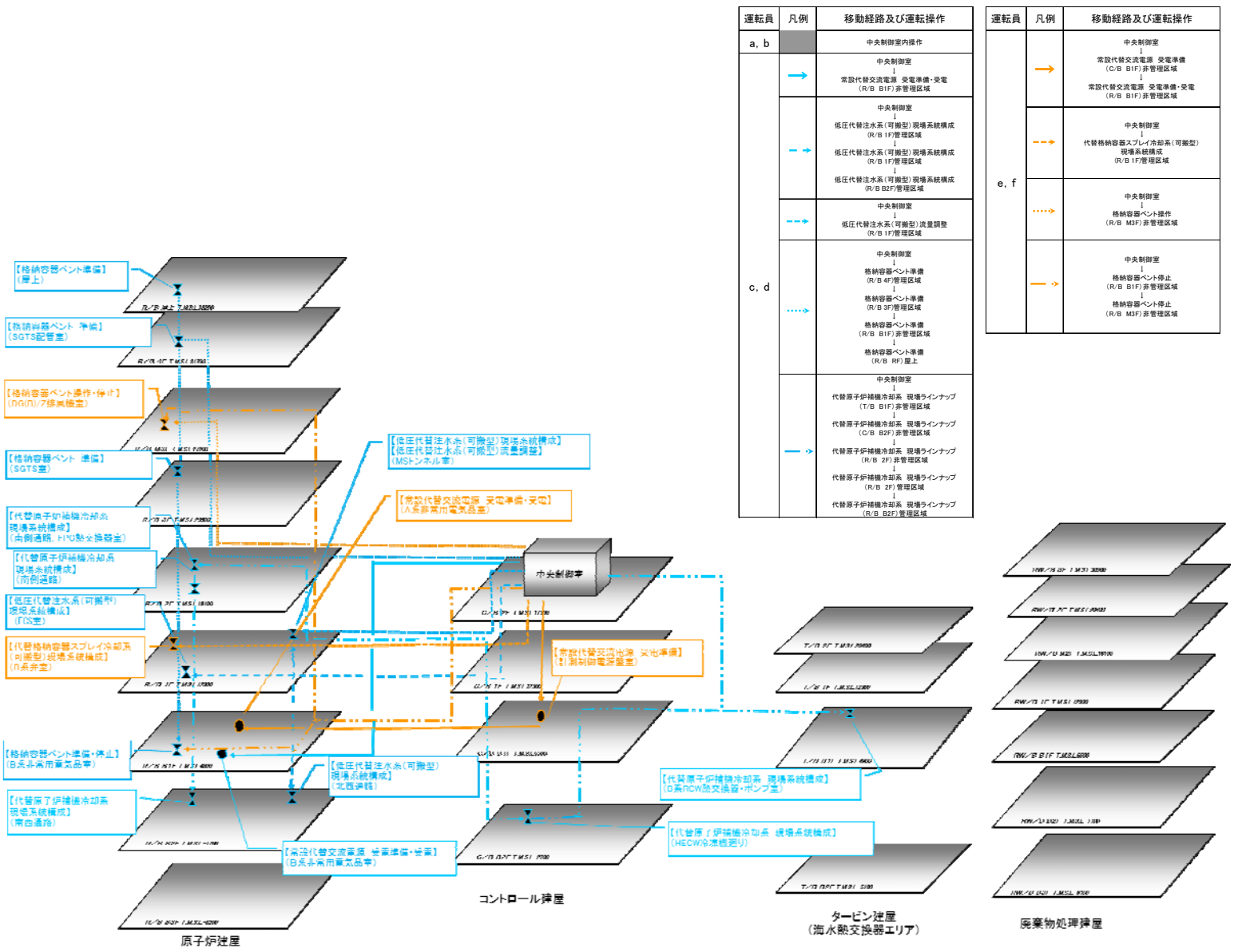
第 29 - 3 図　事故対象シーケンス：全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）（6 号炉）



第 29 - 4 図　事故対象シーケンス：全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）（7 号炉）



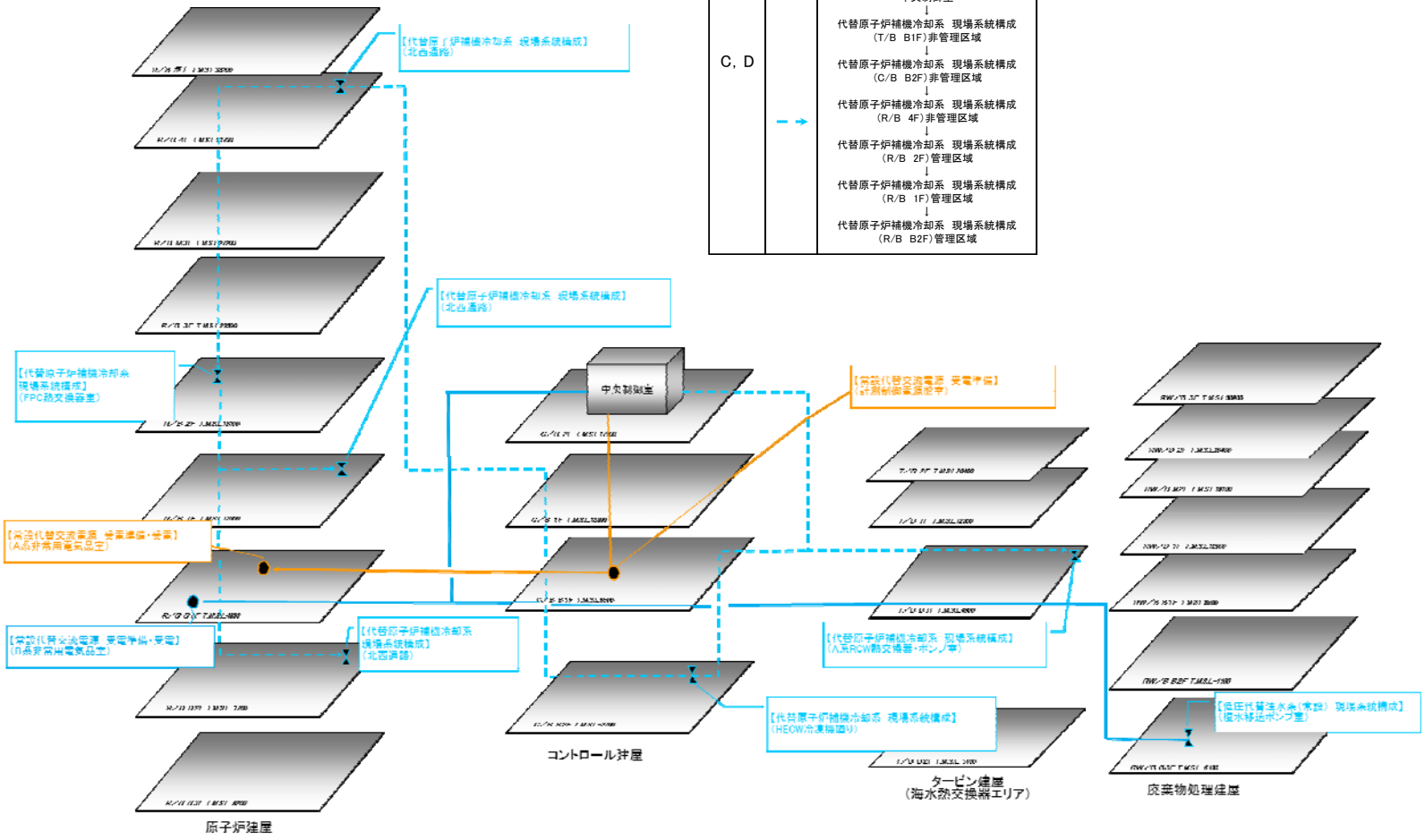
第 29 - 5 図　事故対象シーケンス：全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋SRV 再閉失敗(6 号炉)



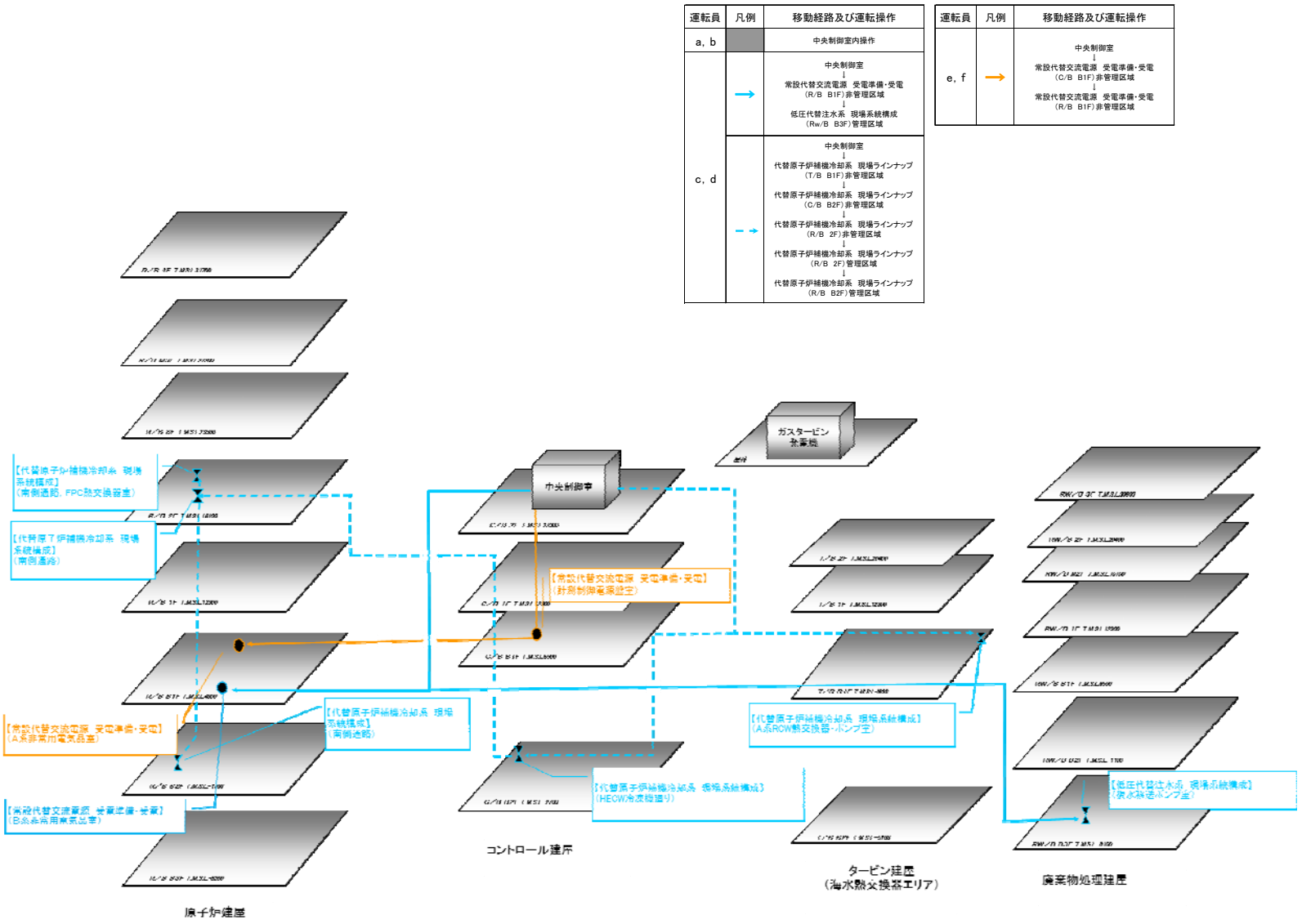
第 29 - 6 図　事故対象シーケンス：全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋SRV 再閉失敗(7 号炉)

運転員	凡例	移動経路及び運転操作
A，B		中央制御室内操作
C，D	→	中央制御室 ↓ 常設代替交流電源　受電準備・受電 （R/B　B1F）非管理区域 ↓ 低圧代替注水系（常設）　現場系統構成 （Rw/B　B3F）管理区域
	--→	中央制御室 ↓ 代替原子炉補機冷却系　現場系統構成 （T/B　B1F）非管理区域 ↓ 代替原子炉補機冷却系　現場系統構成 （C/B　B2F）非管理区域 ↓ 代替原子炉補機冷却系　現場系統構成 （R/B　4F）非管理区域 ↓ 代替原子炉補機冷却系　現場系統構成 （R/B　2F）管理区域 ↓ 代替原子炉補機冷却系　現場系統構成 （R/B　1F）管理区域 ↓ 代替原子炉補機冷却系　現場系統構成 （R/B　B2F）管理区域

運転員	凡例	移動経路及び運転操作
E，F	→	中央制御室 ↓ 常設代替交流電源　受電準備 （C/B　B1F）非管理区域 ↓ 常設代替交流電源　受電準備・受電 （R/B　B1F）非管理区域

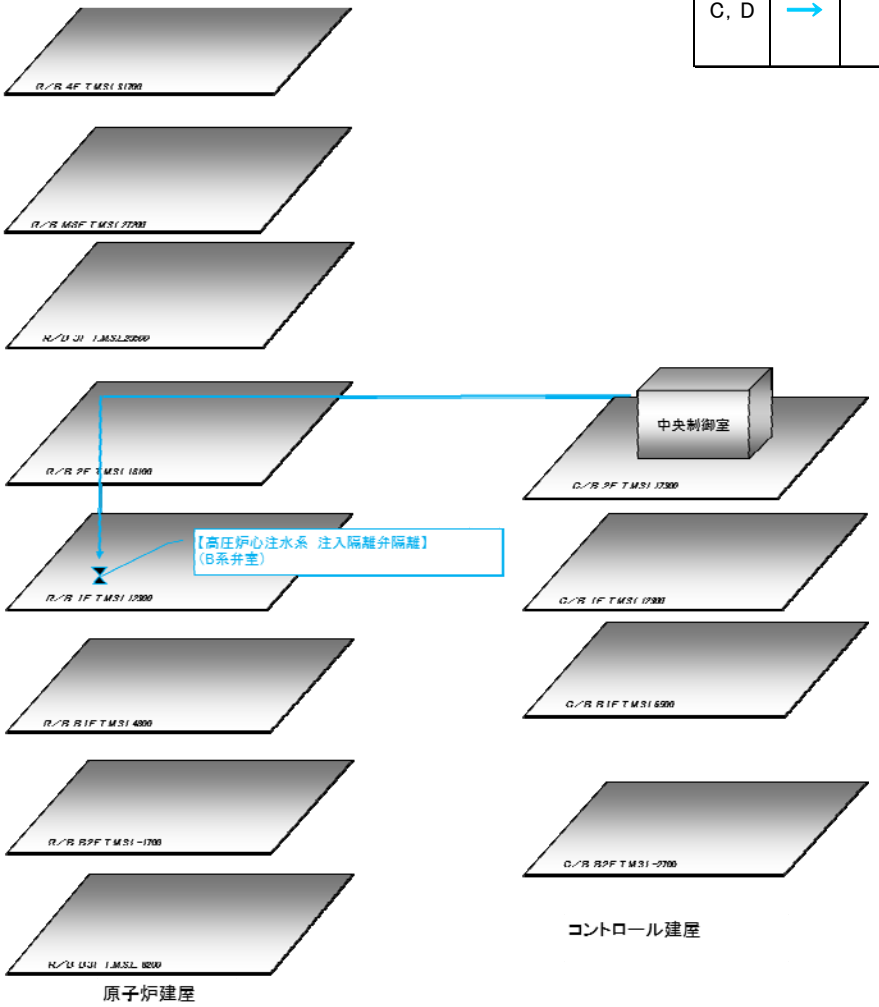


第 29 - 7 図　事故対象シーケンス：崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）（6 号炉）

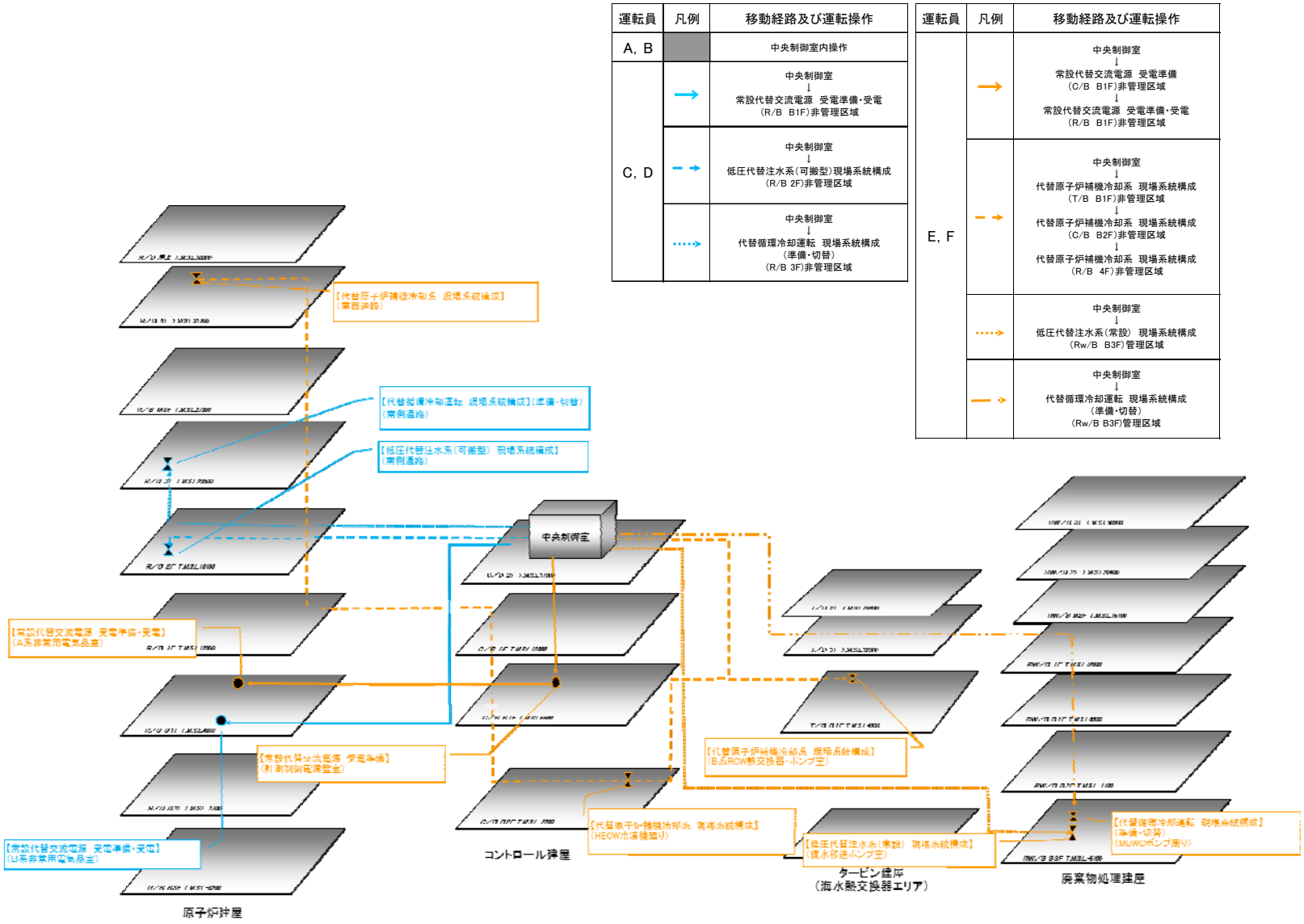


第 29 - 8 図　事故対象シーケンス：崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）（7 号炉）

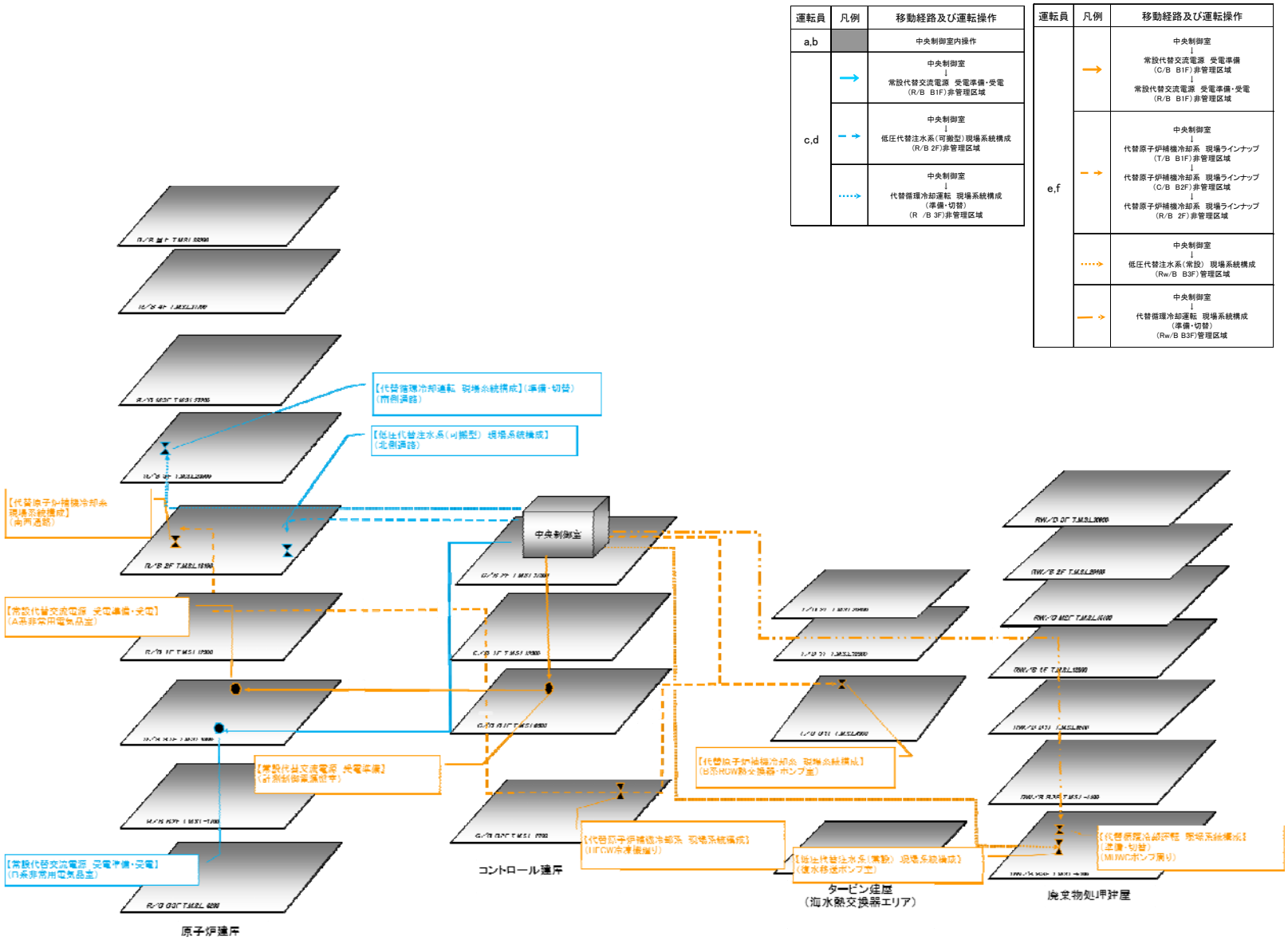
運転員	凡例	移動経路及び運転操作
A，B		中央制御室内操作
C，D	→	中央制御室 ↓ 高圧炉心注水系　注入隔離弁隔離 （R/B　1F）管理区域



第 29 - 9 図　事故対象シーケンス：格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）



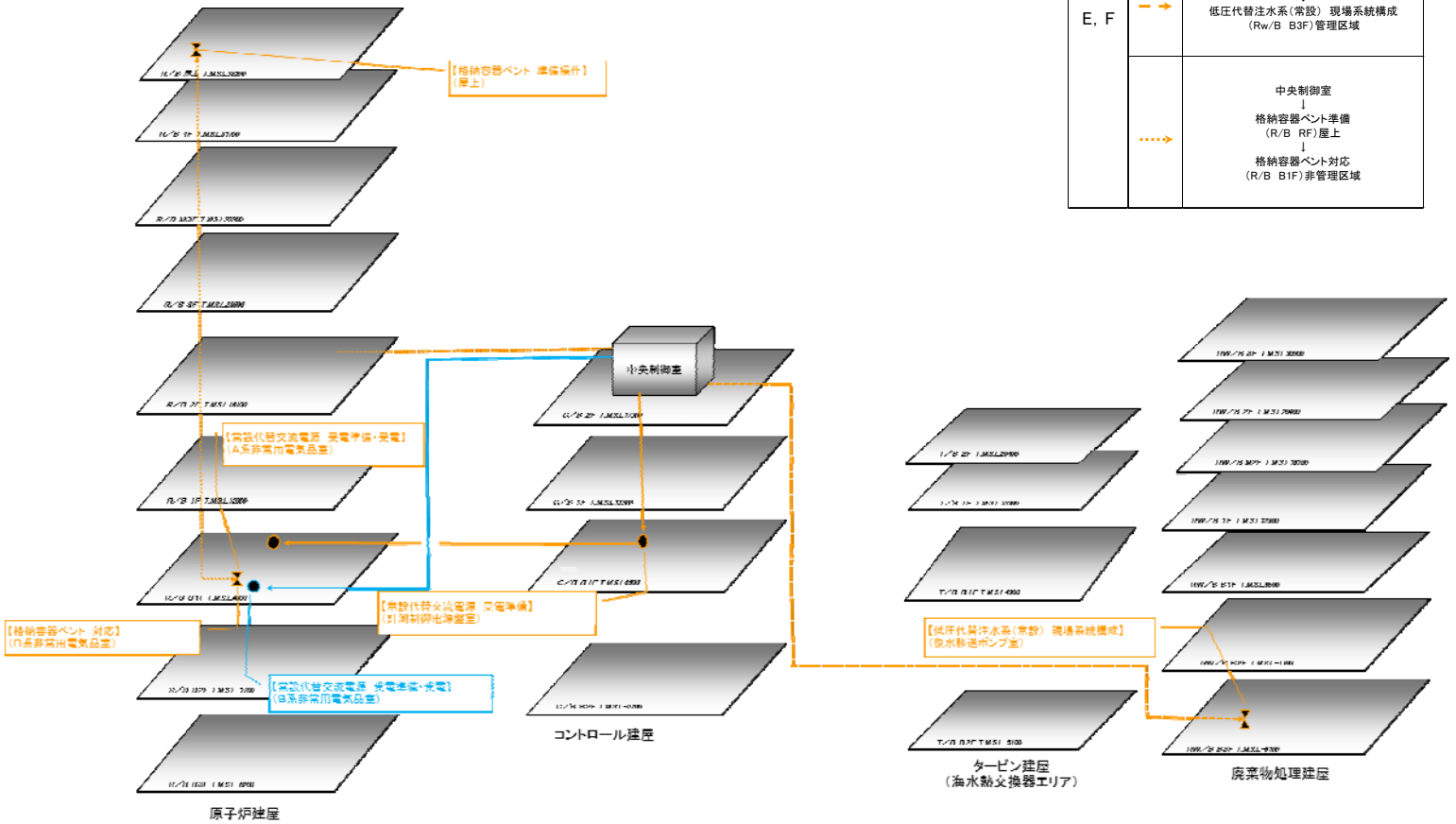
第 29 - 10 図　事故対象シーケンス：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）（6 号炉）



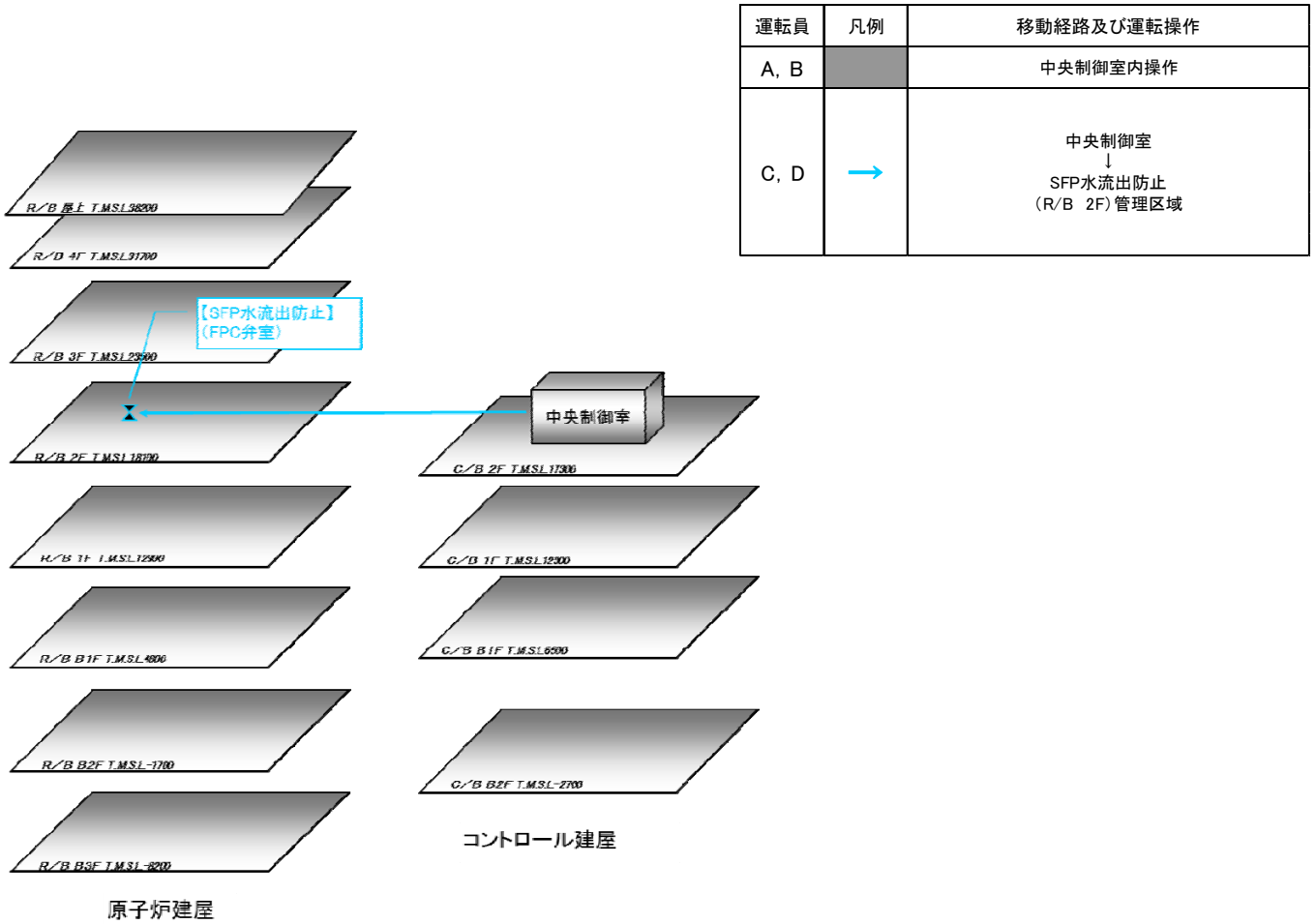
第 29 - 11 図　事故対象シーケンス：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）（7 号炉）

運転員	凡例	移動経路及び運転操作
A，B		中央制御室内操作
C，D	→	中央制御室 ↓ 常設代替交流電源　受電準備・受電 （R/B　B1F）非管理区域

運転員	凡例	移動経路及び運転操作
E，F	→	中央制御室 ↓ 常設代替交流電源　受電準備 （C/B　B1F）非管理区域 ↓ 常設代替交流電源　受電準備・受電 （R/B　B1F）非管理区域
	- →	中央制御室 ↓ 低圧代替注水系（常設）　現場系統構成 （Rw/B　B3F）管理区域
	⋯→	中央制御室 ↓ 格納容器ベント準備 （R/B　RF）屋上 ↓ 格納容器ベント対応 （R/B　B1F）非管理区域



第 29 - 12 図　事故対象シーケンス：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）



第 29 - 13 図　事故対象シーケンス：想定事故 2

第 24 表　重要事故シーケンスごとの現場作業(1/6)

事故シーケンス		作業場所	作業内容	有効性評価上の作業時間※1	移動時間①※2	作業時間②	作業合計時間①＋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
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	高圧・低圧注水機能喪失	屋内	低圧代替注水系(常設) 準備操作	30 分	8 分 (12 分)※2	6 分	14 分 (18 分)※2	2 時間	事象発生 1 時間 30 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	－
			原子炉格納容器ベント 準備操作	1 時間 30 分	9 分 (14 分)※2	23 分	32 分 (37 分)※2	約 17 時間	事象発生 15 時間 30 分後からの作業を想定しているが，前後に別作業がな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	－
		屋外	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	6 時間	30 分	5 時間 25 分	5 時間 55 分	12 時間	事象発生 6 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	可搬型代替注水ポンプ
			原子炉格納容器ベント 準備操作	1 時間 [同時被災時は 2 時間]	10 分 [同時被災時 20 分]	35 分 [同時被災時 1 時間 10 分]	45 分 [同時被災時 1 時間 30 分]	約 17 時間	事象発生 15 時間後からの作業を想定しているが，12 時間後の別作業終了後から作業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	－
			給油準備(可搬型代替注水ポンプ)	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	12 時間	事象発生 9 時間 40 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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(4kL)
	高圧注水・減圧機能喪失	屋内	残留熱除去系　原子炉停止時冷却モード準備	30 分	5 分 (8 分)※2	7 分	12 分 (15 分)※2	12 時間	事象発生10時間30分後からの作業を想定しているが，同時刻で対応する中央制御室側操作想定時間 1 時間 30 分に対して余裕時間がある	－
			低圧注水モードから原子炉停止時冷却モード切替	30 分	5 分 (8 分)※2	7 分	12 分 (15 分)※2	13 時間 30 分	事象発生 12 時間後からの作業を想定しているが，同時刻で対応する中央制御室側操作想定時間 1 時間 30 分に対して余裕時間がある	－
	全交流動力電源喪失(逃がし安全弁再閉失敗除く)	屋内	所内蓄電式直流電源設備切替操作(A→A-2)	準備:30 分 操作:10 分	5 分 (8 分)※2	6 分	11 分 (14 分)※2	8 時間	事象発生7時間20分後からの作業を想定しているが,前後で行わなければいけない作業はな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	－
			代替原子炉補機冷却系 準備操作	5 時間	40 分 (1 時間)※2	3 時間 20 分	4 時間 00 分 (4 時間 20 分)※2	24 時間	事象発生 8 時間後または 9 時間後からの作業を想定しているが，23 時間後から行う予定の別作業実施までに十分な余裕時間がある	－
			原子炉格納容器ベント 準備操作	事前作業: 1 時間 直前の作業: 1 時間 30 分	19 分 (29 分)※2	29 分	48 分 (58 分)※2	約 16 時間	全交流動力電源喪失が長期に及び場合に実施する事前作業は，事象発生 16 時間後までに行えばよく，また，直前の作業は事象発生 14 時間 30 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業から時間的余裕があ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	－
			原子炉格納容器ベント操作	1 時間	2 分 (3 分)※2	2 分	4 分 (5 分)※2	約 17 時間	前作業からの継続	－
			所内蓄電式直流電源設備切替操作(A-2→AM 用)	準備:30 分 操作:15 分	10 分 (15 分)※2	13 分	23 分 (28 分)※2	19 時間 15 分	事象発生 18 時間 30 分後からの作業を想定しているが,前後に別作業がな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	－
			常設代替交流電源設備からの受電操作	準備:50 分 操作:10 分	8 分 (12 分)※2	15 分	23 分 (27 分)※2	24 時間 10 分	事象発生23時間10分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある	－
			低圧代替注水系(常設) 準備操作	30 分	8 分 (12 分)※2	6 分	14 分 (18 分)※2	25 時間	事象発生 24 時間 30 分後からの作業を想定してるが，24 時間 10 分後の別作業終了後から作業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	－
			遮断器制御電源確保	準備:30 分 操作:10 分	3 分 (5 分)※2	18 分	21 分 (23 分)※2	24 時間	事象発生 13 時間後の別作業終了後を想定しているが，事象発生 24 時間後までに行えばよく，有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある	－
		屋外	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	6 時間	30 分	5 時間 25 分	5 時間 55 分	12 時間	事象発生 6 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	可搬型代替注水ポンプ
			給油準備(可搬型代替注水ポンプ)	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	12 時間	事象発生 9 時間 40 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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(4kL)
			原子炉格納容器ベント 準備操作	1 時間 [同時被災時は 2 時間]	10 分 [同時被災時 20 分]	35 分 [同時被災時 1 時間 10 分]	45 分 [同時被災時 1 時間 30 分]	約 16 時間	事象発生 14 時間後からの作業を想定しているが，12 時間後の別作業終了後から作業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	－
			代替原子炉補機冷却系 準備操作	10 時間	30 分	8 時間 30 分	9 時間	24 時間	事象発生 10 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はないため有効性評価想定に対し十分な余裕時間がある	代替原子炉補機冷却系※4
			給油準備(電源車，大容量送水車(熱交換器ユニット用))	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	24 時間	事象発生 21 時間 40 分後からの作業を想定しているが，前作業から継続して行うことが出来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	タンクローリ(4kL)
			給油準備(第一ガスタービン発電機)	2 時間	30 分	1時間 25 分	1 時間 55 分	26 時間	事象発生 24 時間後からの作業を想定しているが，前後に別作業がな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(16kL)

※1　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。
※2　屋内作業の移動時間について，通常の移動時間から 1.5 倍した時間を括弧内に記載している。
※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事案として想定している時間。
※4　代替原子炉補機冷却系：代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット，大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び可搬型代替交流電源設備(電源車)。

第 24 表　重要事故シーケンスごとの現場作業(2/6)

事故シーケンス		作業場所	作業内容	有効性評価上の作業時間※1	移動時間 ①※2	作業時間 ②	作業合計時間 ①＋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
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	全交流動力電源喪失(逃がし安全弁再閉失敗)	屋内	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　D系　受電操作／受電失敗確認	準備:50 分 操作/失敗確認:10 分	4 分 (6 分)※2	14 分	18 分 (20 分)※2	1 時間 10 分	事象発生 10 分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	－
			常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　C系　受電操作／受電失敗確認	準備:50 分 操作/失敗確認:10 分	5 分 (8 分)※2	20 分	25 分 (28 分)※2	2 時間 10 分	事象発生 1 時間 10 分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	－
			低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備操作	2 時間 15 分 リンク機構取り外し含む	20 分 (30 分)※2	1 時間 12 分	1 時間 32 分 (1 時間 42 分)※2	3 時間 50 分	事象発生 1 時間 35 分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	－
			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操作	準備:2 時間 操作:30 分	20 分 (30 分)※2	40 分	1 時間 (1 時間 10 分)※2	9 時間 30 分	事象発生7時間後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	－
			代替原子炉補機冷却系　準備操作	5 時間	40 分 (1 時間)※2	3 時間 20 分	4 時間 00 分 (4 時間 20 分)※2	9 時間	事象発生 3 時間 50 分後の別作業終了後からの作業を想定しているが，9 時間後の別作業実施までに十分な余裕時間がある	－
			原子炉格納容器ベント　準備操作	事前作業: 1 時間 直前の作業: 1 時間 30 分	19 分 (29 分)※2	29 分	48 分 (58 分)※2	約 18 時間	事象発生 9 時間 30 分後からの作業を想定しているが，18 時間後までに行えばよ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	－
			原子炉格納容器ベント操作	1時間	2 分 (3 分)※2	2 分	4 分 (5 分)※2	約 19 時間	前作業からの継続	－
			常設代替交流電源設備からの受電操作	準備:50 分 操作:10 分	8 分 (12 分)※2	15 分	23 分 (27 分)※2	24 時間 10 分	事象発生23時間10分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある	－
			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系統構成復旧	1 時間 20 分	5 分 (8 分)※2	6 分	11 分 (14 分)※2	25 時間 30 分	事象発生24時間10分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	－
			低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水系統構成復旧	1 時間 20 分	5 分 (8 分)※2	4 分	9 分 (12 分)※2	27 時間 05 分	前作業からの継続	－
		屋外	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備操作	3 時間 50 分	1 時間 10 分	2 時間 35 分	3 時間 45 分	4 時間	事象発生 10 分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	可搬型代替注水ポンプ
			給油準備(可搬型代替注水ポンプ)	2 時間 20 分	10 分※5	1 時間 12 分	1 時間 22 分	4 時間	事象発生 1 時間 40 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はないため有効性評価想定に対し十分な余裕時間がある	タンクローリ(4kL)
			代替原子炉補機冷却系　準備操作	10 時間	30 分	8 時間 30 分	9 時間	24 時間	事象発生 10 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はないため有効性評価想定に対し十分な余裕時間がある	代替原子炉補機冷却系※4
			原子炉格納容器ベント　準備操作	1 時間 [同時被災時は 2 時間]	10 分 [同時被災時 20 分]	35 分 [同時被災時 1 時間 10 分]	45 分 [同時被災時 1 時間 30 分]	18 時間	事象発生 16 時間後からの作業を想定しているが，4 時間後の別作業終了後から作業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	－
			給油準備(電源車，大容量送水車(熱交換器ユニット用))	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	24 時間	事象発生 21 時間 40 分後からの作業を想定しているが，前作業から継続して行うことが出来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	タンクローリ(4kL)
			給油準備(第一ガスタービン発電機)	2 時間	30 分	1時間 25 分	1 時間 55 分	28 時間	事象発生 26 時間後からの作業を想定しているが，前作業から継続して行うことが出来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	タンクローリ(16kL)

※1　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。
※2　屋内作業の移動時間について，通常の移動時間から 1.5 倍した時間を括弧内に記載している。
※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事案として想定している時間。
※4　代替原子炉補機冷却系：代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット，大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び可搬型代替交流電源設備(電源車)。
※5　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から 5 号炉東側第二保管場所までの移動時間。

第 24 表　重要事故シーケンスごとの現場作業(3/6)

事故シーケンス		作業場所	作業内容	有効性評価上の作業時間※1	移動時間 ①※2	作業時間 ②	作業合計時間 ①＋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
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	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	屋内	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D系 受電操作	準備:50 分 操作:10 分	4 分 (6 分)※2	14 分	18 分 (20 分)※2	1 時間 10 分	事象発生 10 分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	－
			常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C系 受電操作	準備:50 分 操作:10 分	5 分 (8 分)※2	20 分	25 分 (28 分)※2	2 時間 10 分	事象発生 1 時間 10 分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	－
			低圧代替注水系(常設) 準備操作	30 分	8 分 (12 分)※2	6 分	14 分 (18 分)※2	2 時間	事象発生 1 時間 30 分後からの作業を想定しているが，1 時間 10 分後の別作業終了後から作業着手できるため移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	－
			代替原子炉補機冷却系 準備操作	5 時間	40 分 (1 時間)※2	3 時間 20 分	4 時間 00 分 (4 時間 20 分)※2	20 時間	事象発生 9 時間後からの作業を想定しているが，20 時間後まで行われる屋外作業終了までに対応すればよく十分な余裕時間がある	－
		屋外	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	6 時間	30 分	5 時間 25 分	5 時間 55 分	12 時間	事象発生 6 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	可搬型代替注水ポンプ
			給油準備(第一ガスタービン発電機)	2 時間	30 分	1 時間 25 分	1 時間 55 分	14 時間	事象発生 12 時間後からの作業を想定しているが，前作業から継続して行うことが出来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	タンクローリ(16kL)
			給油準備(可搬型代替注水ポンプ)	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	12 時間	事象発生 9 時間 40 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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(4kL)
			代替原子炉補機冷却系 準備操作	10 時間	30 分	8 時間 30 分	9 時間	20 時間	事象発生 10 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はないため有効性評価想定に対し十分な余裕時間がある	代替原子炉補機冷却系※4
			給油準備(電源車，大容量送水車(熱交換器ユニット用))	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	20 時間	事象発生 17 時間 40 分後からの作業を想定しているが，前作業から継続して行うことが出来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	タンクローリ(4kL)
	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	屋内	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)準備操作	30 分	8 分 (12 分)※2	6 分	14 分 (18 分)※2	10 時間	事象発生 9 時間 30 分後からの作業を想定しているが，前後に別作業がな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	－
			原子炉格納容器ベント 準備操作	1 時間 30 分	9 分 (14 分)※2	23 分	32 分 (37 分)※2	約 22 時間	事象発生 20 時間 30 分後からの作業を想定しているが，前後に別作業がな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	
		屋外	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	6 時間	30 分	5 時間 25 分	5 時間 55 分	12 時間	事象発生 6 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	可搬型代替注水ポンプ
			給油準備(可搬型代替注水ポンプ)	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	12 時間	事象発生 9 時間 40 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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(4kL)
			原子炉格納容器ベント 準備操作	1 時間 [同時被災時は 2 時間]	10 分 [同時被災時 20 分]	35 分 [同時被災時 1 時間 10 分]	45 分 [同時被災時 1 時間 30 分]	約 22 時間	事象発生 20 時間後からの作業を想定しているが，12 時間後の別作業終了後から作業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	－
	原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	－
	LOCA時注水機能喪失	屋内	低圧代替注水系(常設) 準備操作	30 分	8 分 (12 分)※2	6 分	14 分 (18 分)※2	2 時間	事象発生 1 時間 30 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	－
			原子炉格納容器ベント 準備操作	1 時間 30 分	9 分 (14 分)※2	23 分	32 分 (37 分)※2	約 17 時間	事象発生 15 時間 30 分後からの作業を想定しているが，前後に別作業がな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	－
		屋外	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	6 時間	30 分	5 時間 25 分	5 時間 55 分	12 時間	事象発生 6 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	可搬型代替注水ポンプ
			原子炉格納容器ベント 準備操作	1 時間 [同時被災時は 2 時間]	10 分 [同時被災時 20 分]	35 分 [同時被災時 1 時間 10 分]	45 分 [同時被災時 1 時間 30 分]	約 17 時間	事象発生 15 時間後からの作業を想定しているが，12 時間後の別作業終了後から作業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	－
			給油準備(可搬型代替注水ポンプ)	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	12 時間	事象発生 9 時間 40 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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(4kL)
	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	屋内	高圧炉心注水系からの漏えい停止操作(現場操作)	1 時間 30 分 (保護具装着含む)	20 分 (30 分)※2	40 分	1 時間 (1 時間 10 分)※2	4 時間	事象発生 2 時間 30 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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　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。
※2　屋内作業の移動時間について，通常の移動時間から 1.5 倍した時間を括弧内に記載している。
※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事案として想定している時間。
※4　代替原子炉補機冷却系：代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット，大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び可搬型代替交流電源設備(電源車)。

第 24 表　重要事故シーケンスごとの現場作業(4/6)

事故シーケンス		作業場所	作業内容	有効性評価上の作業時間※1	移動時間 ①※2	作業時間 ②	作業合計時間 ①＋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
重大事故	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 共通	屋内	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　D 系　受電操作	準備:15 分 操作:5 分	4 分 (6 分)※2	14 分	18 分 (20 分)※2	30 分	事象発生 10 分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	－
			常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　C 系　受電操作	準備:25 分 操作:5 分	5 分 (8 分)※2	20 分	25 分 (28 分)※2	1 時間	事象発生 30 分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	－
			低圧代替注水系(常設)　準備操作	30 分	8 分 (12 分)※2	6 分	14 分 (18 分)※2	4 時間 30 分	事象発生 4 時間後からの作業を想定しているが，1 時間後の別作業終了後から作業着手できるため有効性評価想定時間に十分な余裕時間がある	－
	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	屋内	代替原子炉補機冷却系　準備操作	5 時間	20 分 (30 分)※2	1 時間 35 分	1 時間 55 分 (2 時間 5 分)※2	15 時間	事象発生 10 時間後からの作業を想定しているが，4 時間 30 分後の別作業終了後から作業着手できるため有効性評価想定時間までに対し十分な余裕時間がある また，20 時間後までの間に代替循環冷却準備操作として 2 時間の操作を想定しているが，それを含めても有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある	－
			低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水　準備操作	30 分	5 分 (8 分)※2	15 分	20 分 (23 分)※2	22 時間	事象発生 16 時間後からの作業を想定しているが，事象発生 22 時間後に想定している低圧代替注水停止までに現場操作を行えばよく，有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある	－
			代替循環冷却系　準備操作	その 1:2 時間 その 2:30 分	その 1:8 分 (12 分)※2 その 2:6 分 (9 分)※2	その 1:46 分 その 2:15 分	その 1:54 分 (58 分)※2 その 2:21 分 (24 分)※2	20 時間 22 時間 30 分	事象発生 20 時間後までの作業(その1)と 22 時間 30 分後までの作業(その 2)を想定している 20 時間後までの作業(その1)は，事象発生 2 時間後から作業着手できるため有効性評価想定時間に十分な余裕時間がある 22 時間 30 分後までの作業(その 2)は，20 時間後までの作業終了後から継続して実施できるため有効性評価想定時間内に実施可能である	－
		屋外	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	6 時間	30 分	5 時間 25 分	5 時間 55 分	12 時間	事象発生 6 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	可搬型代替注水ポンプ
			給油準備(可搬型代替注水ポンプ)	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	12 時間	事象発生 9 時間 40 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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(4kL)
			給油準備(第一ガスタービン発電機)	2 時間	30 分	1時間 25 分	1 時間 55 分	14 時間	事象発生 12 時間後からの作業を想定しているが，前作業から継続して行うことが出来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	タンクローリ(16kL)
			代替原子炉補機冷却系　準備操作	10 時間	30 分	8 時間 30 分	9 時間	20 時間	事象発生 10 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	代替原子炉補機冷却系※4
			給油準備(電源車，大容量送水車(熱交換器ユニット用))	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	20 時間	事象発生 17 時間 40 分後からの作業を想定しているが，前作業から継続して行うことが出来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	タンクローリ(4kL)
			低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水　準備操作	6 時間	30 分	2 時間 15 分	2 時間 45 分	22 時間	事象発生 16 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	可搬型代替注水ポンプ
	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	屋内	原子炉格納容器ベント準備　操作	1 時間	6 分 (9 分)※2	2 分	8 分 (11 分)※2	約 37 時間	事象発生 36 時間後の作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	－
			原子炉格納容器ベント　操作	1 時間	3 分 (5 分)※2	21 分	24 分 (26 分)※2	約 38 時間	事象発生 37 時間後の作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	－
		屋外	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	6 時間	30 分	5 時間 25 分	5 時間 55 分	12 時間	事象発生 6 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	可搬型代替注水ポンプ
			給油準備(可搬型代替注水ポンプ)	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	12 時間	事象発生 9 時間 40 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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(4kL)
			給油準備(第一ガスタービン発電機)	2 時間	30 分	1時間 25 分	1 時間 55 分	14 時間	事象発生 12 時間後からの作業を想定しているが，前作業から継続して行うことが出来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	タンクローリ(16kL)
			原子炉格納容器ベント 準備操作	1 時間	10 分	35 分	45 分	約 38 時間	事象発生 36 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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　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。
※2　屋内作業の移動時間について，通常の移動時間から 1.5 倍した時間を括弧内に記載している。
※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事案として想定している時間。
※4　代替原子炉補機冷却系：代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット，大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び可搬型代替交流電源設備(電源車)。

第 24 表　重要事故シーケンスごとの現場作業(5/6)

事故シーケンス		作業場所	作業内容	有効性評価上の作業時間※1	移動時間①※2	作業時間②	作業合計時間①＋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
重大事故	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	屋内	原子炉格納容器下部注水系　準備	30 分	8 分 (12 分)※2	6 分	14 分 (18 分)※2	1.4 時間	事象発生 50 分後からの作業を想定してるが，それ以前の作業はな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	－
			代替原子炉補機冷却系　準備操作	5 時間	20 分 (30 分)※2	1 時間 35 分	1 時間 55 分 (2 時間 5 分)※2	20 時間	事象発生 10 時間後からの作業を想定しているが，1.4 時間後からの別作業終了後から作業着手できるため，有効性評価想定に対し十分な余裕時間がある また，20 時間後までの間に代替循環冷却準備操作として 2 時間の操作を想定しているが，それを含めても有効性評価想定時間に対し十分な余裕時間がある	－
			代替循環冷却系　準備操作	その 1:2 時間 その 2:30 分	その 1:8 分 (12 分)※2 その 2:6 分 (9 分)※2	その 1:46 分 その 2:15 分	その 1:54 分 (58 分)※2 その 2:21 分 (24 分)※2	20 時間 30 分	事象発生 20 時間後までの作業(その1)と 20 時間 30 分後までの作業(その 2)を想定している 20 時間後までの作業(その1)は，代替原子炉補機冷却系準備作業を含めても有効性評価想定時間に十分な余裕時間がある 20 時間 30 分後までの作業(その 2)は，20 時間後までの作業終了後から継続して実施できるため有効性評価想定時間内に実施可能である	－
		屋外	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	6 時間	30 分	5 時間 25 分	5 時間 55 分	12 時間	事象発生 6 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	可搬型代替注水ポンプ
			給油準備(可搬型代替注水ポンプ)	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	12 時間	事象発生 9 時間 40 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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(4kL)
			代替原子炉補機冷却系　準備操作	10 時間	30 分	8 時間 30 分	9 時間	20 時間	事象発生 10 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はないため有効性評価想定に対し十分な余裕時間がある	代替原子炉補機冷却系※4
			給油準備(電源車，大容量送水車(熱交換器ユニット用))	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	20 時間	事象発生 17 時間 40 分後からの作業を想定しているが，前作業から継続して行うことが出来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	タンクローリ(4kL)
	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	－	－	－	－	－	－	－	－	－
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	想定事故 1	屋外	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水(常用スプレイヘッダ使用)	6 時間	30 分	5 時間 15 分	5 時間 45 分	12 時間	事象発生 6 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	可搬型代替注水ポンプ
			給油準備(可搬型代替注水ポンプ)	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	12 時間	事象発生 9 時間 40 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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(4kL)
	想定事故 2	屋内	使用済燃料プール水位低下要因調査及び使用済燃料プール漏えい箇所の隔離	調査:1 時間 隔離:30 分	6 分※5 (9 分)※2	15 分※5	21 分※5 (24 分)※2	2 時間 30 分	事象発生 1 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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 また，2 時間後からの隔離操作は，要因調査から継続して実施することが可能である	－
		屋外	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水(常用スプレイヘッダ使用)	6 時間	30 分	5 時間 15 分	5 時間 45 分	12 時間	事象発生 6 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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	可搬型代替注水ポンプ
			給油準備(可搬型代替注水ポンプ)	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	12 時間	事象発生 9 時間 40 分後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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(4kL)

※1　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。
※2　屋内作業の移動時間について，通常の移動時間から 1.5 倍した時間を括弧内に記載している。
※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事案として想定している時間。
※4　代替原子炉補機冷却系：代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット，大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び可搬型代替交流電源設備(電源車)。
※5　使用済燃料プール水位低下要因調査時間は含まない。

第 24 表　重要事故シーケンスごとの現場作業(6/6)

事故シーケンス		作業場所	作業内容	有効性評価上の作業時間※1	移動時間①※2	作業時間②	作業合計時間①＋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
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	崩壊熱除去機能喪失	屋内	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転	30 分	5 分 (8 分)※2	7 分	12 分 (15 分)※2	3 時間 30 分	事象発生 2 時間後からの作業を想定しているが，同時刻で対応する中央制御室側の操作想定時間 1 時間 30 分に対して余裕時間がある	－
	全交流動力電源喪失	屋内	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　D 系　受電操作	準備:50 分 操作:10 分	5 分 (8 分)※2	20 分	25 分 (28 分)※2	1 時間 10 分	事象発生 10 分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	－
			常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　C 系　受電操作	準備:50 分 操作:10 分	5 分 (8 分)※2	20 分	25 分 (28 分)※2	2 時間 10 分	事象発生 1 時間 10 分後からの作業を想定しているが，移動時間に余裕を含めても有効性評価想定時間内に実施可能である	－
			代替原子炉補機冷却系　準備操作	5 時間	40 分 (1 時間)※2	3 時間 20 分	4 時間 00 分 (4 時間 20 分)※2	20 時間	事象発生 10 時間後からの作業を想定しているが，同時刻に行われている屋外作業終了までに対応すればよく十分な余裕時間がある	－
		屋外	給油準備(第一ガスタービン発電機)	2 時間	30 分	1時間 25 分	1 時間 55 分	12 時間	事象発生 10 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はな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(16kL)
			代替原子炉補機冷却系　準備操作	10 時間	30 分	8 時間 30 分	9 時間	20 時間	事象発生 10 時間後からの作業を想定しているが，それ以前の作業はないため有効性評価想定に対し十分な余裕時間がある	代替原子炉補機冷却系※4
			給油準備(電源車，大容量送水車(熱交換器ユニット用))	2 時間 20 分	30 分	1 時間 12 分	1 時間 42 分	20 時間	事象発生 17 時間 40 分後からの作業を想定しているが，前作業から継続して行うことが出来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	タンクローリ(4kL)
	原子炉冷却材の流出	屋内	原子炉水位回復操作	50 分	5 分 (8 分)※2	1 分	6 分 (9 分)※2	2 時間	事象発生 1 時間 10 分後からの作業を想定しているが，1 時間後までの別作業終了後から継続して実施するため有効性評価想定時間内に実施可能である	－
	反応度の誤投入	－	－	－	－	－	－	－	－	－

※1　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。
※2　屋内作業の移動時間について，通常の移動時間から 1.5 倍した時間を括弧内に記載している。
※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事案として想定している時間。
※4　代替原子炉補機冷却系：代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット，大容量送水車(熱交換器ユニット用)及び可搬型代替交流電源設備(電源車)。

第 25 表　屋内作業の成立性評価結果

作業内容	有効性評価上の作業時間※1	移動時間※2 ①	作業時間 ②	評価結果 ①＋②
低圧代替注水系（常設）準備操作	30 分	8 分(12 分)	6 分	○　14 分(18 分)
原子炉格納容器ベント準備操作	1 時間 30 分	9 分(14 分)	23 分	○　32 分(37 分)
	1 時間	6 分(9 分)	2 分	○　8 分(11 分)
	事前作業 1 時間 直前の作業 1 時間 30 分	19 分(29 分)	29 分	○　48 分(58 分)
残留熱除去系　原子炉停止時冷却モード準備	30 分	5 分(8 分)	7 分	○　12 分(15 分)
低圧注水モードから原子炉停止時冷却モード切替	30 分	5 分(8 分)	7 分	○　12 分(15 分)
所内蓄電式直流電源設備切替操作（A→A-2）	準備 30 分　操作 10 分	5 分(8 分)	6 分	○　11 分(14 分)
代替原子炉補機冷却系　準備操作	5 時間	40 分(1 時間) 20 分(30 分)	3 時間 20 分 1 時間 35 分	○　4 時間 00 分(4 時間 20 分) ○　1 時間 55 分(2 間 5 分)
原子炉格納容器ベント操作	1 時間	2 分(3 分) 3 分(5 分)	2 分 21 分	○　4 分(5 分) ○　24 分(26 分)
所内蓄電式直流電源設備切替操作（A-2→AM 用）	準備 30 分　操作 15 分	10 分(15 分)	13 分	○　23 分(28 分)
常設代替交流電源設備からの受電操作	準備 50 分　操作 10 分	8 分（12 分）	15 分	○　23 分(27 分)
遮断器制御電源確保	準備 30 分　操作 10 分	3 分(5 分)	18 分	○　21 分(23 分)
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　D 系　受電操作	準備 50 分　操作 10 分 準備 15 分　操作 5 分	4 分(6 分)	14 分	○　18 分(20 分)
	準備 50 分　操作 10 分	5 分(8 分)	20 分	○25 分(28 分)
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　C 系　受電操作	準備 50 分　操作 10 分 準備 25 分　操作 5 分	5 分(8 分)	20 分	○　25 分(28 分)
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備操作	2 時間 15 分(リンク機構取り外し含む) 30 分	20 分(30 分) 5 分(8 分)	1 時間 12 分 15 分	○　1 時間 32 分(1 時間 42 分) ○20 分(23 分)
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操作	準備 2 時間　操作 30 分	20 分(30 分)	40 分	○　1 時間(1 時間 10 分)
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系統構成復旧	1 時間 20 分	5 分(8 分)	6 分	○　11 分(14 分)
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水系統構成復旧	1 時間 20 分	5 分(8 分)	4 分	○　9 分(12 分)
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）準備操作	30 分	8 分(12 分)	6 分	○　14 分(18 分)
高圧炉心注水系からの漏えい停止操作（現場操作）	1 時間 30 分 (保護具装着含む)	20 分(30 分)	40 分	○　1 時間(1 時間 10 分)
代替循環冷却系　準備操作	その 1:2 時間 その 2:30 分	その 1:8 分(12 分) その 2:6 分(9 分)	その 1:46 分 その 2:15 分	○　その 1:54 分(58 分) ○　その 2:21 分(24 分)
原子炉格納容器下部注水系　準備	30 分	8 分(12 分)	6 分	○　14 分(18 分)
使用済燃料プール水位低下要因調査及び使用済燃料プール漏えい箇所の隔離	調査 1 時間 隔離 30 分	6 分(9 分)	15 分	○　21 分(24 分)
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転	30 分	5 分(8 分)	7 分	○　12 分(15 分)
原子炉水位回復操作	50 分	5 分(8 分)	1 分	○　6 分(9 分)

※1　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。

※2　屋内作業の移動時間について，通常の移動時間から 1.5 倍した時間を括弧内に記載している。

6. 発電所構外からの緊急時対策要員参集

発電所構外からの緊急時対策要員の参集方法，参集ルート，想定参集時間について，別紙26 に示す。緊急時対策要員の大多数は柏崎市及び刈羽村に居住しており，参集手段が徒歩移動のみを想定した場合であっても約 6 時間で発電所に参集と考えられること，また，年末年始及びゴールデンウィーク等の大型連休に重大事故等が発生した場合であっても，5 時間30 分以内に参集可能な緊急時対策要員は 350 名以上と考えられることから，10 時間以内に外部から発電所へ参集する 6 号炉及び 7 号炉の対応を行うために必要な緊急時対策要員※(106 名（1～7 号炉の対応を行う必要な要員は合計 114 名））は確保可能である。

また，事象発生から 10 時間以内の重大事故等発生時の対応においては，発電所内に常時確保する 44 名の緊急時対策要員により対応が可能であるが，早期に要員数が約 2 倍となれば，より迅速・多様な重大事故等への対処が可能と考えられる。このため，徒歩参集，要員自身の被災，過酷な天候及び道路の被害等を考慮し，事象発生から約 6 時間を目処に，外部から発電所に参集する 40 名の緊急時対策要員※を確保する。

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

(1) 非常召集の流れ

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合に，発電所外にいる緊急時対策要員を速やかに非常召集するため，「自動呼出・安否確認システム」，「通信連絡設備」等を活用し，要員の非常召集を行う。

新潟県内で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には，非常召集連絡がなくても自発的に参集する。

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。

集合場所は，基本的には柏崎エネルギーホール又は刈羽寮とするが，発電所からのプラント状況が確実に入手できる場合は，直接発電所へ参集可能とする。

柏崎エネルギーホール又は刈羽寮に集合した要員は，発電所対策本部と非常召集に係る以下の確認，調整を行い，通信連絡設備，懐中電灯等を持参し，発電所と連絡を取りながら集団で移動する。柏崎エネルギーホール，刈羽寮には通信連絡設備として衛星電話設備（可搬型）を各 10 台配備する。

①発電所の状況（発電所への移動が可能なプラント状況かどうか（原子炉格納容器ベントの実施見通し），発電所に行くための必要な装備（放射線防護服，マスク，線量計を含む））

②その他発電所で得られた情報（発電所への移動に関する道路状況等，移動するうえで有益な情報

③発電所へ移動する人の情報（人数，体調，移動手段（徒歩，車両），連絡先）

(2) 非常召集となる要員

発電所対策本部（全体体制）については，発電所員約 1,120 名のうち，約 900 名（平成 29 年 4 月現在）が柏崎市又は刈羽村に在住しており，数時間で相当数の要員の非常召集が可能である。

9. 別紙

別紙 1

アクセスルートへの外部事象の重畳による影響について

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

【凡例】

(0) ○　×　△

⇒主事象○×副事象△の順で記載。主事象○及び副事象△の重畳により増長する荷重の影響を受け，単独事象より機能喪失する可能性が高まる場合，下記項目についてその内容を記載する。主事象○と副事象△の相関性がない場合は，副事象はプラント供用期間中に発生する可能性がある規模を想定し，主事象は設計基準を超えた場合までを想定する。相関性があると考えられる場合は主事象・副事象ともに，設計基準を超えた場合までを想定する。

保管場所の耐性：　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。

作業環境：　保管場所での各種作業や，斜面崩壊土砂撤去，段差復旧，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。

屋外ルート：　屋外アクセスルートについて斜面崩壊土砂撤去，段差復旧，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。

屋内ルート：　　建屋に対する荷重影響について記載する。

(1a) 地震　×　津波
(1b) 津波　×　地震
※相関性があるため，主事象と副事象の区別が不要

保管場所の耐性：　設計基準を超える津波を仮定しても，高台まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　設計基準を超える津波を仮定しても，高台まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　サブルートが通行不能となる可能性があるが，その場合も荒浜側高台保管場所の西側アクセスルート（以下，単に「高台西側アクセスルート」という）については通行可能である。地震による斜面崩壊土砂撤去及び段差や津波によるがれきが生じた場合は，ホイールローダ等の重機で対応する。
屋 内 ル ー ト ：　耐震性のある浸水対策を施してあるため，影響なし。

(2a) 地震　×　降水
保管場所の耐性：　降水により地滑りが発生しやすい状況になり得る。重大事故等対処設備が機能喪失しても設計基準事故対処設備については機能を維持する。また，重大事故等対処設備は複数箇所に分散配置されているため，同時に機能喪失することは考えにくい。
作　業　環　境　：　降水時に段差等の整地作業を行う必要があるため，作業効率が低下するものの，全く作業ができなくなることは考えにくい。
屋 外 ル ー ト ：　降水時に斜面崩壊土砂撤去及び段差等の整地作業を行う必要があるため，作業効率が低下するものの，全く作業ができなくなることは考えにくい。
屋 内 ル ー ト ：　建屋内のため影響なし。排水設備が地震で損壊し，建屋屋上に滞留水が生じても全ての排水設備が詰まることは考えにくい。

(2b) 降水　×　地震
保管場所の耐性：　降水により地滑りが発生しやすい状況になり得る。重大事故等対処設備が機能喪失しても設計基準事故対処設備については機能を維持する。また，重大事故等対処設備は複数箇所に分散配置されているため，同時に機能喪失することは考えにくい。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　建屋内のため影響なし。排水設備が地震で損壊し，建屋屋上に滞留水が生じても全ての排水設備が詰まることは考えにくい。

(3a) 地震　×　積雪
保管場所の耐性：　重大事故等対処設備上に堆積した積雪は除雪を行うため，地震時に影響が生じることはない。
作　業　環　境　：　除雪に加えて斜面崩壊土砂撤去及び段差の整地作業が輻輳するため作業量が増加するものの，作業不能となることは考えにくい
屋 外 ル ー ト ：　除雪に加えて段差の整地作業が輻輳するため作業量が増加するものの，作業不能となることは考えにくい。
屋 内 ル ー ト ：　建屋に対する荷重は増長するが，影響なし。

(3b) 積雪　×　地震
保管場所の耐性：　荷重は増長するが，影響なし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　建屋に対する荷重は増長するが，影響なし。

(4a) 地震　×　風

保管場所の耐性：　地震の加振力と風圧が同時に作用した場合は横転の可能性があるが，重畳が発生するとしても瞬時の事象であり，作用する力のベクトルも考慮に入れると発生頻度は極めて低い。

作　業　環　境　：　強風中に斜面崩壊土砂撤去及び段差の整地作業を行うため，作業時間が増加する可能性があるものの，作業不能となることは考えにくい。

屋 外 ル ー ト ：　強風中に斜面崩壊土砂撤去及び段差の整地作業を行うため，作業時間が増加する可能性があるものの，作業不能となることは考えにくい。

屋 内 ル ー ト ：　建屋に対する荷重は増長する可能性があるが，影響なし。

(4b) 風　×　地震

保管場所の耐性：　地震の加振力と風圧が同時に作用した場合は横転の可能性があるが，重畳が発生するとしても瞬時の事象であり，作用する力のベクトルも考慮に入れると発生頻度は極めて低い。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　建屋に対する荷重は増長する可能性があるが，影響なし。

(5a) 地震　×　竜巻

保管場所の耐性：　地震の加振力と風圧が同時に作用した場合は横転の可能性があるが，重畳が発生するとしても瞬時の事象であり，作用する力のベクトルも考慮に入れると発生頻度は極めて低い。

作　業　環　境　：　竜巻飛散物の除去作業と斜面崩壊土砂撤去及び段差の整地作業が輻輳するため作業量が増加するものの，対応は可能である。

屋 外 ル ー ト ：　竜巻飛散物の除去作業と斜面崩壊土砂撤去及び段差の整地作業が輻輳するため作業量が増加するものの，対応は可能である。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(5b) 竜巻　×　地震

保管場所の耐性：　地震の加振力と風圧が同時に作用した場合は横転の可能性があるが，重畳が発生するとしても瞬時の事象であり，作用する力のベクトルも考慮に入れると発生頻度は極めて低い。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(6a) 地震　×　凍結（低温）

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(6b) 凍結（低温）　×　地震

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(7a) 地震　×　落雷

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　段差等の整地作業を行う必要があるため，落雷警報発生時を避け対応する。

屋 外 ル ー ト ：　斜面崩壊土砂撤去及び段差の整地作業をするため重機を使用して屋外作業を行うが，落雷警報発生時を避け対応する。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(7b) 落雷　×　地震

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(8a) 地震　×　火山の影響

保管場所の耐性：　重大事故等対処設備上に堆積した降下火砕物は除灰を行うため，地震時に影響が生じることはない。
作　業　環　境　：　除灰と斜面崩壊土砂撤去及び段差の整地作業が輻輳するため作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 外 ル ー ト ：　除灰と斜面崩壊土砂撤去及び段差の整地作業が輻輳するため作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 内 ル ー ト ：　建屋に対する荷重は増長するが，影響なし。

(8b) 火山の影響　×　地震

保管場所の耐性：　重大事故等対処設備上に堆積した降下火砕物は除灰を行うため，地震時に影響が生じることはない。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　火山の単独事象に包絡。（地震影響がない，若しくは影響の少ないルートの除灰作業を優先する。）
屋 内 ル ー ト ：　建屋に対する荷重は増長するが，除灰するため影響なし。

(9a) 地震　×　森林火災

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。（防火帯が崩れ，発電所内に延焼する可能性がある。重大事故等対処設備の移動により対応する場合，高台より西側（海側）のアクセスルート」を使用する。）
作　業　環　境　：　重大事故等対処設備の移動と斜面崩壊土砂撤去及び段差の整地作業が輻輳するため作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 外 ル ー ト ：　高台より西側（海側）のアクセスルートを使用する。延焼を食い止め，アクセスルートを確保するため，消火活動が必要となる。また，斜面崩壊土砂撤去及び段差の整地作業もあり，作業が輻輳するため作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(9b) 森林火災　×　地震

保管場所の耐性：　設計基準を超える森林火災の場合，防火帯を超えて発電所内に延焼する可能性がある。重大事故等対処設備を移動する必要がある場合は，高台西側アクセスルートを使用する。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　高台保管場所より西側（海側）のアクセスルートを使用する。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(10a) 地震　×　生物学的事象

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(10b) 生物学的事象　×　地震

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(11a) 津波　×　降水

保管場所の耐性：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　設計基準を超える津波の場合，降水中にがれきの撤去作業を行う必要があるため，作業効率が低下するものの，全く作業ができなくなることは考えにくい。
屋 内 ル ー ト ：　浸水対策をしているため，影響なし。

(11b) 降水　×　津波

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　浸水対策をしているため，影響なし。

(12a) 津波　×　積雪

保管場所の耐性：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　除雪と津波のがれき撤去作業が輻輳するため作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(12b) 積雪　×　津波

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(13a) 津波　×　風

保管場所の耐性：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　津波のがれきと風の飛散物の重畳により作業量が増加するものの，作業不能となることは考えにくい。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(13b) 風　×　津波

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(14a) 津波　×　竜巻

保管場所の耐性：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　津波のがれきと竜巻飛散物の重畳により作業量が増加するものの，対応は可能である。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(14b) 竜巻　×　津波

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(15a) 津波　×　凍結（低温）

保管場所の耐性：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　設計基準を超える津波の場合，がれきを撤去するため重機が必要であるが，凍結（低温）事象は気象予報により想定可能なため，暖機運転等適切に対処することができる。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(15b) 凍結（低温）　×　津波

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(16a) 津波　×　落雷

保管場所の耐性：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　設計基準を超える津波の場合，がれきを撤去するため重機を使用して屋外作業を行うが，落雷警報発生時を避け対応する。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(16b) 落雷　×　津波

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(17a) 津波　×　火山の影響

保管場所の耐性：　設計基準を超える津波を仮定しても，高台まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　設計基準を超える津波を仮定しても，高台まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　設計基準を超える津波の場合，除灰と津波のがれき撤去作業が輻輳するため作業量が増加するものの，対応は可能である。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(17b) 火山の影響　×　津波
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(18a) 津波　×　森林火災
保管場所の耐性：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　設計基準を超える津波を仮定しても，保管場所まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(18b) 森林火災　×　津波
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　高台より西側（海側）のアクセスルートを使用する。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(19a) 津波　×　生物学的事象
保管場所の耐性：　設計基準を超える津波を仮定しても，高台まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　設計基準を超える津波を仮定しても，高台まで浸水することは現実的には考えにくいため，増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(19b) 生物学的事象　×　津波
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(20a) 降水　×　積雪　（積雪後の降水）
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　建屋に対する荷重は増長するが，影響なし。

(20b) 積雪　×　降水　（積雪後の降水）
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　建屋に対する荷重は増長するが，影響なし。

(21a) 降水　×　風
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　降水時に風の飛散物の撤去作業を行う必要があるため作業効率が低下するものの，全く作業ができなくなることは考えにくい。
屋 外 ル ー ト ：　降水時に風の飛散物の撤去作業を行う必要があるため作業効率が低下するものの，全く作業ができなくなることは考えにくい。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(21b) 風　×　降水

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　降水時に風の飛散物の撤去作業を行う必要があるため作業効率が低下するものの，全く作業ができなくなることは考えにくい。気象予報により屋外での作業が困難なレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。
屋 外 ル ー ト ：　降水時に風による飛散物の撤去作業を行う必要があるため作業効率が低下するものの，全く作業ができなくなることは考えにくい。気象予報により屋外での作業が困難なレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(22a) 降水　×　竜巻

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　竜巻通過後，降水中に竜巻飛散物の撤去作業を行う必要があるため作業効率が低下するものの，全く作業ができなくなることは考えにくい。
屋 外 ル ー ト ：　竜巻通過後，降水中に竜巻飛散物の撤去作業を行う必要があるため作業効率が低下するものの，全く作業ができなくなることは考えにくい。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(22b) 竜巻　×　降水

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　竜巻通過後，降水中に竜巻飛散物の撤去作業を行う必要があるため作業効率が低下するものの，全く作業ができなくなることは考えにくい。
屋 外 ル ー ト ：　竜巻通過後，降水中に竜巻飛散物の撤去作業を行う必要があるため作業効率が低下するものの，全く作業ができなくなることは考えにくい。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(23a) 降水　×　凍結（低温）

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。（積雪の単独事象に包絡）
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。（積雪の単独事象に包絡）
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。（積雪の単独事象に包絡）
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(23b) 凍結（低温）　×　降水

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。（凍結（低温），積雪の各単独事象に包絡）
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。（凍結（低温），積雪の各単独事象に包絡）
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。（凍結（低温），積雪の各単独事象に包絡）
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(24a) 降水　×　落雷

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(24b) 落雷　×　降水

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(25a) 降水　×　火山の影響

保管場所の耐性：　湿分を吸収することにより，降下火砕物の荷重が増長するが，除灰するため影響なし。

作　業　環　境　：　重大事故等対処設備上の降下火砕物の撤去等，重機を用いない除灰作業の負担が増加するものの，湿潤状態の降下火砕物を想定した除灰体制とするため，影響なし。

屋 外 ル ー ト ：　重機で除灰するため影響なし。ただし，降水の影響が強い場合は斜面で泥流のような状況になり得るため，降水が弱まるまで作業不可能。降水の状況を見極めて対応する。

屋 内 ル ー ト ：　建屋に対する荷重は増長するが，影響なし。

(25b) 火山の影響　×　降水

保管場所の耐性：　湿分を吸収することにより，降下火砕物の荷重が増長するが，除灰するため影響なし。

作　業　環　境　：　重大事故等対処設備上の降下火砕物の撤去等，重機を用いない除灰作業の負担が増加するものの，湿潤状態の降下火砕物を想定した除灰体制とするため，影響なし。

屋 外 ル ー ト ：　重機で除灰するため影響なし。ただし，降水の影響が強い場合は斜面で泥流のような状況になり得るため，降水が弱まるまで作業不可能。降水の状況を見極めて対応する。

屋 内 ル ー ト ：　建屋に対する荷重は増長するが，影響なし。

(26a) 降水　×　森林火災

保管場所の耐性：　影響が緩和される組み合わせのため，それぞれ単独事象に包絡。

作　業　環　境　：　影響が緩和される組み合わせのため，それぞれ単独事象に包絡。

屋 外 ル ー ト ：　影響が緩和される組み合わせのため，それぞれ単独事象に包絡。

屋 内 ル ー ト ：　影響が緩和される組み合わせのため，それぞれ単独事象に包絡。

(26b) 森林火災　×　降水

保管場所の耐性：　影響が緩和される組み合わせのため，それぞれ単独事象に包絡。

作　業　環　境　：　影響が緩和される組み合わせのため，それぞれ単独事象に包絡。

屋 外 ル ー ト ：　影響が緩和される組み合わせのため，それぞれ単独事象に包絡。

屋 内 ル ー ト ：　影響が緩和される組み合わせのため，それぞれ単独事象に包絡。

(27a) 降水　×　生物学的事象

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(27b) 生物学的事象　×　降水

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(28a) 積雪　×　風

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　除雪作業と風の飛散物撤去作業が必要であり作業物量が増加するが，対応は可能である。

屋 外 ル ー ト ：　除雪作業と風の飛散物撤去作業が必要であり作業物量が増加するが，複数ルートのうち，飛散物の影響が少ないルートを選択して除雪することにより対応は可能である。

屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(28b) 風 × 積雪

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。

作 業 環 境 ： 除雪作業と風の飛散物撤去作業が必要であり作業物量が増加するが，対応は可能である。気象予報により屋外での作業が困難なレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。

屋 外 ル ー ト ： 除雪作業と風の飛散物撤去作業が必要であり作業物量が増加するが，複数ルートのうち，飛散物の影響が少ないルートを選択して除雪することにより影響は限定的。気象予報により屋外での作業が困難なレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。

屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(29a) 積雪 × 竜巻

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。

作 業 環 境 ： 除雪作業と竜巻飛散物撤去作業が必要であり，積雪単独事象の場合より作業物量が増加するものの，対応は可能である。

屋 外 ル ー ト ： 除雪作業と竜巻飛散物撤去作業が必要であり，積雪単独事象の場合より作業物量が増加するものの，対応は可能である。

屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(29b) 竜巻 × 積雪

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。

作 業 環 境 ： 除雪作業と竜巻飛散物撤去作業が必要であり，竜巻の単独事象の場合より作業物量が増加するものの，対応は可能である。

屋 外 ル ー ト ： 除雪作業と竜巻飛散物撤去作業が必要であり，竜巻の単独事象の場合より作業物量が増加するものの，対応は可能である。

屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(30a) 積雪 × 凍結（低温）

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。

作 業 環 境 ： 増長する影響モードなし。（気象予報を踏まえ，凍結（低温）が想定される場合は，重機等を暖機運転する。）

屋 外 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。（気象予報を踏まえ，凍結（低温）が想定される場合は，重機等を暖機運転する。）

屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(30b) 凍結（低温） × 積雪

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。

作 業 環 境 ： 増長する影響モードなし。（気象予報を踏まえ，凍結（低温）が想定される場合は，重機等を暖機運転する。）

屋 外 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。（気象予報を踏まえ，凍結（低温）が想定される場合は，重機等を暖機運転する。）

屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(31a) 積雪 × 落雷

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。

作 業 環 境 ： 落雷の発生状況を踏まえて除雪を実施。落雷の発生期間は短いと想定。

屋 外 ル ー ト ： 落雷の発生状況を踏まえて除雪を実施。落雷の発生期間は短いと想定。

屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(31b) 落雷 × 積雪

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。

作 業 環 境 ： 落雷の発生状況を踏まえて除雪を実施。落雷の発生期間は短いと想定。

屋 外 ル ー ト ： 落雷の発生状況を踏まえて除雪を実施。落雷の発生期間は短いと想定。
屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(32a) 積雪 × 火山の影響
保管場所の耐性： 除雪・除灰の作業量が増加するものの，対応は可能である。
作 業 環 境 ： 除雪・除灰の作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 外 ル ー ト ： 除雪・除灰の作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 内 ル ー ト ： 建屋にかかる荷重が増加。除雪・除灰にて対応。

(32b) 火山の影響 × 積雪
保管場所の耐性： 除雪・除灰の作業量が増加するものの，対応は可能である。
作 業 環 境 ： 除雪・除灰の作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 外 ル ー ト ： 除雪・除灰の作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 内 ル ー ト ： 建屋にかかる荷重が増加。除雪・除灰にて対応。

(33a) 積雪 × 森林火災
保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。
作 業 環 境 ： 増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(33b) 森林火災 × 積雪
保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。
作 業 環 境 ： 増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(34a) 積雪 × 生物学的事象
保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。
作 業 環 境 ： 増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(34b) 生物学的事象 × 積雪
保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。
作 業 環 境 ： 増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(35a) 風 × 竜巻
保管場所の耐性： 横転等により機能喪失する可能性が増加するが，竜巻の影響は局所的である。（保管場所は位置的分散がされている）
作 業 環 境 ： 風と竜巻の飛散物撤去作業が必要であり作業物量が増加するが，対応は可能である。気象予報により屋外での作業が困難なレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。
屋 外 ル ー ト ： 風と竜巻の飛散物撤去作業が必要であり作業物量が増加するが，対応は可能である。気象予報により屋外での作業が困難なレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。
屋 内 ル ー ト ： 建屋に作用する荷重は増長するが，影響なし。

(35b) 竜巻　×　風

保管場所の耐性：　横転等により機能喪失する可能性が増加するが，竜巻の影響は局所的。（保管場所は位置的分散がされている）

作　業　環　境　：　風と竜巻の飛散物撤去作業が必要であり作業物量が増加するが，対応は可能である。

屋 外 ル ー ト ：　風と竜巻の飛散物撤去作業が必要であり作業物量が増加するが，対応は可能である。

屋 内 ル ー ト ：　建屋に作用する荷重は増長するが，影響なし。

(36a) 風　×　凍結（低温）

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(36b) 凍結（低温）　×　風

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(37a) 風　×　落雷

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　風の飛散物を撤去する場合は落雷を避けて作業を実施する必要があるが，ルートは複数あるため，飛散物のない／少ないルートを選択する。気象予報を踏まえ，屋外作業ができないレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。

屋 外 ル ー ト ：　風の飛散物を撤去する場合は落雷を避けて作業を実施する必要があるが，ルートは複数あるため，飛散物のない／少ないルートを選択する。気象予報を踏まえ，屋外作業ができないレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(37b) 落雷　×　風

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　風の飛散物を撤去する場合は落雷を避けて作業を実施する必要があるが，ルートは複数あるため，飛散物のない／少ないルートを選択する。

屋 外 ル ー ト ：　風の飛散物を撤去する場合は落雷を避けて作業を実施する必要があるが，ルートは複数あるため，飛散物のない／少ないルートを選択する。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(38a) 風　×　火山の影響

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　強風を避けて除灰を実施する必要がある。気象予報を踏まえ，屋外作業ができないレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。

屋 外 ル ー ト ：　強風を避けて除灰を実施する必要がある。気象予報を踏まえ，屋外作業ができないレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(38b) 火山の影響　×　風

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　強風を避けて除灰を実施する必要がある。

屋 外 ル ー ト ：　強風を避けて除灰を実施する必要がある。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(39a) 風　×　森林火災

保管場所の耐性：　火線強度が増長する。防火帯は一定の裕度を有しているが，防火帯を越えて延焼する可能性がある。防火帯の設計想定以上の強風でかつ，森林火災が発生した場合は重大事故等対処設備を移動する。気象予報を踏まえ，移動作業もできないレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。

作　業　環　境　：　強風の場合は重大事故等対処設備を移動する。気象予報を踏まえ，移動作業もできないレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。

屋 外 ル ー ト ：　高台より西側（海側）のアクセスルート，サブルートを移動する。防火帯を越えて延焼してきた場合でも，プラント周辺は非植生のため，消火活動を踏まえて対応。

屋 内 ル ー ト ：　プラント周辺は非植生のため，影響なし。

(39b) 森林火災　×　風

保管場所の耐性：　火線強度が増長する。防火帯は一定の裕度を有しているが，防火帯を越えて延焼する可能性がある。

作　業　環　境　：　強風の場合は重大事故等対処設備を移動する。気象予報を踏まえ，移動作業もできないレベルの強風が想定される場合はプラントを停止する。

屋 外 ル ー ト ：　高台より西側（海側）のアクセスルート，サブルートを移動する。防火帯を越えて延焼してきた場合でも，プラント周辺は非植生のため，消火活動を踏まえて対応。

屋 内 ル ー ト ：　プラント周辺は非植生のため，影響なし。

(40a) 風　×　生物学的事象

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(40b) 生物学的事象　×　風

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(41a) 竜巻　×　凍結（低温）

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。（竜巻通過後に飛散物の撤去作業を実施）

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。（竜巻通過後に飛散物の撤去作業を実施）

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(41b) 凍結（低温）　×　竜巻

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。（竜巻通過後に飛散物の撤去作業を実施）

屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。（竜巻通過後に飛散物の撤去作業を実施）

屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(42a) 竜巻　×　落雷

(42b) 落雷　×　竜巻

※保守的に相関性があるものと仮定するため，主事象と副事象の区別が不要。

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。

作　業　環　境　：　竜巻飛散物を撤去する場合は落雷を避けて作業を実施する必要があるが，ルートは複数あるため，飛散物のない／少ないルートを選択する。

屋 外 ル ー ト ：　竜巻飛散物を撤去する場合は落雷を避けて作業を実施する必要があるが，ルートは複数あるため，飛散物のない／少ないルートを選択する。

屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(43a) 竜巻 × 火山の影響

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。
作 業 環 境 ： 竜巻による飛散物の撤去作業と降下火砕物の除灰が必要であり，作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 外 ル ー ト ： 竜巻による飛散物の撤去作業と降下火砕物の除灰が必要であり，作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(43b) 火山の影響 × 竜巻

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。
作 業 環 境 ： 竜巻による飛散物の撤去作業と降下火砕物の除灰が必要であり，作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 外 ル ー ト ： 竜巻による飛散物の撤去作業と降下火砕物の除灰が必要であり，作業量が増加するものの，対応は可能である。
屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(44a) 竜巻 × 森林火災

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。（風速が上昇するものの影響は限定的）
作 業 環 境 ： 増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。（森林火災の影響を受けない高台より西側（海側）のアクセスルート又はサブルート上の竜巻飛散物を撤去して使用する。）
屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(44b) 森林火災 × 竜巻

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。（風速が上昇するものの影響は限定的）
作 業 環 境 ： 増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。（森林火災の影響を受けない高台西側アクセスルート又はサブルート上の竜巻飛散物を撤去して使用する。）
屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(45a) 竜巻 × 生物学的事象

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。
作 業 環 境 ： 増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(45b) 生物学的事象 × 竜巻

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。
作 業 環 境 ： 増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(46a) 凍結（低温） × 落雷

保管場所の耐性： 増長する影響モードなし。
作 業 環 境 ： 増長する影響モードなし。（気象予報，落雷警報等を踏まえ，重大事故等対処設備を暖機運転する。）
屋 外 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。（気象予報，落雷警報等を踏まえ，重大事故等対処設備を暖機運転する。）
屋 内 ル ー ト ： 増長する影響モードなし。

(46b) 落雷　×　凍結（低温）

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。（気象予報，落雷警報等を踏まえ，重大事故等対処設備を暖機運転する。）
屋　外　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。（気象予報，落雷警報等を踏まえ，重大事故等対処設備を暖機運転する。）
屋　内　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。

(47a) 凍結（低温）　×　火山の影響

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。（気象予報を踏まえ，重大事故等対処設備を暖機運転する。）
屋　外　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。（気象予報を踏まえ，重大事故等対処設備を暖機運転する。）
屋　内　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。

(47b) 火山の影響　×　凍結（低温）

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。（気象予報を踏まえ，重大事故等対処設備を暖機運転する。）
屋　外　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。（気象予報を踏まえ，重大事故等対処設備を暖機運転する。）
屋　内　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。

(48a) 凍結（低温）　×　森林火災

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋　外　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。
屋　内　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。

(48b) 森林火災　×　凍結（低温）

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋　外　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。
屋　内　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。

(49a) 凍結（低温）　×　生物学的事象

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋　外　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。
屋　内　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。

(49b) 生物学的事象　×　凍結（低温）

保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋　外　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。
屋　内　ル　ー　ト　：　増長する影響モードなし。

(50a) 落雷　×　火山の影響
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。（落雷の状況を踏まえ，除灰を実施。降灰の期間に対し落雷の期間は短期間であると考えられる。）
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。（落雷の状況を踏まえ，除灰を実施。降灰の期間に対し落雷の期間は短期間であると考えられる。）
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(50b) 火山の影響　×　落雷
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。（落雷の状況を踏まえ，除灰を実施。降灰の期間に対し落雷の期間は短期間であると考えられる。）
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。（落雷の状況を踏まえ，除灰を実施。降灰の期間に対し落雷の期間は短期間であると考えられる。）
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(51a) 落雷　×　森林火災
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(51b) 森林火災　×　落雷
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(52a) 落雷　×　生物学的事象
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(52b) 生物学的事象　×　落雷
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(53a) 火山の影響　×　森林火災
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(53b) 森林火災　×　火山の影響
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト ：　増長する影響モードなし。

(54a) 火山の影響　×　生物学的事象
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト　：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト　：　増長する影響モードなし。

(54b) 生物学的事象　×　火山の影響
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト　：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト　：　増長する影響モードなし。

(55a) 森林火災　×　生物学的事象
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト　：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト　：　増長する影響モードなし。

(55b) 生物学的事象　×　森林火災
保管場所の耐性：　増長する影響モードなし。
作　業　環　境　：　増長する影響モードなし。
屋 外 ル ー ト　：　増長する影響モードなし。
屋 内 ル ー ト　：　増長する影響モードなし。

別紙 2

平成 19 年（2007 年）新潟県中越沖地震時の被害状況について

1. 中越沖地震の概要

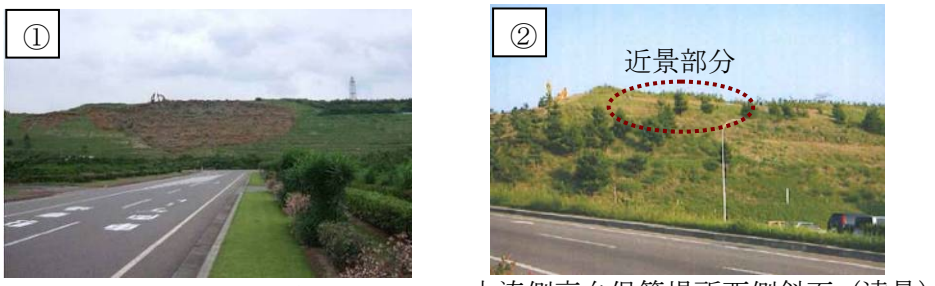
平成 19 年 7 月 16 日午前 10 時 13 分頃，新潟県中越沖において，大きな地震が発生し，新潟県と長野県で最大震度 6 強を観測したほか，北陸地方を中心に東北地方から近畿・中国地方にかけて広い範囲で地震動が観測された。気象庁発表によれば，マグニチュードは 6.8，震源深さは 17 ㎞である。柏崎刈羽原子力発電所は，震央距離 16 ㎞，震源距離約 23 ㎞に位置し，地震発生により大きな地震動を受けた。

2. 中越沖地震時の被害状況

中越沖地震時に発電所構内で確認された被害のうち，屋外のアクセスルートに関わる斜面及び道路の被害状況について次頁以降に示す。

2．1　斜面の被害状況

発電所構内の斜面について，大規模な斜面崩壊は確認されなかった。比較的大きな被害としては，土捨場北側斜面及び大湊側高台保管場所西側斜面において，部分的な表層の肌落ちが生じた。これらの斜面については，地震後の復旧として，肌落ち箇所の表層を取り除くとともに，地震前よりも緩勾配に整形した。



第1図　斜面の被害箇所及びその状況

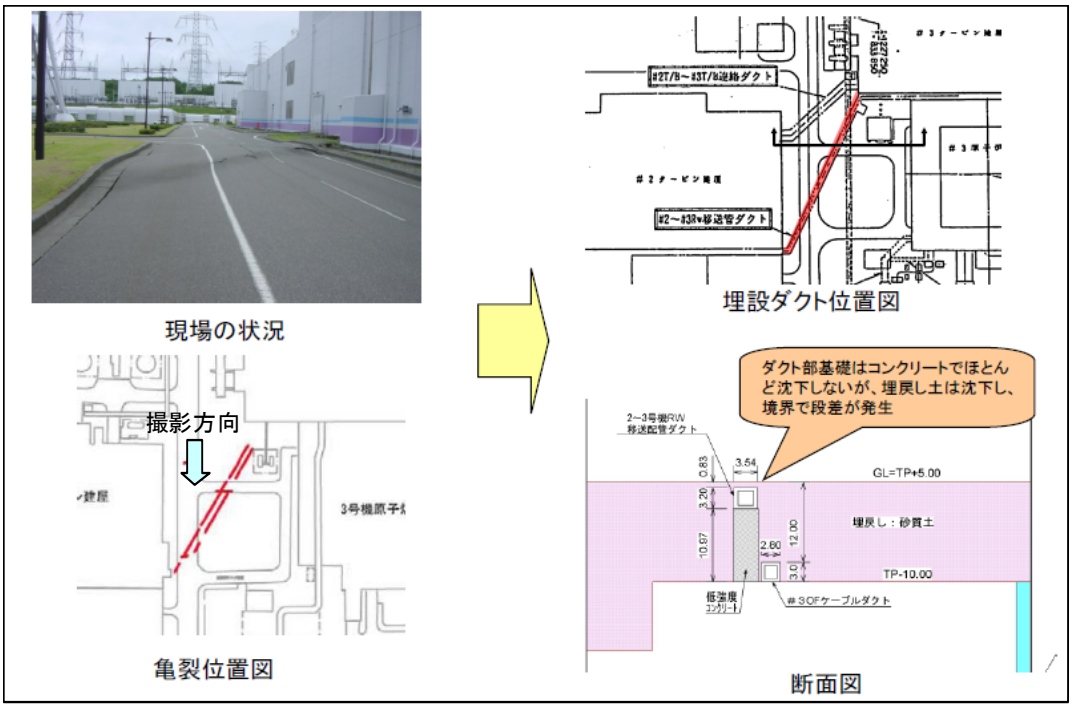
2．2　道路の被害状況

埋設物等境界部における段差の発生

地中埋設構造物及び地盤改良部と埋戻部等との境界部において段差が確認され，その沈下量は建屋付近を除く一般部において，埋戻し土厚さの体積ひずみ 1%程度であり，アクセス性に支障を及ぼすような段差は限定的であった。

なお，1 号炉補機冷却用海水取水路付近はアクセス性に支障を及ぼすような段差が確認されたものの，今回の屋外アクセスルートに設定していない。

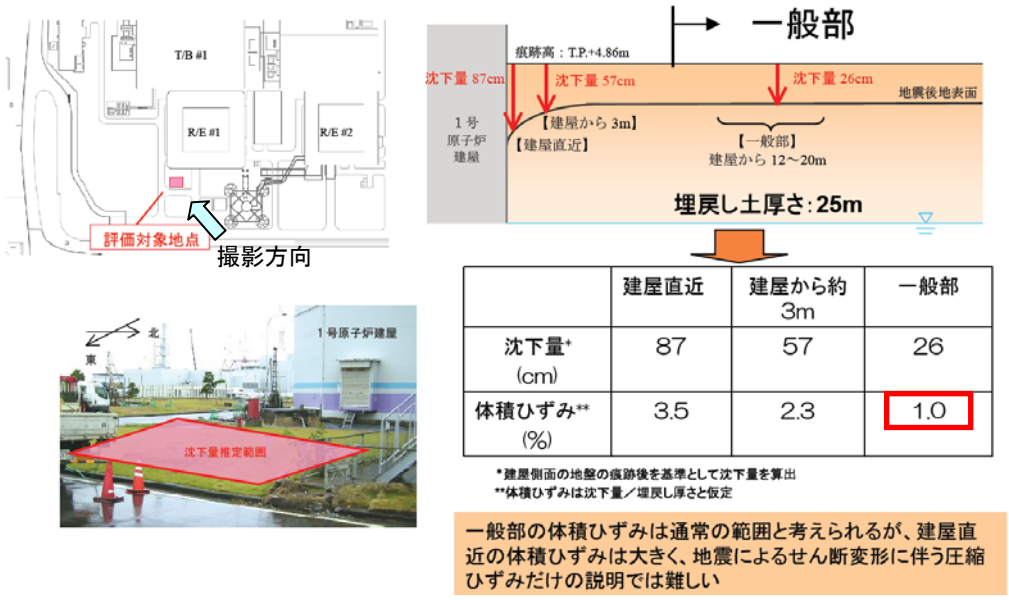
地震時に同様なアクセス性に支障を及ぼすような段差の発生が想定されるが，事前対策（段差緩和対策（別紙 36 参照），砕石のストック等）を実施するとともに，重機を用いてアクセスルートを復旧し（詳細は別紙 11 参照），車両が徐行運転をすることでアクセスは可能である。



※総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会

耐震・構造設計小委員会地震・津波、地質・地盤合同 WG（第 3 回：平成 19 年 12 月 25 日）資料に加筆

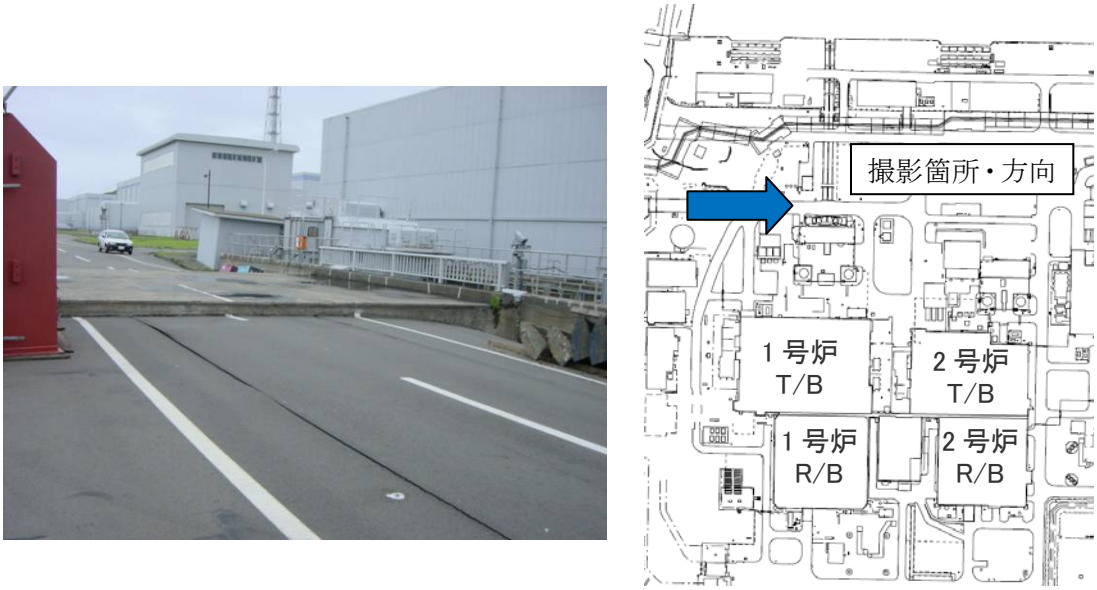
第 2 図　2 号炉，3 号炉間道路の被災状況



※総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会

耐震・構造設計小委員会地震・津波、地質・地盤合同 WG（第 3 回：平成 19 年 12 月 25 日）資料に加筆

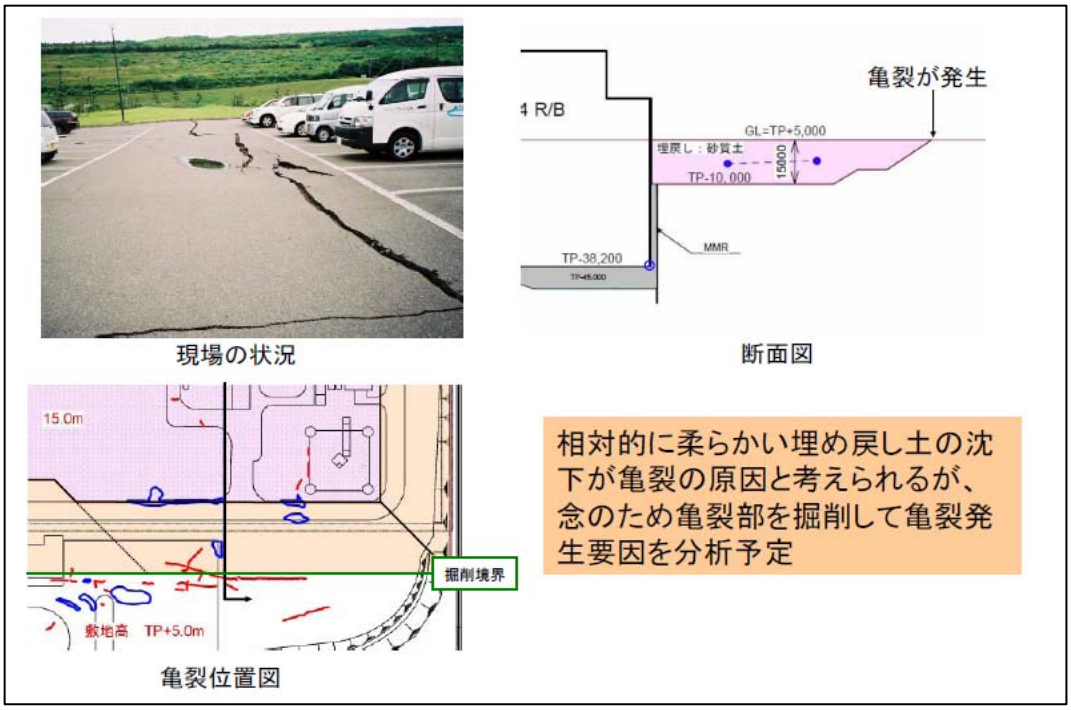
第 3 図　1 号炉南側の被災状況



第 4 図　1 号炉補機冷却用海水取水路付近の被災状況（アクセス性に支障がある段差）

地山と埋戻部との境界部における被災状況

建設時の掘削線（地表面）に沿って亀裂が確認されたものの，アクセス性に支障を及ぼすような段差は生じなかった。



※総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会

耐震・構造設計小委員会地震・津波、地質・地盤合同 WG（第 3 回：平成 19 年 12 月 25 日）資料に加筆

第 5 図　4 号炉東側の被災状況

別紙 3

可搬型設備の接続箇所及び仕様について

1. 可搬型設備接続箇所の考え方

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設けるとともに，一つの接続口につき一つの機能としている。

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，設備の信頼度等を考慮し，必要に応じて更なる安全性向上のために予備を確保する。

可搬型設備の建屋接続口の一覧を第 1 表～第 4 表に，可搬型設備の配置図（全体概要）を第 2 図に，建屋接続場所等を第 3 図，第 4 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（6 号炉）

可搬型設備名称	口数	接続方法	仕様
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・CSP 接続口（大容量注水用）	2 箇所 （廃棄物処理建屋 東，西）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・CSP 接続口	1 箇所 （廃棄物処理建屋 西）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・CSP 接続口（可搬式用）	2 箇所 （廃棄物処理建屋 東，西）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・ウェル接続口	2 箇所 （原子炉建屋 南，北）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・MUWC 接続口	2 箇所 （原子炉建屋 東，南）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・MUWC 接続口（可搬式）	1 箇所 （原子炉建屋 東）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・SFP 接続口	2 箇所 （原子炉建屋 東，北）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・SFP 接続口（可搬式）	1 箇所 （原子炉建屋 南）	接合金具	75A
可搬型代替交流電源設備（電源車）	2 箇所 （原子炉建屋 南，北）	貫通口	175A

第 2 表　その他の可搬型設備　（6 号炉）

可搬型設備名称	口数	接続方法	仕様
直流給電車	3 箇所 （原子炉建屋 南， コントロール建屋北，南）	圧縮端子接続 （羽子板）	－
代替原子炉補機冷却系	3 箇所 （タービン建屋 西，南，北）	フランジ	250A
可搬型窒素供給装置 （格納容器圧力逃がし装置　N2 パージ用）	1 箇所 （原子炉建屋 東）	接合金具	25A
可搬型窒素供給装置 （耐圧強化ベント　N2 パージ用）	1 箇所 （タービン建屋 1 階 東）	接合金具	25A
スクラバ水 pH 制御設備 （格納容器圧力逃がし装置　スクラバ水 pH 制御用）	1 箇所 （フィルタベント遮蔽壁 南）	接合金具	75A

第 3 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　（7 号炉）

可搬型設備名称	口数	接続方法	仕様
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・CSP 接続口（大容量注水用）	2 箇所 （廃棄物処理建屋 東，西）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・CSP 接続口	1 箇所 （廃棄物処理建屋 西）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・CSP 接続口（可搬式用）	2 箇所 （廃棄物処理建屋 東，西）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・ウェル接続口	2 箇所 （原子炉建屋 東，南）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・MUWC 接続口	2 箇所 （原子炉建屋 南，北）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・MUWC 接続口（可搬式）	1 箇所 （原子炉建屋 東）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・SFP 接続口	2 箇所 （原子炉建屋 東，北）	接合金具	75A
可搬型代替注水ポンプ（消防車） ・SFP 接続口（可搬式）	1 箇所 （原子炉建屋 南）	接合金具	75A
可搬型代替交流電源設備（電源車）	2 箇所 （原子炉建屋 南，北）	貫通口	175A

第 4 表　その他の可搬型設備　（7 号炉）

可搬型設備名称	口数	接続方法	仕様
直流給電車	3 箇所 （原子炉建屋 南， コントロール建屋北，南）	圧縮端子接続 （羽子板）	―
代替原子炉補機冷却系	2 箇所 （タービン建屋 西，南）	フランジ	250A
可搬型窒素供給装置 （格納容器圧力逃がし装置　N2 パージ用）	1 箇所 （原子炉建屋 南）	接合金具	25A
可搬型窒素供給装置 （耐圧強化ベント　N2 パージ用）	1 箇所 （タービン建屋 1 階 東）	接合金具	25A
スクラバ水 pH 制御設備 （格納容器圧力逃がし装置　スクラバ水 pH 制御用）	1 箇所 （フィルタベント遮蔽壁 南）	接合金具	75A

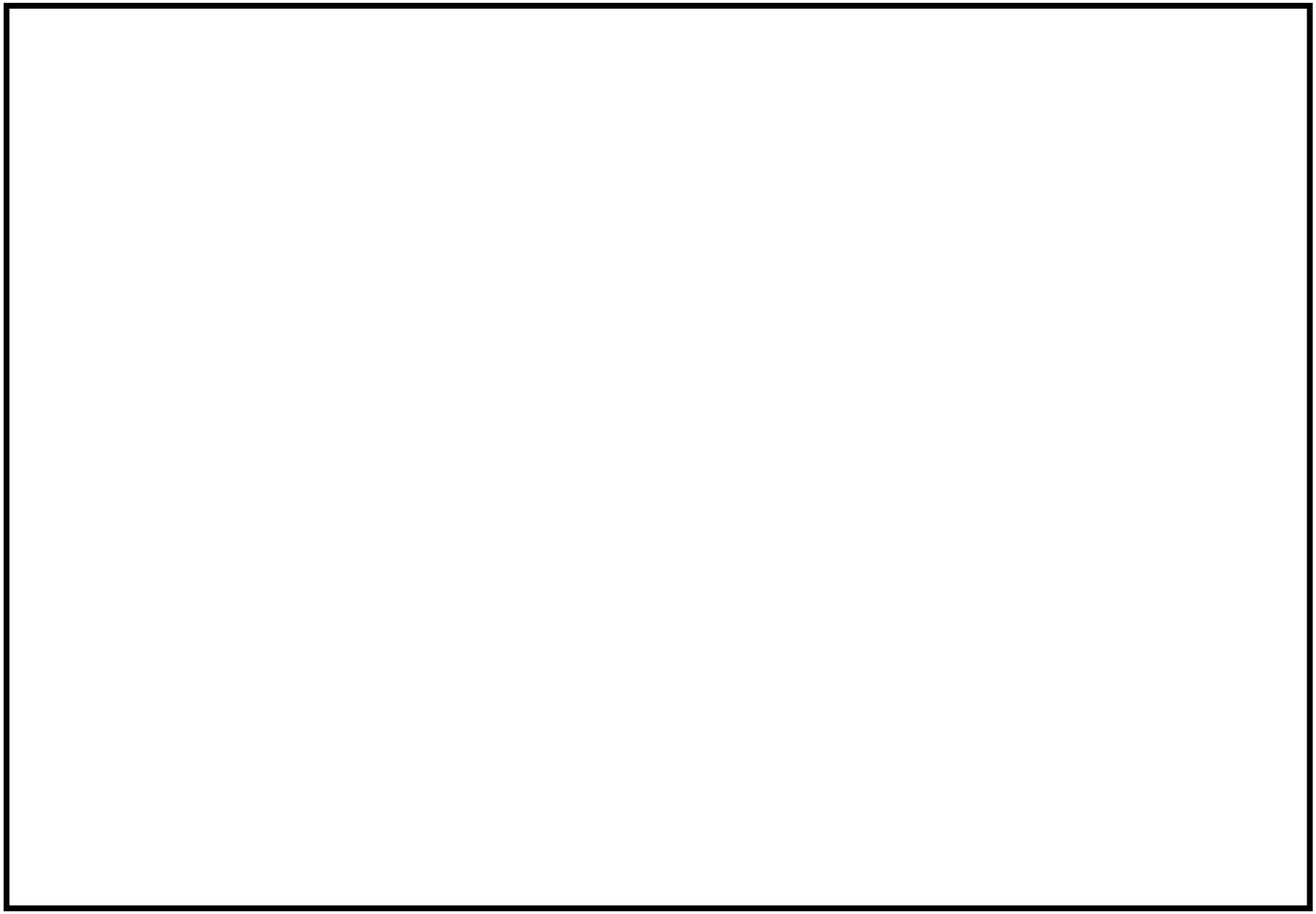
接合金具接続

貫通口

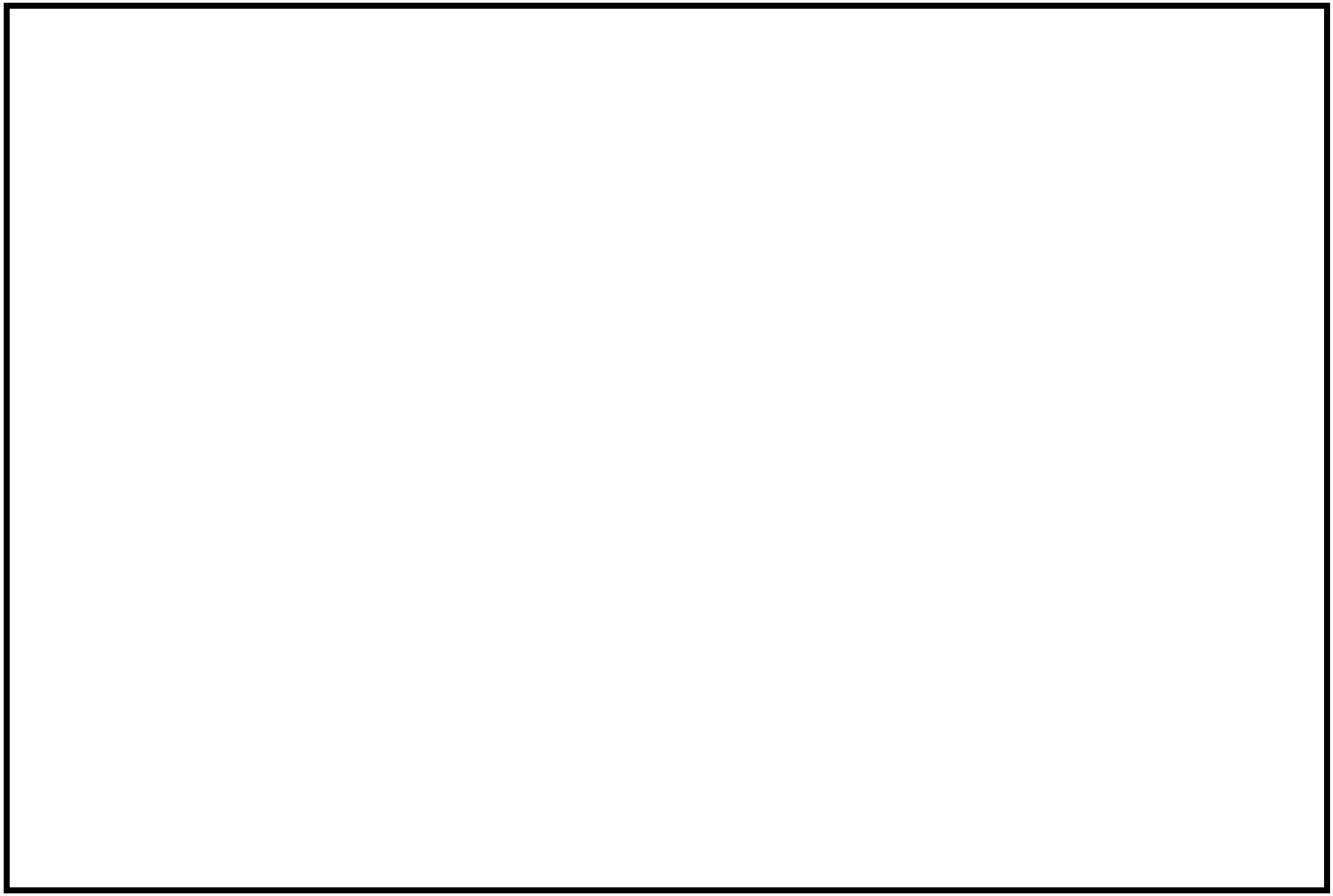
圧縮端子接続　（例示）

フランジ接続

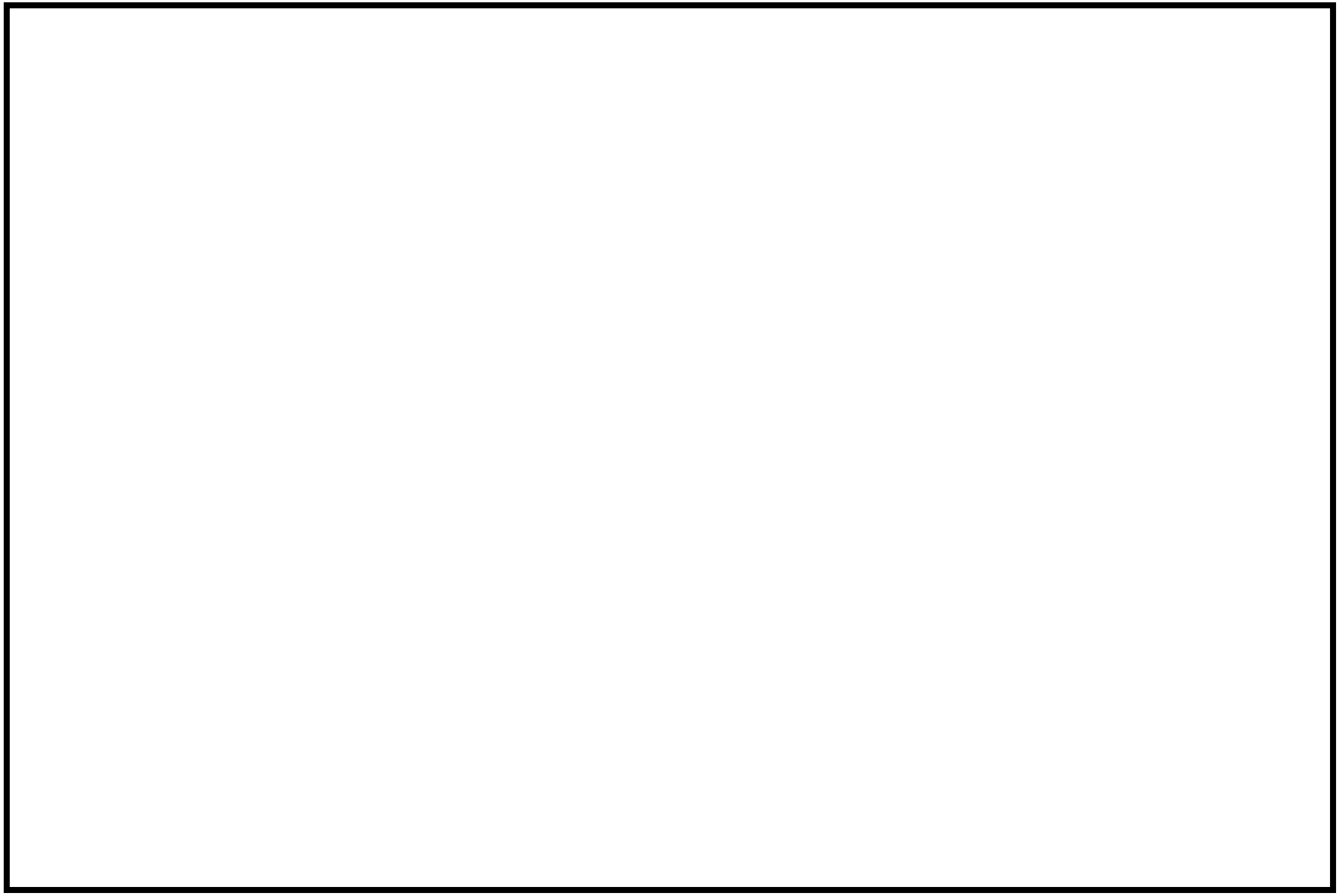
第 1 図　可搬型設備の接続方法



第2図　可搬型設備　配置図（全体概要）



第 3 図　6 号炉可搬型設備　建屋接続口及び仕様



第 4 図　7 号炉可搬型設備　建屋接続口及び仕様

別紙 4

淡水及び海水取水場所について

屋外アクセスルートに近接し，利用可能な淡水及び海水取水場所について，以下に示す。

1. 淡水取水場所

淡水取水場所は，淡水貯水池から直接送水した場所，又は第 1 図に示す防潮堤の内側の 3 箇所の防火水槽となる。このうち，①，②の 2 箇所の防火水槽については，淡水貯水池からの水供給も可能となる措置を講じている。

①No. 14 防火水槽（淡水貯水池から水供給可能）

②No. 15 防火水槽（淡水貯水池から水供給可能）

③No. 17 防火水槽

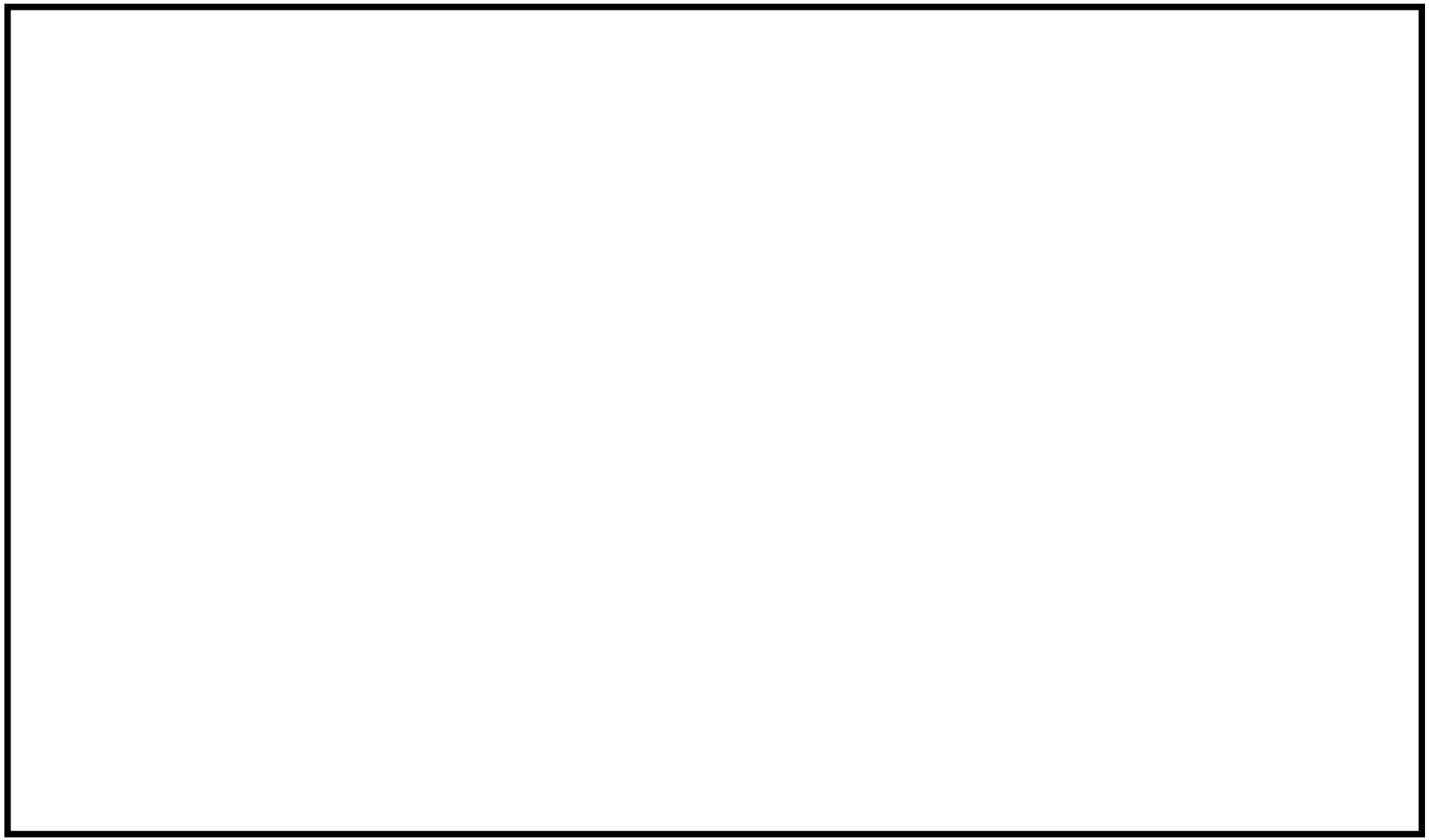
2. 海水取水場所

海水取水場所は，第 1 図に示すとおり防潮堤内側の 6 号及び 7 号炉のタービン建屋西側の取水路にそれぞれ 3 箇所確保している。

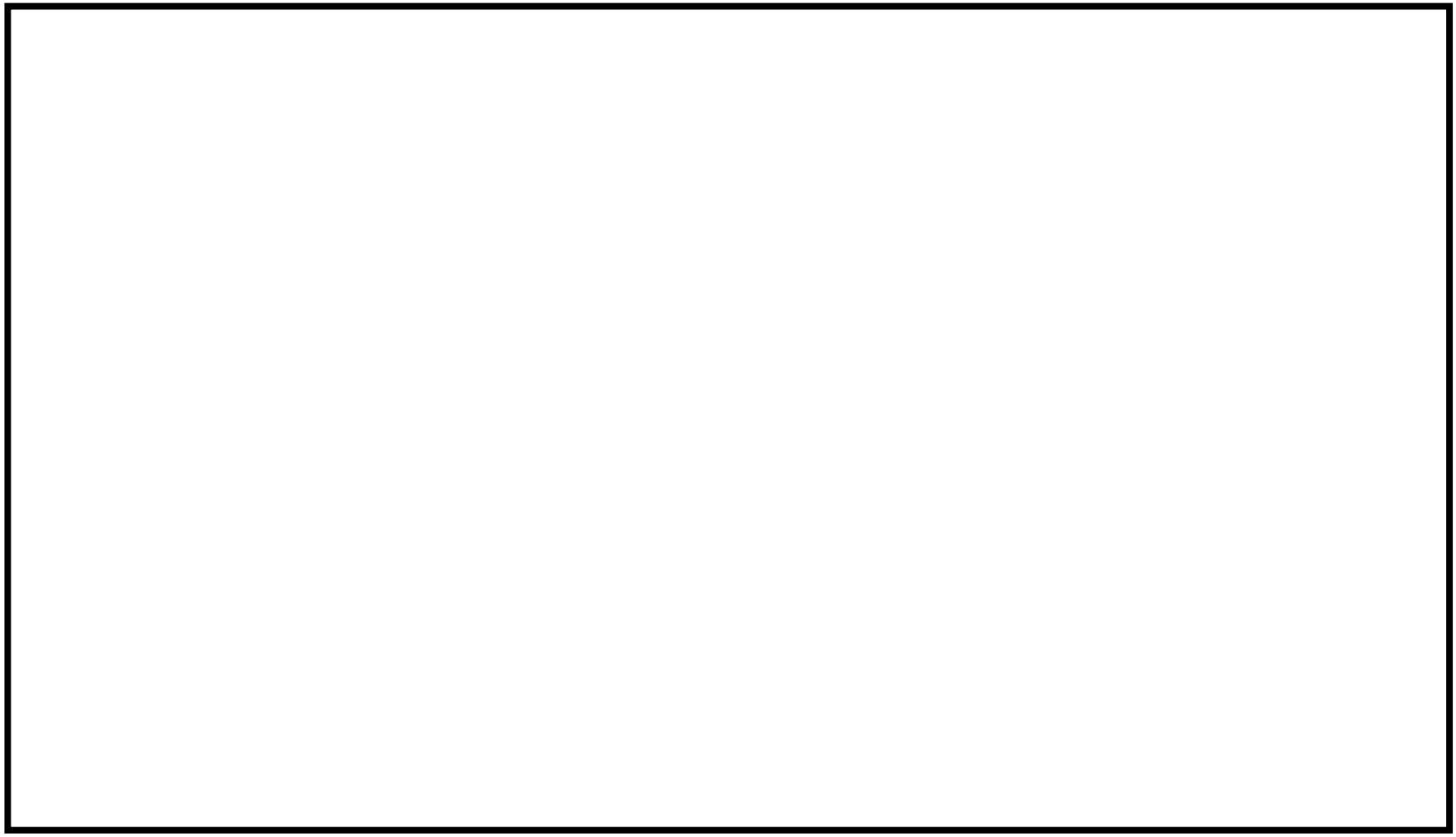
①6 号炉取水路

②7 号炉取水路

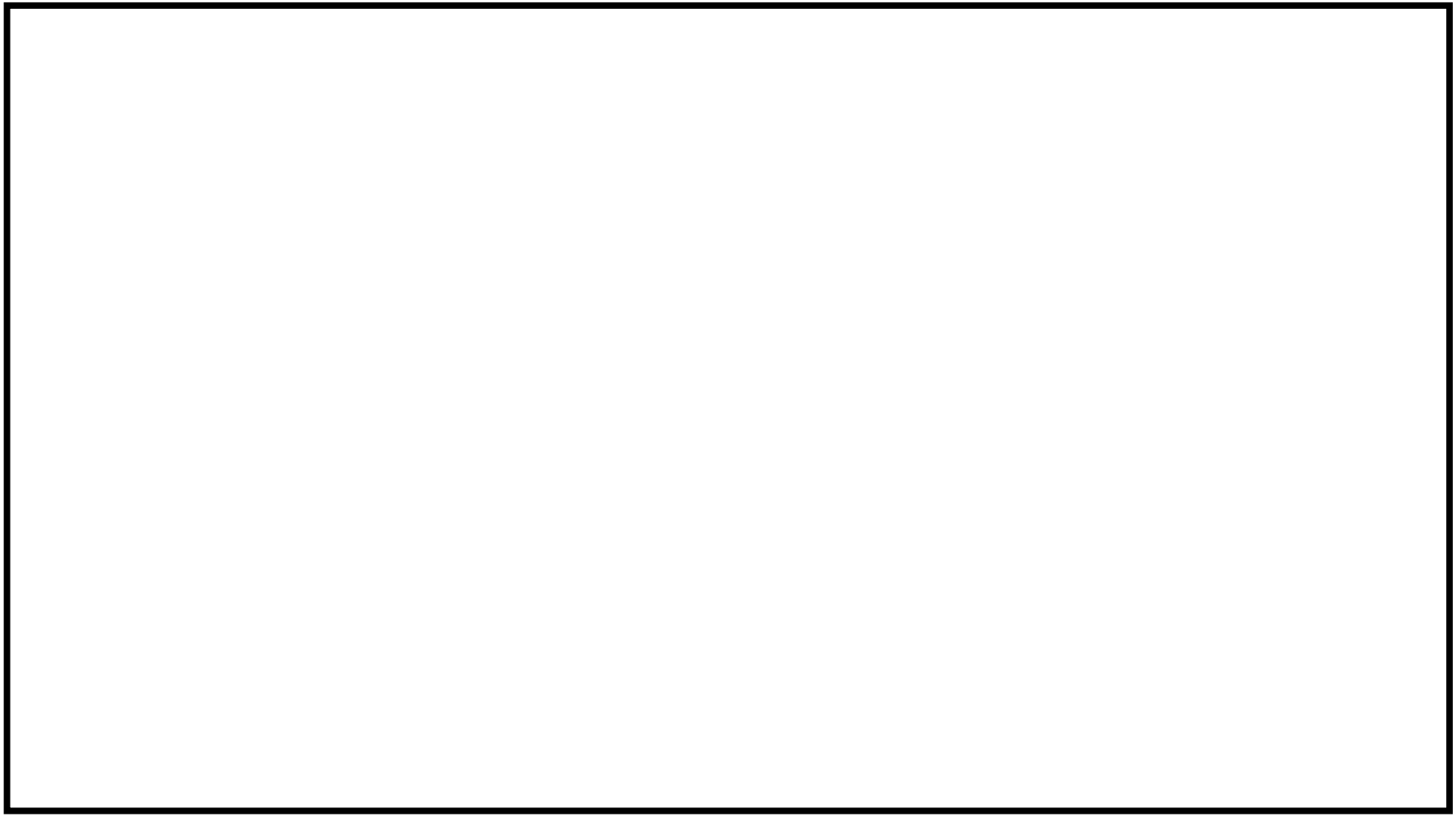
なお，参考として敷地内で利用可能な水源の配置状況等を第 2 図に示す。



第１図　淡水及び海水取水場所



第２－１図　その他の淡水及び海水取水場所



第２－２図　その他の淡水及び海水取水場所（拡大図）

別紙 5

鉄塔基礎の安定性について

1. 概要

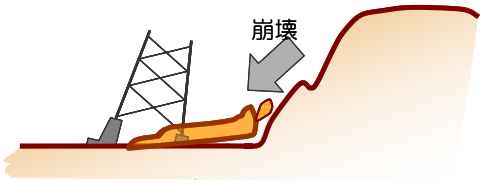
経済産業省原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（指示）」（平成 23・04・15 原院第 3 号）に基づき鉄塔敷地周辺の地盤変状の影響による二次的被害の要因である盛土崩壊や地すべり，急傾斜地の土砂崩壊の影響を評価し，抽出した鉄塔について，地質専門家による現地踏査結果を踏まえ，基礎の安定性に影響がないことを確認した。

【基礎安定性評価項目】

① 盛土の崩壊

【リスク】盛土の崩壊に伴う土塊の流れ込みによる鉄塔傾斜，倒壊

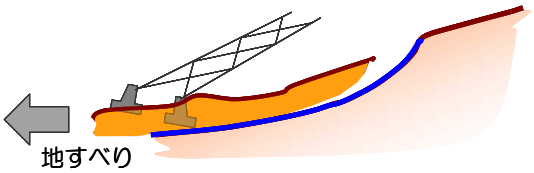
→ 送電鉄塔近傍に大規模な盛土がある箇所を抽出し，リスク評価をする。



② 地すべり

【リスク】鉄塔を巻込んだ地すべりによる鉄塔傾斜，倒壊

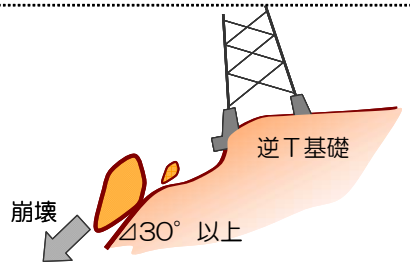
→ 地滑り防止地区，地滑り危険箇所，地滑り地形分布図をもとに地滑り箇所を抽出し，リスク評価をする。



③ 急傾斜地

【リスク】逆T字型基礎における地盤崩壊による鉄塔傾斜，倒壊

→ 急傾斜地（30度以上）で土砂崩壊が発生する可能性がある箇所を抽出し，リスクを評価する。



「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　東京電力株式会社）から抜粋

2.　現地踏査基数と対策必要箇所

柏崎刈羽原子力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。

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	
500kV 新新潟幹線 ※1	214 基	1 基	28 基	25 基	0 基
500kV 南新潟幹線 ※1	201 基	3 基	33 基	0 基	0 基
154kV 荒浜線 ※2	26 基	0 基	2 基	2 基	0 基
合計	441 基	4 基	63 基	27 基	0 基

※1 「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　東京電力株式会社）から抜粋

※2 「原子力発電所等に対する供給信頼性向上対策ならびに原子力発電所等電源線の送電鉄塔基礎の安定性等評価報告書」（平成 24 年 2 月　東北電力株式会社）から抜粋

3.　送電鉄塔基礎の補強について

新新潟幹線 No.1 及び南新潟幹線 No.1 の送電鉄塔については，自主的に，脚間不同変位を抑制するため，鉄塔敷地内をコンクリートで舗装し，脚間隔を確保する対策を実施することで信頼性向上を図っている。

新新潟幹線 No.1 送電鉄塔

南新潟幹線 No.1 送電鉄塔

4.　送電鉄塔周辺の法面補強について

鉄塔下側の法面に対して，自主的にすべり安定性向上のために，アンカーによる安定対策工事を実施している。

超高圧開閉所東側法面

別紙 6

崩壊土砂の到達距離について

土砂の到達距離についての各種文献等の記載は以下のとおり

第 1 表　各種文献における崩壊土砂の到達距離

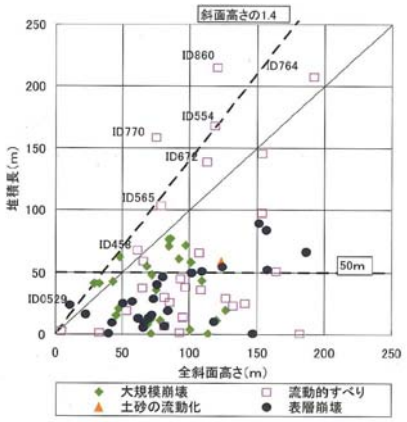
文献名	記載内容	根拠	到達距離	対象斜面
①土木学会:原子力発電所の基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価技術〈技術資料〉，2009	2004 年新潟県中越地震による斜面崩壊事例からの分析結果	実績	1.4H （斜面高×1.4 倍）	自然斜面
②土質工学会：土質工学ハンドブック，1990	1969～1974 年の崖崩れの事例収集		1.4H （斜面高×1.4 倍）	
③土木学会：土木工学ハンドブック，1989	1972～1982 年に発生した急傾斜地 3500 地区の調査結果		0.55～0.79H （崩壊高×0.55～0.79 倍）	
④土砂災害防止法	土砂災害警戒区域	警戒区域※1	2.0H （斜面高×2.0 倍）	
⑤宅地防災研究会：宅地防災マニュアルの解説，2007	急傾斜地崩壊危険箇所の考え方		2.0H （斜面高×2.0 倍）	

※1：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おそれがある区域。危険の周知，警戒避難体制の整備等が図られる。

【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〈技術資料〉

- 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（降雨等）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の事例について分析。
- 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。

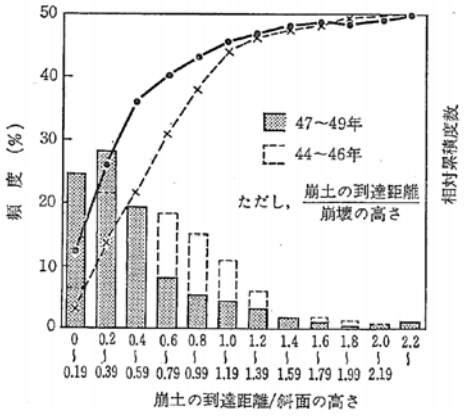


第 1 図　周辺斜面の離間距離に関する JEAG4601 1987 目安値との比較※2

※2　土木学会：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〈技術資料〉，2009

②土質工学ハンドブック

・（盛土の到達距離）/（斜面高さ）は，被災の範囲の実態を示す指標として重要なものであるが，第 2 図に示すように，0.2～0.39 が最頻値で，0.6 以下で全体の 72.5%を占める。更に斜面の高さの 1.4 倍まで考えれば，全体の 94.2%が含まれる。



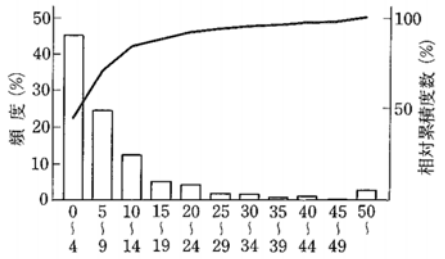
第 2 図　盛土の到達距離/斜面高さ頻度分布※1

※1　土質工学会：土質工学ハンドブック，1990

③土木工学ハンドブック

第 2 表　斜面構成土質ごとの崩壊規模

	崩壊の高さ h(m)	崩壊の幅 W(m)	崩壊の深さ d(m)	崩壊土量 V(m³)	崩土の到達距離 L(m)	h/H	L/h
表　土	14.3	15.5	1.2	287.0	8.1	0.69	0.57
崩積土	16.2	21.2	1.5	667.5	11.3	0.80	0.79
火山砕屑物	14.3	17.6	3.1	321.6	13.8	0.85	0.96
段丘堆積物	13.9	23.8	2.1	333.1	12.2	0.91	0.84
強風化岩	13.9	16.2	1.6	172.0	7.0	0.72	0.55
岩（Ⅰ）	13.7	13.9	1.4	249.8	6.0	0.60	0.43
岩（Ⅱ）	13.5	15.1	1.3	220.1	6.8	0.56	0.57
全　体	14.6	17.0	1.4	361.2	8.8	0.71	0.63



第 3 図　盛土の到達距離（m）※2

※2　土木学会：土木工学ハンドブック，1989

【警戒区域を示した文献等：④⑤】

④土砂災害防止法

第 4 図　警戒区域の概要

⑤宅地防災マニュアルの解説

土砂災害に係る危険箇所のうち、宅地造成に伴う災害に最も関連の深い急傾斜地崩壊危険箇所の考え方を以下に示す。

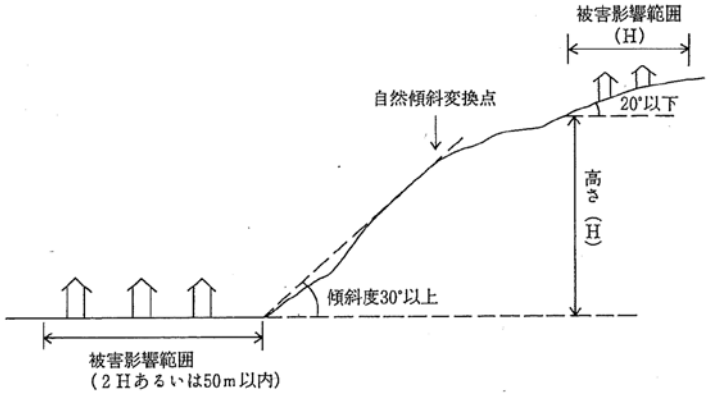
【危険箇所としての要件】

① 水平面とのなす角度が30度以上であること。

② 斜面の高さが５ｍ以上であること。

③ 斜面上部又は下部に人家が５戸以上あること（官公署、学校、病院、旅館等がある場合は５戸未満でも可）。

斜面上部又は下部とは、下図に示すように急傾斜地（傾斜30度以上のがけ）の下端及び上端から当該急傾斜地の高さの、それぞれ２倍及び１倍程度の範囲（概ね50ｍを限度とする）をいう。



第５図　急傾斜地崩壊危険箇所の用件※

※　宅地防災研究会：宅地防災マニュアルの解説，2007

【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。
- 上記を踏まえ，法面の崩壊土砂の到達距離に 2.0H を用いた場合のアクセスルートの復旧時間への影響を検討した結果，復旧時間の評価に影響を及ぼすことはないことを確認した。

宅地防災マニュアルの解説に記載されている被害影響範囲「斜面高さの2倍」を考慮した場合の，道路復旧の時間評価に及ぼす影響を検討する。

土砂災害に係る危険箇所のうち、宅地造成に伴う災害に最も関連の深い急傾斜地崩壊危険箇所の考え方を以下に示す。

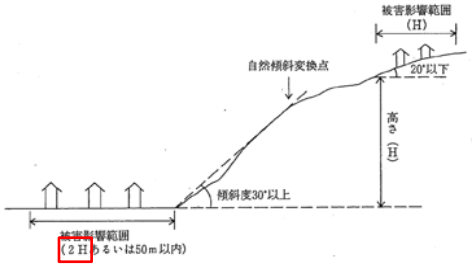
【危険箇所としての要件】

① 水平面とのなす角度が30度以上であること。

② 斜面の高さが５ｍ以上であること。

③ 斜面上部又は下部に人家が５戸以上あること（官公署、学校、病院、旅館等がある場合は５戸未満でも可）。

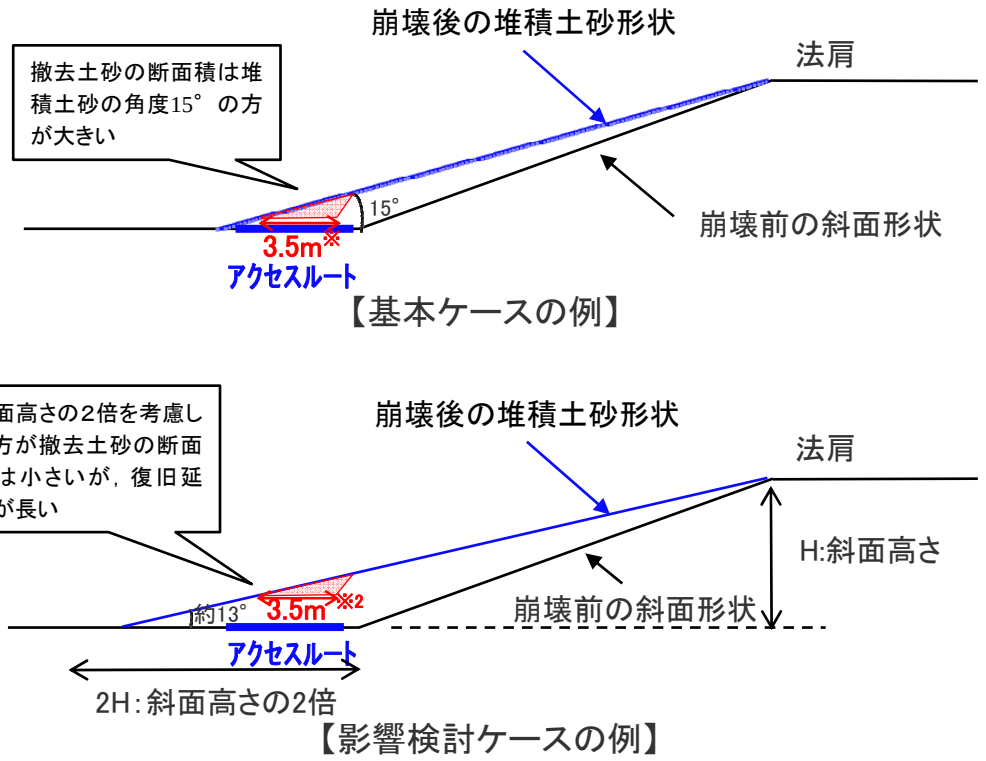
斜面上部又は下部とは、下図に示すように急傾斜地（傾斜30度以上のがけ）の下端及び上端から当該急傾斜地の高さの、それぞれ２倍及び１倍程度の範囲（概ね50ｍを限度とする）をいう。



図Ｘ.1　急傾斜地崩壊危険箇所の要件

「宅地防災マニュアルの解説」※1における
急傾斜地崩壊危険箇所の要件

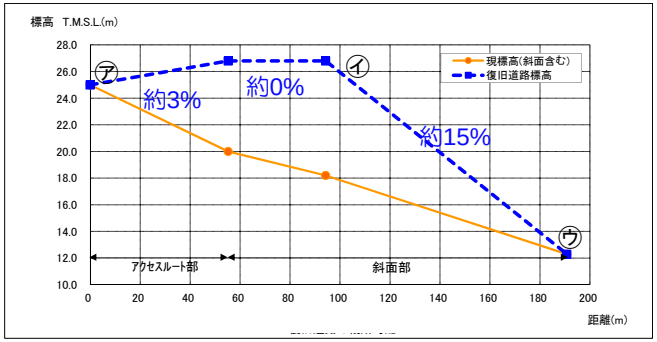
※1　宅地防災研究会：宅地防災マニュアルの解説，2007



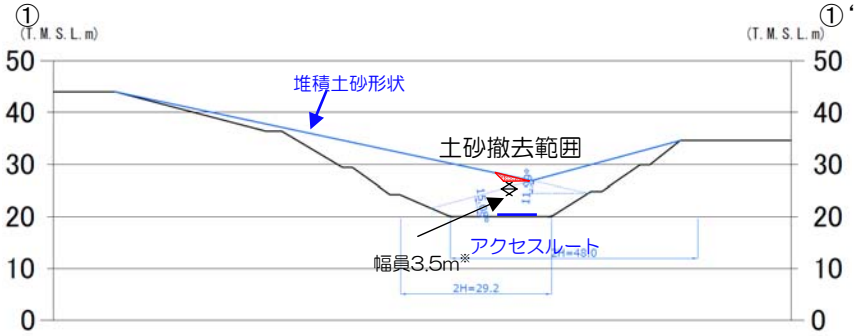
※2　中央土捨場北側は淡水移送に必要なホース敷設幅を考慮し，3.5m幅で復旧する。
（可搬型設備車両の通行のみの場合，必要な幅員は3m）

第6－1図　道路復旧時間の評価①

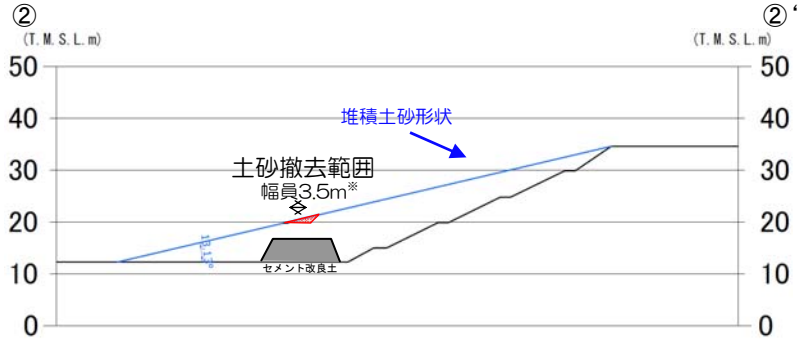
平面図



復旧するアクセスルートの縦断勾配



①－①' 断面図



②－②' 断面図

※当該箇所では，可搬型設備の通行（必要幅3m）に加え，
淡水移送に必要なホース敷設幅（必要幅0.5m）を想定

- 斜面高さの２倍まで崩壊土砂が到達するとした場合，アクセスルート上では堆積角度15°とした場合より堆積面が多少上側にシフトする。

第6－2図　道路復旧時間の評価②

斜面高さの２倍まで崩壊土砂が到達するとした場合，堆積面が多少上側にシフトし，基本ケースよりも復旧ルートの延長は長くなるが，復旧断面積が小さいことから，復旧時間の評価に影響を及ぼすことはない。

【検討条件】
基本ケースと同様

区間	距離（m）	時間評価項目	所要時間（分）	累積時間（分）[3]
第二企業センター[4]～5 号炉原子炉建屋	約 1,340 （崩壊土砂影響範囲約 190 含む）	徒歩移動	24[5]	24
5 号炉原子炉建屋内	東側入口～緊急時対策所～東側入口	徒歩移動	14	38
①→②	約 1,500 （崩壊土砂影響範囲約 190 含む）	徒歩移動	26	64
②→③	約 780	ﾎｲｰﾙﾛｰﾀﾞ移動	4	68
③→④	約 190	土砂撤去	151[1]	219
		安全確認	19	238
④→⑤	約 610	ﾎｲｰﾙﾛｰﾀﾞ移動	3	241
		段差復旧	78[2]	319

1）2台で実施（別紙14参照）。2台目は安全な離隔を確保するため，1台目の作業開始10分後に開始。
2）各号炉ホイールローダ1台で同時に復旧する（別紙37参照）。
3）大湊側高台保管場所に保管しているホイールローダにて復旧作業を行う場合は，保管場所までの移動時間が短いため，本評価時間よりも短時間で復旧が可能。
4）初動対応要員が滞在する「第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所」については，第二企業センターを起点として評価する。
5）ルートは本文第28-1図参照

第6 - 3図　道路復旧時間の影響評価③

屋外アクセスルート　現場確認結果

第１図　屋外アクセスルート　現場確認結果

別紙 8

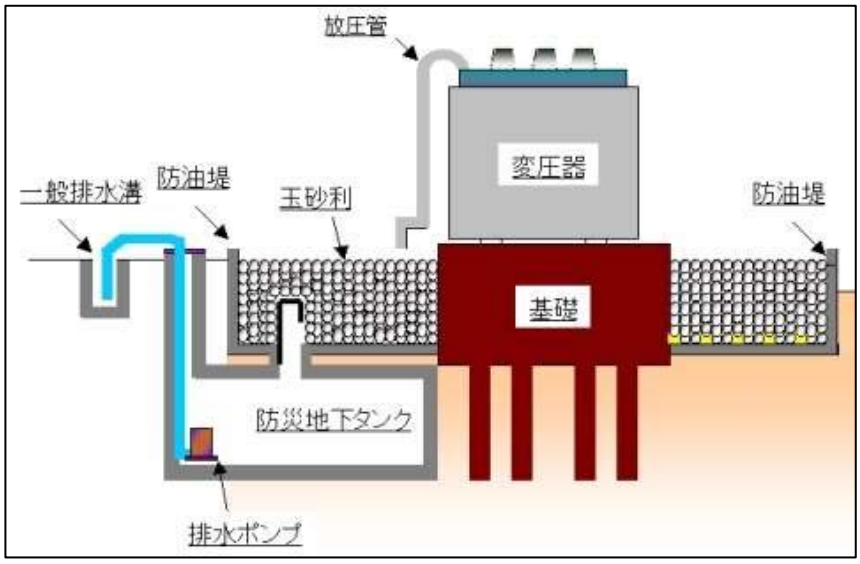
主要変圧器の火災について

1.　主要変圧器の火災について

(1) 変圧器の絶縁油の漏えいについて

地震により主要変圧器が損傷，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集油マスに流入した後，地下の防災地下タンクに流下する。また，これら各漏油受槽は，各変圧器の保有油量の全量を貯留するだけの容量を確保している。

よって，地震により主要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。なお，中越沖地震において，柏崎刈羽原子力発電所 2 号炉の主変圧器は地震の影響により漏油しているが，防油堤に流入しており火災には至っていない。



第 1 図　変圧器下部構造（防油堤及び防災地下タンク）

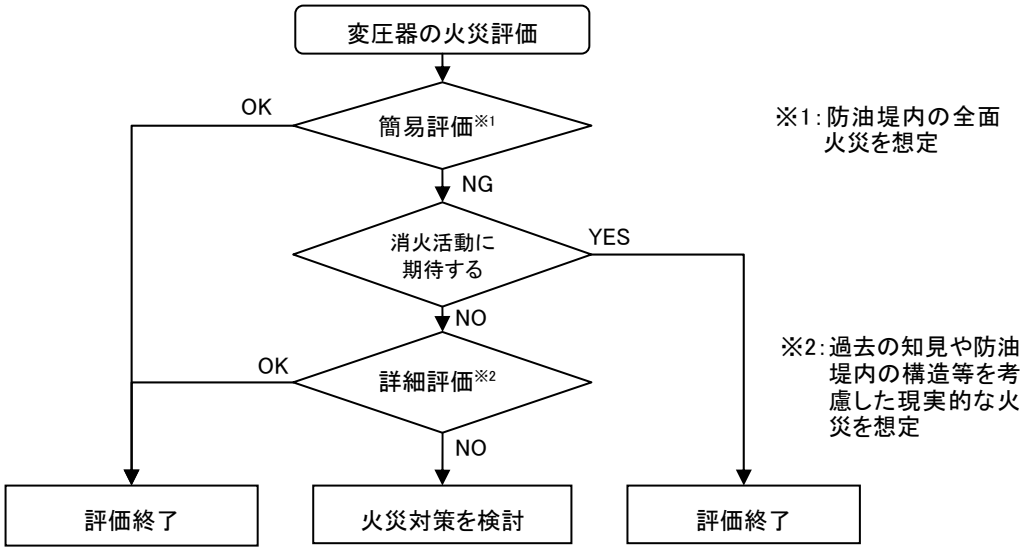
(2) 変圧器火災の事故拡大防止対策について

中越沖地震において，柏崎刈羽原子力発電所 3 号炉の所内変圧器で火災が発生しているが，地盤の沈下による相対変位が主な原因であることから，参考資料－1 に示すとおり，主要変圧器のうち，基礎面の沈下量に差が発生する可能性のあるものについては，変圧器の基礎構造を直接基礎構造から杭基礎構造へ変更するとともに，変圧器と二次側接続母線部ダクトの基礎部を一体化構造に変更している。

また，各主要変圧器は参考資料－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。

(3) 変圧器火災の評価方法について

変圧器火災の評価は，第 2 図のフローに従い行う。



第 2 図　変圧器の火災評価

上述したとおり，地震により主要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非常に少ないと考えているが，今回のアクセスルートへの影響については，保守的に簡易評価を採用する。

2.　アクセスルート周辺における主要変圧器の火災評価

(1) 各主要変圧器の保有油量及び漏油受槽受入量

第 1 表～第 4 表にアクセスルート周辺にある各主要変圧器の保有油量及び漏油受槽受入量を記す。

第 1 表　高起動変圧器保有油量及び漏油受槽受入量

変圧器	本体貯油量(kl)	漏油受槽名称	容量(m^3)
No.1 高起動変圧器	78.3	No.1 高起動変圧器用 防油堤及び防災地下ﾀﾝｸ	292
No.2 高起動変圧器	70.0	No.2 高起動変圧器用 防油堤及び防災地下ﾀﾝｸ	281
No.3 高起動変圧器	70.0	No.3 高起動変圧器用 防油堤及び防災地下ﾀﾝｸ	323

第 2 表　5 号炉各主要変圧器保有油量及び漏油受槽受入量

変圧器	本体貯油量(kl)	漏油受槽名称	容量(m³)
5 号炉主変圧器	190.0	5 号炉用 防油堤及び防災地下ﾀﾝｸ	465
5 号炉所内変圧器 A	18.1		
5 号炉所内変圧器 B	18.1		
5 号炉起動変圧器 A	17.1		
5 号炉起動変圧器 B	17.1		
5 号炉励磁電源変圧器	9.5		

第 3 表　6 号炉各主要変圧器保有油量及び漏油受槽受入量

変圧器	本体貯油量(kl)	漏油受槽名称	容量(m³)
6 号炉主変圧器	200.0	6 号炉用 防油堤及び防災地下ﾀﾝｸ	555
6 号炉所内変圧器 A	21.0		
6 号炉所内変圧器 B	21.0		
6／7 号炉起動変圧器 A	24.6		
6／7 号炉起動変圧器 B	24.6		

第 4 表　7 号炉各主要変圧器保有油量及び漏油受槽受入量

変圧器	本体貯油量(kl)	漏油受槽名称	容量(m³)
7 号炉主変圧器	214.0	7 号炉用 防油堤及び防災地下ﾀﾝｸ	829
7 号炉所内変圧器 A	19.2		
7 号炉所内変圧器 B	19.2		

(2) 火災源からの放射熱強度の算出

各変圧器について，火災が発生した場合の迂回路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

火災源を円筒火炎モデルと仮定し，火災源から受熱面が受け取る放射熱量の割合に関連する形態係数 ϕ を算出する。

$$\phi = \frac{1}{\pi m}\tan^{-1}\left(\frac{m}{\sqrt{n^2-1}}\right)+\frac{m}{\pi}\left[\frac{(A-2n)}{n\sqrt{AB}}\tan^{-1}\left(\sqrt{\frac{A(n-1)}{B(n+1)}}\right)-\frac{1}{n}\tan^{-1}\left(\sqrt{\frac{(n-1)}{(n+1)}}\right)\right]$$

$$A=(1+n)^2+m^2 \qquad B=(1-n)^2+m^2 \qquad m=H/R \qquad n=L/R$$

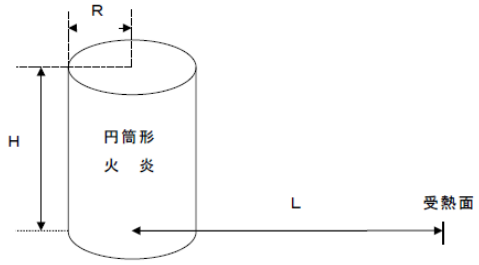
ただし，H:火炎高さ，R:火炎底面半径，L：火炎底面の中心から受熱面までの距離

油火災において任意の位置に置ける放射熱（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）の円筒火炎モデルを採用する。

なお，燃焼半径は以下の式から算出する（第 3 図）。

$$R = \sqrt{\frac{S}{\pi}}$$

R：燃焼半径（火炎底面半径）[m]，S：防油堤面積[m^2]



第 3 図　円筒火炎モデルと受熱面の関係

出典：石油コンビナートの防災アセスメント指針

2)　放射熱強度の算出

火災源の放射発散度 Rf と形態係数から，受熱面の放射熱強度 E を算出する。

$$E = Rf \cdot \phi$$

E：放射熱強度[kW/m^2]，Rf：放射発散度[kW/m^2]（第 5 表），形態係数

液面火災では，火炎面積の直径が 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発散度は低減する。

放射発散度の低減率 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 を下限とする。

第 5 表　主な可燃物の放射発散度

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

石油コンビナート等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以下の第 6 表に示す。

第 6 表　放射熱の影響

放射熱強度		状況および説明	出典
(kW/m^2)	($kcal/m^2h$)		
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」である 1.6kW/m^2

「1 分間以内で痛みを感じる強度」である 2.3kW/m^2 を採用し，以下の考えに基づき放射熱強度に対する対応を取ることとする（第 7 表）。

○防油堤がない変圧器周辺，継続的な作業を行う現場周辺→1.6kW/m^2

○防油堤がある変圧器周辺かつ，継続的な作業がなく周辺に作業員が 1 分以上滞在することのない（移動や一時的な作業のみ行う）現場周辺→2.3kW/m^2

第7表　各施設からの放射熱強度（防油堤全面火災の場合）

変圧器	放射熱強度採用基準値	根拠		放射熱強度が基準値となる火炎の中心からの距離[m]
		防油堤	作業	
(荒浜側)No.1高起動変圧器	2.3kW/m^2	あり	作業なし	18
(荒浜側)No.2高起動変圧器	2.3kW/m^2	あり	作業なし	16
(荒浜側)No.3高起動変圧器	2.3kW/m^2	あり	作業なし	16
(大湊側)5号炉変圧器	1.6kW/m^2	あり	作業あり	48
(大湊側)6号炉変圧器	1.6kW/m^2	あり	作業あり	49
(大湊側)7号炉変圧器	1.6kW/m^2	あり	作業あり	34
(大湊側)補助ﾎﾞｲﾗ変圧器	1.6kW/m^2	なし	作業なし	21

(3) 主要変圧器火災発生時の消火活動について

主変圧器及び起動用変圧器にはそれぞれ水噴霧消火設備が設置されているが，水源タンクや消火ポンプの損傷により消火ができない場合は，自衛消防隊による消火活動を実施し，被害の拡大を防止する。また，万一同時発災した場合は，アクセスルートへの影響の大きい箇所から消火活動を実施する。

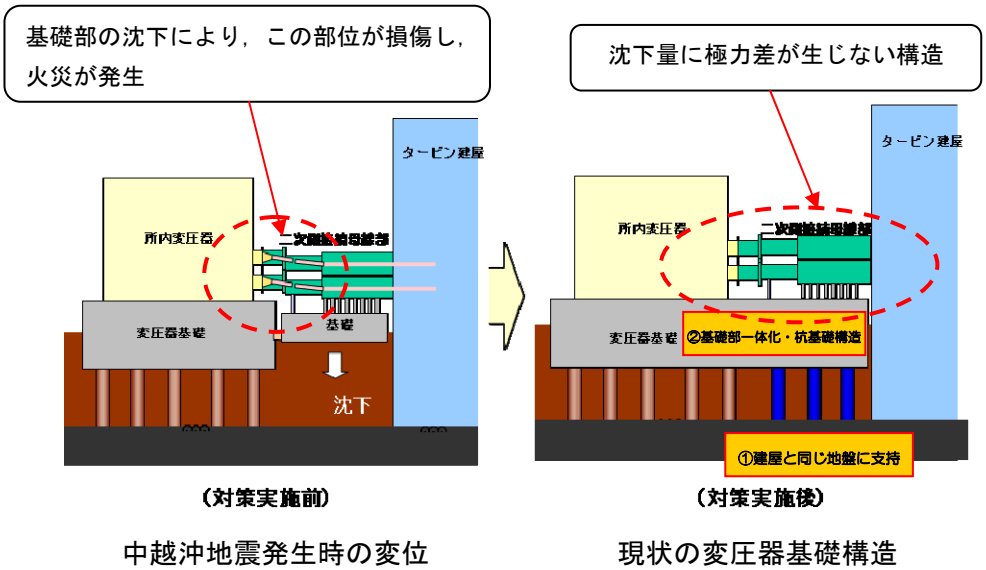
基礎面の沈下量の差への対策

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発生することを防止するため，下記の対策を実施。

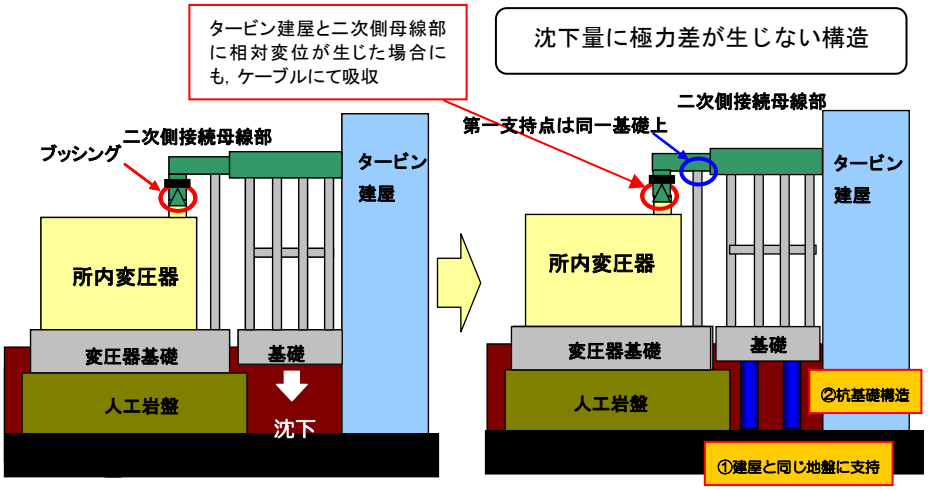
①二次側接続母線部ダクトの基礎をタービン建屋と同じ支持地盤にて支持。

②二次側接続母線部ダクトの基礎部を杭基礎構造へ変更，又は，変圧器と二次側接続母線部ダクトの基礎部を一体化。

なお，6 号炉は，建設時から一体化された基礎を人工岩盤にて直接支持する構造となっており，沈下量差の発生を防止する構造となっている。



第 1 図 変圧器火災の対策(3 号炉所内変圧器)

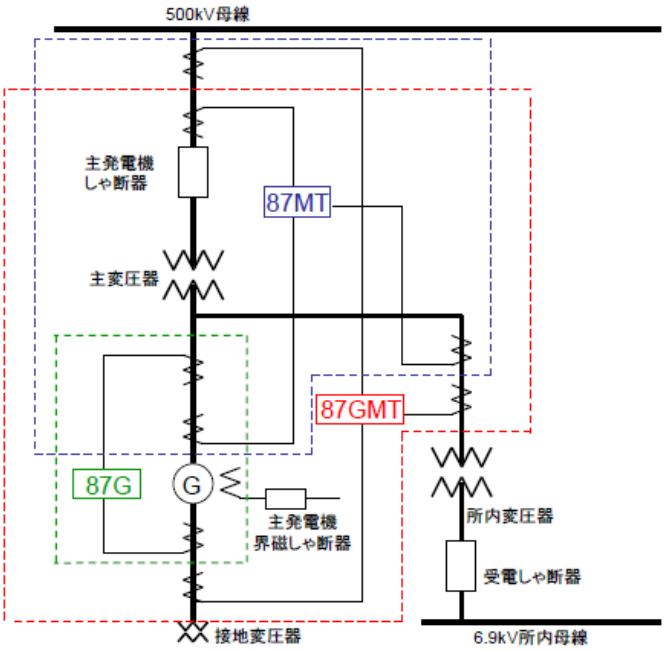


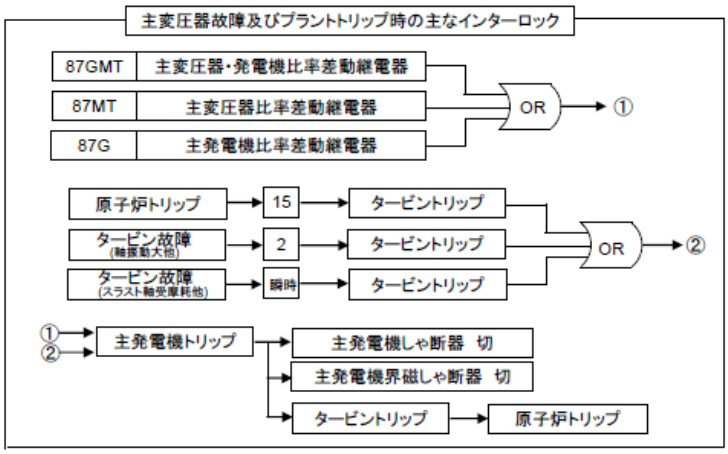
第 2 図 変圧器火災の対策(7 号炉所内変圧器)

主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

変圧器内部の巻き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主発電機しゃ断器及び主発電機界磁しゃ断器を開放することにより，事故点を隔離し，電気的に遮断するため，万一絶縁油が漏えいしたとしても火災発生のリスクは低減されると考える。





別紙 9

自衛消防隊（消防車隊）による消火活動等について

1.　自衛消防隊（消防車隊）の出動の可否について

発電所内の初期消火活動のため，発電所内の自衛消防隊詰め所に自衛消防隊（消防車隊）が常駐しているが，地震発生後の火災に対して，消火活動が可能であることを以下のとおり確認した。

(1) 自衛消防隊（消防車隊）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，自衛消防隊詰め所及び荒浜側高台保管場所から消防活動実施場所へのアクセスルートを確保している。

なお，車両でのアクセスルートの通行に影響がある場合には，緊急時対策要員によるアクセスルートの復旧を行うとともに，自衛消防隊は徒歩でのアクセスにより現場付近まで到着後，対応可能な手段により消火活動を行う。

第 1 図　自衛消防隊（消防車隊）のアクセスルート

(2) 自衛消防隊（消防車隊）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，自衛消防隊詰め所及び荒浜側高台保管場所に各々消防車両2台と泡消火剤を分散配置し,保有している。これにより，万一，自衛消防隊詰め所近傍に配備した消防自動車が出動不可能な場合でも，自衛消防隊員が自衛消防隊詰め所から荒浜側高台保管場所に 45 分以内に到着することで，当該場所に保管している消防自動車を用いた速やかな消火活動が可能である。

第1表　消防車両等の保管場所・数量

自衛消防隊詰め所	荒浜側高台保管場所
・化学消防自動車：1台 ・水槽付消防自動車又は消防ポンプ自動車：1台 ・泡消火薬剤備蓄車：1台 ・泡消火剤：1,500L	・化学消防自動車：1台 ・消防ポンプ自動車又は水槽付消防自動車：1台 ・泡消火剤：1,500L

2.　タンクローリによる燃料給油時の火災防止

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を取る。
- 万一油が漏えいした場合に備えて，油吸着シート及び消火器を周囲に配備する。

なお，油漏えいの防止策として，タンクローリから軽油タンクへの接続は接合金具及び電気的導通性のある耐油ホースを用いている。

別紙 10

浸水時の可搬型設備（車両）の走行について

屋外タンクが溢水した場合，及び降水が継続した場合には，一時的に敷地内に滞留し，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進入し，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，周辺の空地が平坦かつ広大であり，周辺の道路上及び排水設備を自然流下し，拡散すると考えられること（別紙 30 参照）
- 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り，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
- 降水による滞留水を保守的に評価した結果，大湊側の一部のエリアについては滞留水が 2cm/h 程度発生する可能性があるが，この滞留水は排水用フラップゲートを通じて速やかに排水されること（別紙 30 参照）

可搬型設備等（自主的に所有している主要な設備を含む）の機関吸気口又は排気口までの高さを第 1 表に示す。

第 1 表　可搬型設備等の機関吸気口又は排気口までの高さ

可搬型設備名	機関吸気口高さ※1	機関排気口高さ※1
可搬型代替交流電源設備（電源車）	約 30cm	約 31cm
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級消防車）	約 32cm	約 30cm
直流給電車	約 50cm	約 27cm
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級消防車）	約 37cm	約 27cm
6 号炉用，7 号炉用 代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラー	約 40cm	約 28cm
6 号炉用，7 号炉用　可搬型窒素供給装置	約 50cm	約 39cm
原子炉建屋放水設備　大容量送水車	約 47cm	約 31cm
原子炉建屋放水設備　泡原液搬送車	約 50cm	約 33cm
原子炉建屋放水設備　展張車	約 51cm	約 33cm
タンクローリ	約 47cm	約 34cm
ホイールローダ	約 36cm※2	
ショベルカー	約 45cm※2	
ブルドーザー	約 31cm※2	

※1　吸気口高さ及び排気口高さは，地上面からの測定結果（実測値）。同一可搬型設備名で複数の車種がある場合には最低値を記載。

※2　重機については，メーカカタログから確認した最低地上高を記載。

別紙 11

構内道路補修作業の検証について

1. 内容

がれき撤去，道路段差復旧及び土砂撤去に要する時間の検証

2. 日時

(1)がれき撤去

平成 28 年 5 月 17 日 14 時 00 分～15 時 50 分

平成 28 年 5 月 24 日 9 時 30 分～10 時 40 分

(2)段差復旧(a)

平成 28 年 6 月 21 日 13 時 30 分～17 時 30 分

(3)段差復旧(b)

平成 29 年 4 月 14 日 13 時 30 分～17 時 00 分

平成 29 年 4 月 25 日 9 時 30 分～11 時 50 分

(4)土砂撤去

平成 29 年 1 月 10 日 14 時 00 分～15 時 30 分

3. 場所

構内中央土捨場訓練ヤードほか

4. 作業員経歴

(1) がれき撤去

作業員 A：勤続 10 年 免許取得後 約 2 年

作業員 B：勤続 21 年 免許取得後 約 4 年

作業員 C：勤続 38 年 免許取得後 約 3 年

(2) 段差復旧 (a)

作業員 A：勤続 20 年 免許取得後 約 3 年

作業員 B：勤続 10 年 免許取得後 約 2 年

(3) 段差復旧 (b)

作業員 A：勤続 38 年 免許取得後 約 5 年

作業員 B：勤続 22 年 免許取得後 約 5 年

作業員 C：勤続 11 年 免許取得後 約 3 年

(4) 土砂撤去

作業員 A：勤続 37 年 免許取得後 約 5 年

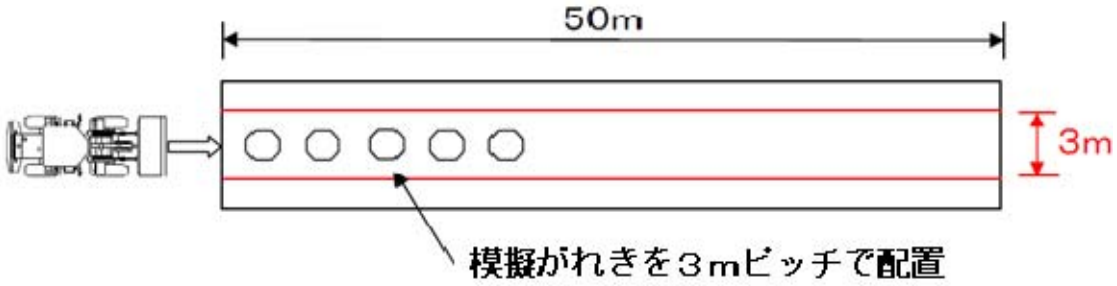
作業員 B：勤続 21 年 免許取得後 約 5 年

5.　検証概要と測定結果

(1) がれき撤去（模擬がれき：割石・流木・丸太・古タイヤ）

a.　概要

・ 柏崎刈羽原子力発電所に配備しているホイールローダにより,第1図のとおり,割石（約 1t）・古タイヤ（約 2.1t）・丸太（末口 30cm：7 本結束約 700kg）・流木（約 300kg）を「がれき」に見立て，幅員 3m のアクセスルートを確保した際の作業時間を作業員 A，B，C それぞれ 1 回計測した。



第 1 図　がれき撤去訓練概念図

《ホイールローダの仕様》

全長：735cm　　全幅：270cm

高さ：340cm　　運転質量：約 14.66t（定員 2 人）

重量：14.55t　　バケット容量：3m^3

b.　測定結果

・ 作業員 A　　2 分 32 秒　　(1.18km/h)

・ 作業員 B　　2 分 05 秒　　(1.44km/h)

・ 作業員 C　　2 分 50 秒　　(1.05km/h)

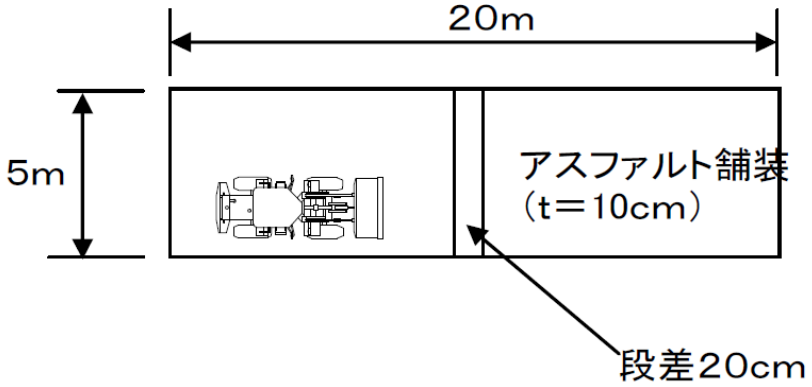
【評価値】3 分

(2)段差復旧(a)

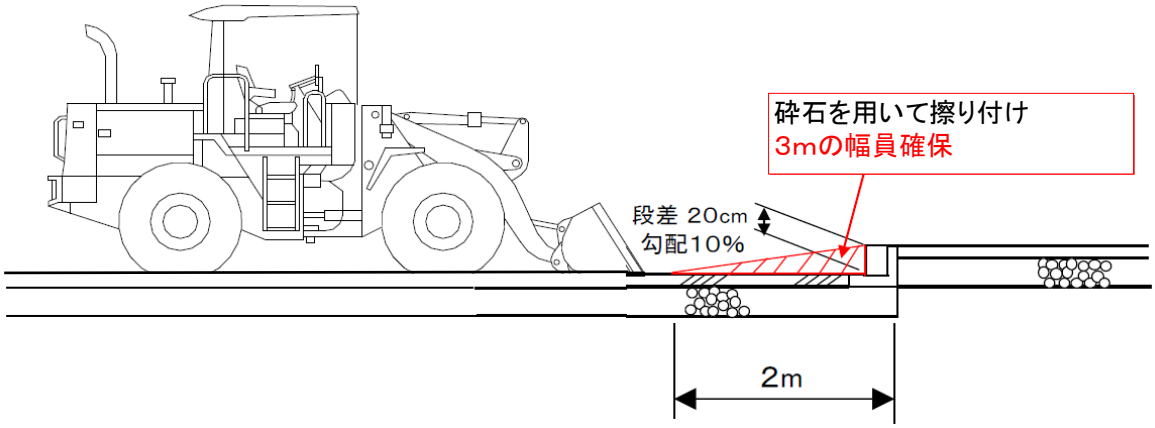
a. 概要

・ 柏崎刈羽原子力発電所に「段差復旧」用として配備している砕石※（運搬距離平均約 100m）を用いてホイールローダにより，第 2 図，第 3 図，第 4 図のとおり，砕石を用いて，1 箇所 20cm の段差を復旧しアクセスルートを確保した際の作業時間を作業員 A,B それぞれ 1 回計測した。

※通行に支障のある段差から 100m 以内にストック場所を確保・管理する（第 7 図）。



第 2 図　段差復旧(a)訓練概念図(1)



第 3 図　段差復旧(a)訓練概念図(2)

復旧前の段差状況

段差復旧状況①

段差復旧状況②

段差復旧状況③

第 4 図　段差復旧(a)状況

b. 測定結果

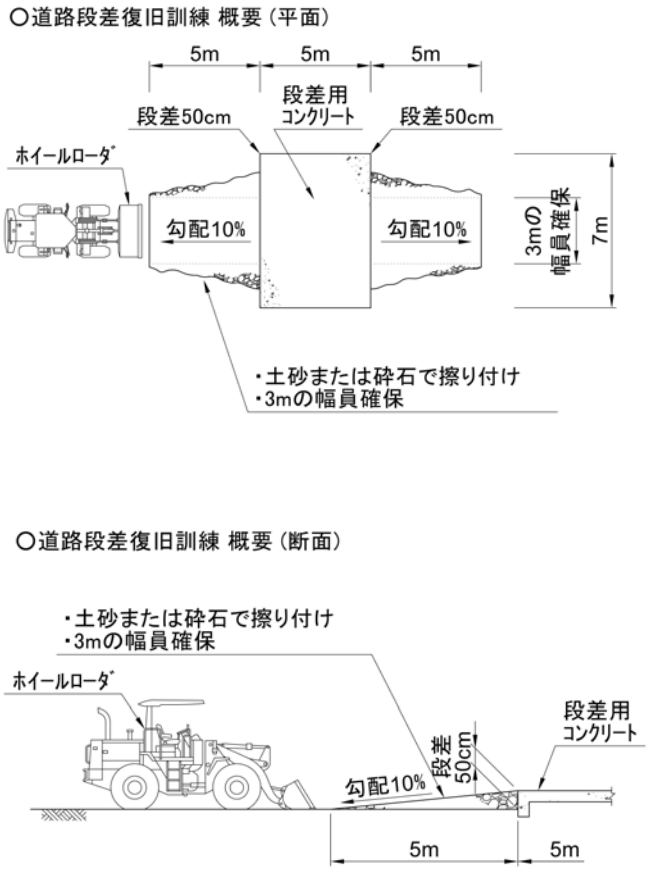
- 作業員 A　　4 分 43 秒
- 作業員 B　　3 分 39 秒

【評価値】5 分

(3)段差復旧(b)

a.概要

・ 柏崎刈羽原子力発電所に「段差復旧」用として配備している砕石（運搬距離平均約 100m）を用いてホイールローダにより，第 5 図，第 6 図のとおり，砕石を用いて，1 箇所 50cm の段差（上り・下り）を復旧し，アクセスルートを確保した際の作業時間を作業員 A,B,C それぞれ 1 回計測した。



第 5 図　段差復旧(b)訓練概念図

第 6 図　段差復旧状況

b. 測定結果

	復旧箇所	時間	サイクル (移動～すくい上げ～移動～巻きだし～転圧)	1 サイクル当たりの時間	使用砕石量	1 サイクル当たりの作業量
作業員 A	上り	21 分	4	約 6 分	4.2m^3	約 1.0m^3
	下り	29 分	6	約 5 分		約 0.7m^3
作業員 B	上り	24 分	4	約 6 分		約 1.0m^3
	下り	25 分	6	約 5 分		約 0.7m^3
作業員 C	上り	18 分	4	約 5 分		約 1.0m^3
	下り	26 分	6	約 5 分		約 0.7m^3

【評価値】上り・下りの復旧とも 30 分

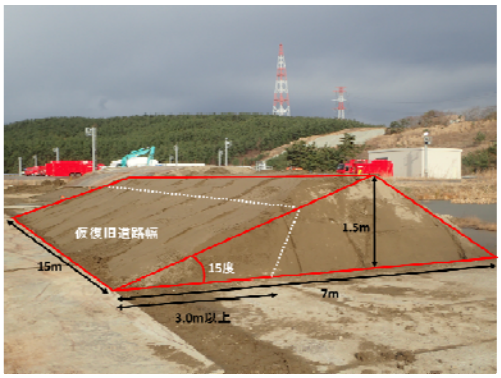
〈段差復旧用の砕石ストック場所〉

第7図　段差復旧用の砕石ストック場所

(4) 土砂撤去

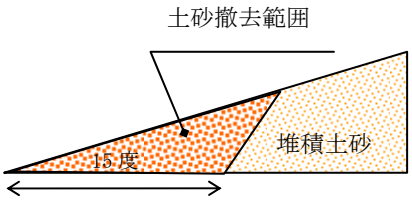
a. 概要

・ 斜面崩壊後の堆積土砂を模擬（第 8 図）し，柏崎刈羽原子力発電所に配備しているホイールローダにより，第 9 図のとおり，アクセスルートとして必要な幅員3m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について作業員（A,B）の組み合わせで計測した。この結果を用いて，時間当たりの作業量を算定し，文献に基づき算出した土砂撤去作業量（76m^3/h）（別紙 15 参照）が確保されていることを検証した。



第 8 図　斜面崩壊後を模擬した土砂

※本検証では仮復旧後の幅員が 3m 以上となるように土砂を撤去する。



第 9 図　仮復旧道路のイメージ

b. 検証結果

・ 上記条件に基づいた，土砂撤去作業の検証結果は次のとおりである。

作業員	撤去土量	作業時間	作業能力	目標値	仮復旧 道路幅	仮復旧 必要道路幅	評価	(参考) 撤去延長
A，B	43.5m^3	28 分 12 秒	92.5m^3/h	76m^3/h	4.2m	3m	○	15m

c. 検証状況写真

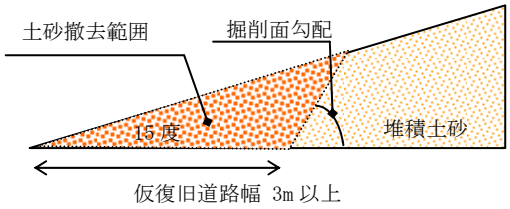
・ ホイールローダ 2 台における，土砂撤去状況は次のとおりである。

第 10 図　土砂撤去状況写真

d. 土砂撤去作業後の掘削面勾配の検証

・ 斜面崩壊後の堆積土砂を模擬（第 8 図）し，柏崎刈羽原子力発電所に配備しているホイールローダにより仮復旧した際の掘削面勾配について，作業員（A,B）の組み合わせで 1 回計測し，労働安全衛生規則を参考とした 60 度※以下が確保されていることを検証した（第 11 図）。

※撤去部における堆積土砂厚さが最大でも 1m 程度であることを踏まえれば，労働安全衛生規則第 356 条より 2m 未満の地山（岩盤，堅い粘土以外）として掘削面勾配は 90 度となるが，堆積土砂の撤去は自然地山の掘削ではないため，仮復旧後の掘削面勾配の基準は，同規則における 5m の地山（岩盤，堅い粘土以外）の掘削面勾配である 60 度とした。



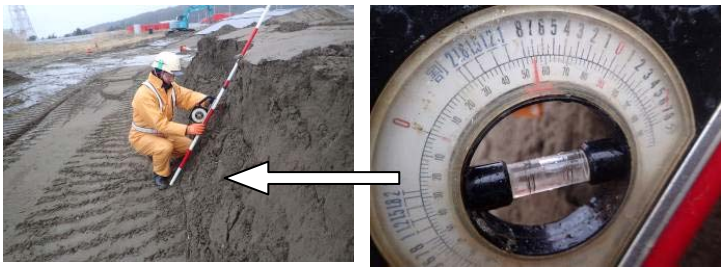
第 11 図　掘削面のイメージ

e. 検証結果

・ 崩壊土砂撤去作業後の掘削面勾配は次のとおりである。

作業員	掘削面勾配	目標値	評価
A，B	55 度	60 度	○

f. 検証状況写真



第 12 図　検証状況写真

別紙 12

車両走行性能の検証

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

(1)【約 17cm の段差】

〔段差復旧前〕

・ 段差復旧前の走行性能については，走行時において車両の重量が最も大きい代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラーを代表として検証する。

・ 検証の結果，代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラーは約 17cm の段差の走行が可能であることを確認した。代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラーの段差通行後の健全性確認について，耐震性能試験を行う際，ショックの大きい段差の上段から下段への通行による加速度も考慮して行う予定であり，耐震性能試験の結果によっては，必要に応じて追加対策を実施することとしている。

〔段差復旧後〕

・ 段差復旧後の走行性能については，走行時において車両の重量が最も大きい代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラーを代表として検証する。

・ 検証の結果，代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラーはホイールローダで復旧した段差箇所の走行が可能であることを確認した。

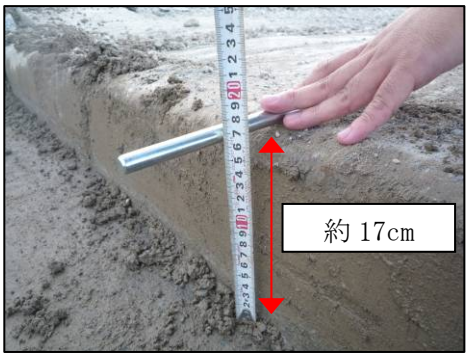
・ なお，念のため可搬型代替注水ポンプ（消防車），可搬型代替交流電源設備（電源車），タンクローリについて，ホイールローダで復旧した段差箇所の走行が可能であることを確認した。

【検証状況写真（代表例）】

段差及び復旧後の走行性の検証状況写真を以下に示す。

○段差

検証ヤード



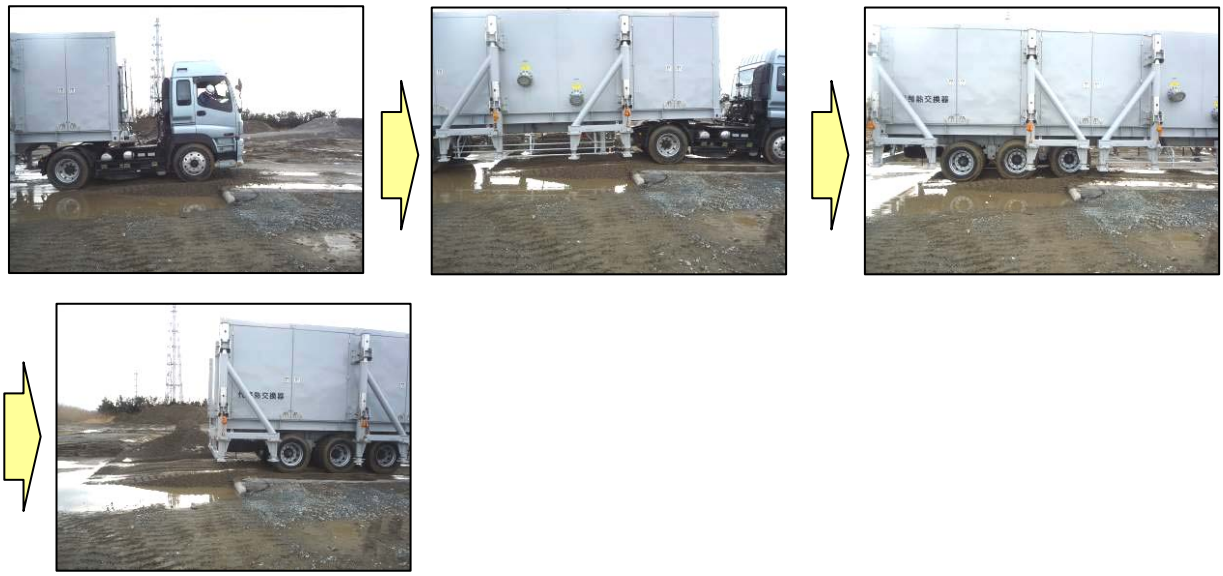
段差復旧前

段差復旧後

第 1 図　検証状況写真（段差状況）

○代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラー（段差復旧前）

○代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラー（段差復旧後）



第２－１図　走行性検証状況写真①

（参考：段差復旧後）

○可搬型代替注水ポンプ（消防車）

○可搬型代替交流電源設備（電源車）

○タンクローリ

第２－２図　走行性検証状況写真②

(2)【約 50cm の段差】

〔段差復旧後〕

- 段差復旧後の走行性能については，走行時において車両の重量が最も大きい代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラーを代表として検証する。
- 検証の結果，代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラーはホイールローダで復旧した段差箇所の走行が可能であることを確認した。

【検証状況写真】

段差及び復旧後の走行性の検証状況写真を以下に示す。

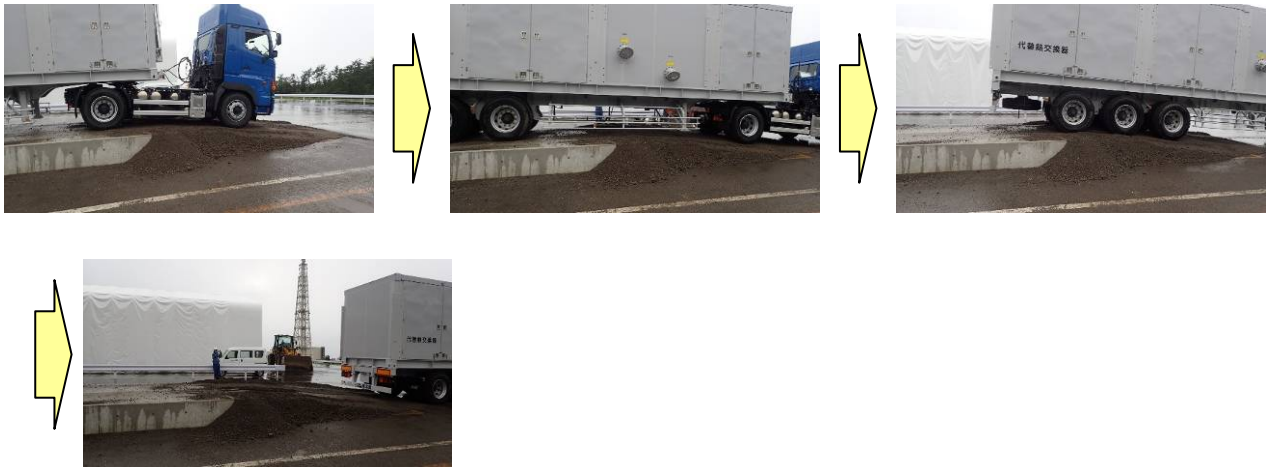
○段差

第 3 図　検証状況写真（段差状況）

○代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラー（段差復旧後）

【上り】

【下り】



第 4 図　走行性検証状況写真

別紙 13

地震時の地中埋設構造物崩壊による影響について

アクセスルート上には第 1 図に示すとおり地中埋設構造物を横断する箇所が 71 箇所ある。

第 1 図　地中埋設構造物の横断箇所

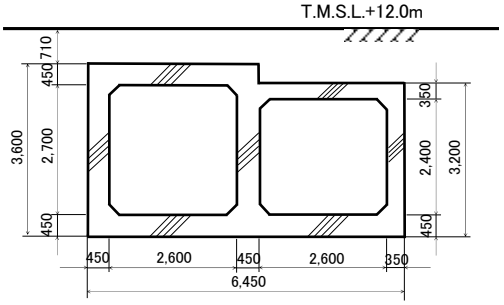
地震時に地中埋設構造物の崩壊によるアクセス性への影響評価を行うため，横断する地中埋設構造物のうち，崩壊を想定した場合に通行に支障があるものを選定し，個別に基準地震動 Ss に対する耐震性能照査を実施することとした。なお，地震時の地盤応答変位に基づき頂底版間の相対変位が小さいもの等，崩壊の可能性が小さいものは評価対象から除外した。

上記の手順で選定された第 2 図～第 3 図に示す 5 号炉 OF ケーブルダクト※について「土木学会：原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針，2005」に基づき，地震応答解析を実施し，基準地震動 Ss に対する耐震性能照査を行った（第 4 図，第 1 表，第 2 表）。

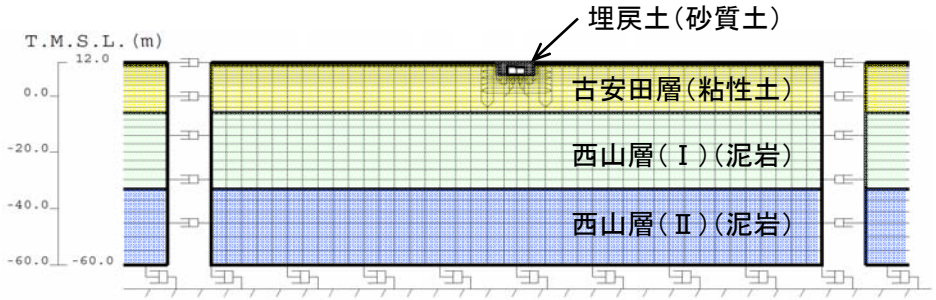
※ 中越沖地震を契機に，油を内包する OF ケーブルを火災リスクのない CV ケーブル（架橋ポリエチレン絶縁ビニルシースケーブルの略称で，電線を架橋ポリエチレンで被覆し，その外周をビニルシースで被覆したケーブル）に全て交換している（「OF ケーブルダクト」という名称はダクト名として残っている）。

○5 号炉 OF ケーブルダクト

第 2 図　5 号炉 OF ケーブルダクト横断位置



第 3 図　A-A’断面



第 4 図　二次元有限要素法解析モデル

第 1 表　変形性能照査結果

評価部位	照査用層間変形角 Rd (照査用応答値)	限界層間変形角 Ru (評価基準値)	Rd/Ru
側壁	0.150／100	1／100	0.15

第 2 表　せん断耐力照査結果

評価部位	照査用せん断力 Vd (kN) (照査用応答値)	せん断耐力 Vyd (kN) (評価基準値)	Vd/Vyd
側壁	118	124	0.95
頂版	84	132	0.64
底版	87	175	0.50

照査の結果,第 1 表,第 2 表に示すとおり照査用応答値は評価基準値を下回ることから,基準地震動 Ss に対して同ダクトは崩壊しないことを確認した。

別紙 14

屋外アクセスルートの仮復旧計画

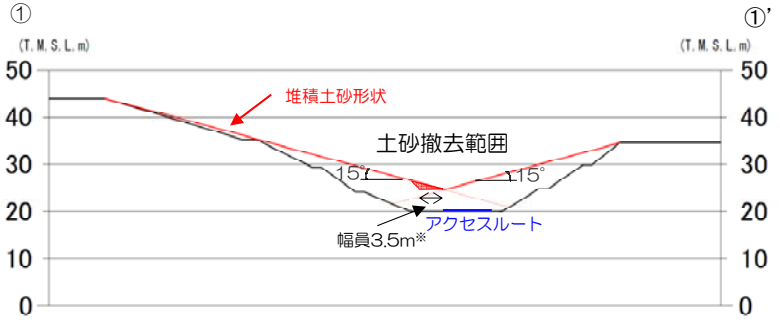
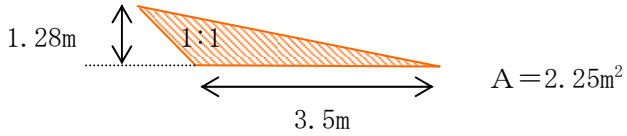
〇斜面の崩壊箇所について

- アクセスルートの斜面崩壊による被害想定について，斜面崩壊後の堆積土砂形状を推定した上で，必要な幅員（3m）を確保可能か評価した。
- 地震時の仮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，土砂を除去するために必要な要員を確保することとして，仮復旧に要する時間を評価した。
- 溢水範囲とアクセスルートの周辺斜面崩壊箇所は重複するものの，周辺の空地が平坦かつ広大であり，周辺の道路上及び排水設備を自然流下し，拡散することから，崩壊土砂や撤去作業に影響はない（本文第 17 図，第 21 - 4 図，第 25 図，別紙 30 参照）。

第 1 図　地震時におけるアクセスルート（大湊側高台保管場所を使用する場合）

第 2 図　地震時におけるアクセスルート（荒浜側高台保管場所を使用する場合）

○土砂撤去による復旧箇所

平面図	断面図
	 ①－①'断面図  A＝2.25m² 撤去範囲拡大図

土量算定	崩壊土砂撤去に要する時間
土量(m³)＝復旧延長　×　断面積※ ＝167(m)　×　2.25(m²) ≒376(m³) ※保守的に復旧延長全ての区間で3.5m幅を確保するための断面積とした	時間(分)＝土量÷ホイールローダ作業量 ＝376(m³)÷（76(m³/h)×2(台※)）×60 ＝148.4≒149(分) ※当該箇所はホイールローダ2台で復旧を行う

別紙 15

がれき及び土砂撤去時のホイールローダ作業量時間について

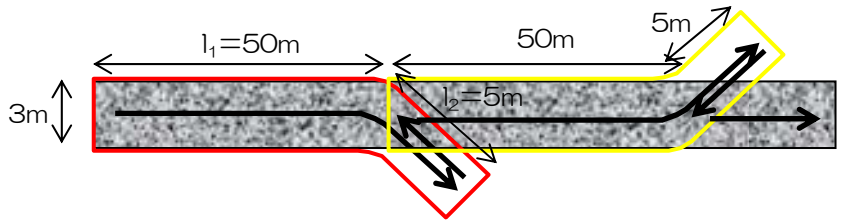
柏崎刈羽原子力発電所に保管されているホイールローダによるがれき及び土砂撤去に要する時間を以下のとおり算定した。

【ホイールローダの仕様】

- バケット容量（山積）：$3m^3$
- バケット幅：約 3m（270cm）

【がれき撤去の考え方】

- 5t 未満のがれきは 50m 区間ごとに道路外へ押し出すことを想定
- 5t 未満のがれき撤去時の移動速度はホイールローダの 1 速のカタログ値の平均的な速度から 2.5km/h（=41.6m/分）と設定し，サイクルタイムを算定



サイクルタイム　$Cm=(l_1+l_2)\div v_1+l_2\div v_2$

$=55\div 41.6+5.0\div 41.6\fallingdotseq 1.5$ 分/50m

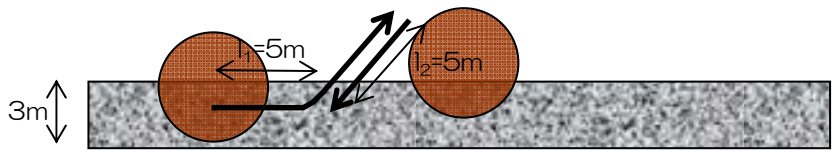
1km あたりの撤去時間＝30 分

Cm ：サイクルタイム（分）

l　：平均押し出し距離（m）

v_1 ：前進速度（m/分）　v_2 ：後進速度（m/分）

- 5t 以上のがれきは 100m 区間に 1 箇所と仮定して道路外へ押し出すことを想定
- 移動速度は対象が重量物であることを考慮して 1 速の平均速度の 20%程度，0.5km/h（=8.3m/分）と設定し，サイクルタイムを算定



サイクルタイム　$Cm=(l_1+l_2)\div v_1+l_2\div v_2$

$=10\div 8.3+5.0\div 8.3\fallingdotseq 1.8$ 分/箇所

1km あたり（10 箇所）の撤去時間＝18 分

上記の撤去時間を合成して，がれきの撤去速度は 1km あたり 48 分，**0.8km/h** と想定した。

【土砂撤去の考え方】

- アクセスルート上に流入した土砂を押土，集積し，道路脇に除去する
- 1 サイクルの作業は，道路上①から②に土砂を押土，集積し，次に道路脇③の方向に除去する
- 土砂を道路脇に除去した後，道路上の②→①→②の区間において転圧を行うとともに，轍による不陸を低減する。
- 1 回の押土，集積で移動する長さＬは，

  バケット容量 3m³/流入箇所の平均的な土砂断面積 0.825m²※≒4m

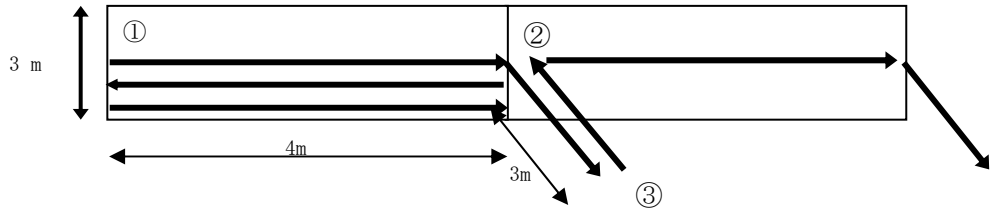
  ※ホイールローダ 2 台で復旧幅 3m を確保する場合の 1 台分の土砂撤去量
- 1 サイクル当りの移動距離は，

  A：押し出し（①→②→③）　：7m

  B：後進（③→②）　：3m

  C：転圧：後進（②→① ）　：4m

  D：転圧（①→② ）　：4m



○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あたり，以下 3 つの図書を参考に作業量を算定した
- このうち，柏崎刈羽原子力発電所に配備されているホイールローダの規格（バケット容量 3m³）と同規模の重機を例示している図書のうち，作業量が保守的（小さい）である「土木工事積算基準」の作業量を採用した

参考図書	ダム技術センター：ダム工事積算の解説，2011	日本道路協会：道路土工　施工指針，1986	東日本高速道路株式会社，中日本高速道路株式会社，西日本高速道路株式会社：土木工事積算基準，2014
図書に提示されている重機の規格（バケット容量）	3.1m³級～10.3m³級	1.0m³級～2.1m³級	1.3m³級～6.0m³級
作業量	100m³/h	84m³/h	76m³/h

ホイールローダの作業量の採用値：76m³/h

○作業量算定におけるパラメータの考え方（その 1）

項目	ダム工事積算の解説	道路土工　施工指針	土木工事積算基準
作業量 Q 算定式	Q＝3,600×q×f×E/Cm ここに　Q：運転時間当たり作業量（m^3/h） q：1 サイクル当たりの作業量（m^3/h） f：土量換算係数 E：作業効率 Cm：サイクルタイム（sec）	Q＝3,600×q_0×K×f×E/Cm 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 Cm：サイクルタイム（sec）	
作業量 Q	100m^3/h	84m^3/h	76m^3/h
バケット容量 q_0	柏崎刈羽原子力発電所の実機から設定		
	【採用値：3.0m^3】		
バケット係数 K	設定されていないが，関係式から逆算	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	
	【採用値：0.829】	【採用値：0.900】	【採用値：0.800】
1 サイクル当たりの作業量 q	q＝q_0×K		
	【採用値：2.49m^3/h】	【採用値：2.70m^3/h】	【採用値：2.40m^3/h】
土量換算係数 f	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：1.0】		
作業効率 E	崩壊土砂上の作業であり作業効率はかなり低下するものと想定し，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】	【採用値：0.4】
サイクルタイム Cm	ホイール型の値を採用	次頁の算定式により算定	
	【採用値：40sec】	【採用値：46sec】	【採用値：45sec】

○作業量算定におけるパラメータの考え方（その 2）

項目	道路土工　施工指針	土木工事積算基準
サイクルタイム Cm 算定式	$Cm=mL+t_1+t_2$ 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：積込み及び運搬車両進入のための待ち時間，ギアの入れかえ，段取り等に要する時間(sec)	$Cm=L_1/V_1+L_2/V_2+t_1+t_2$ ここに Cm：トラクタショベルのサイクルタイム(sec) L_1：運搬距離(m) L_2：帰り距離(m) t_1：すくい上げ時間(sec) t_2：積込み及び運搬車両進入のための待ち時間，ギアの入れかえ，段取り等に要する時間(sec) V_1：運搬速度(m/sec) V_2：帰り速度(m/sec)
サイクルタイム Cm	46sec	45sec
運搬距離 L	片道運搬距離 L：土砂撤去方法及び転圧距離から設定	運搬距離 L_1：土砂撤去方法及び転圧距離から設定 帰り距離 L_2：土砂撤去方法及び転圧距離から設定
	【採用値：11m】	【採用値：L_1 11m，L_2 7m】
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	崩壊土砂上の作業であり，すくい上げは容易でないことから最も保守的な値を採用	
	【採用値：20sec】	【採用値：20sec】
積込みほか時間 t_2	運搬重機への積込み作業がないため，下限値の半分程度の時間を採用	
	【採用値：6sec】	【採用値：8sec】
運搬速度 V_1	—	柏崎刈羽原子力発電所の実機から設定
		【採用値：1.1m/sec】
帰り速度 V_2	—	柏崎刈羽原子力発電所の実機から設定
		【採用値：1.1m/sec】

【土砂撤去時の斜面の安全確認の考え方】

崩壊土砂の撤去作業中，斜面の崩壊による二次災害を防止するため，10m ごとに 1 分間作業を中断し，次に撤去する斜面の安全確認を実施する。確認の際には斜面下方から斜面を観察し，「日本道路公団：道路構造物点検要領（案)，2003」及び「国土交通省 国道・防災課：道路のり面工・土工構造物の調査要領（案)，2013」を参考に，以下の斜面崩壊の兆候となる現象の有無を確認する。

- 斜面のはらみ出し
- 斜面からの落下物
- 斜面からの異音
- 斜面のき裂（クラック）

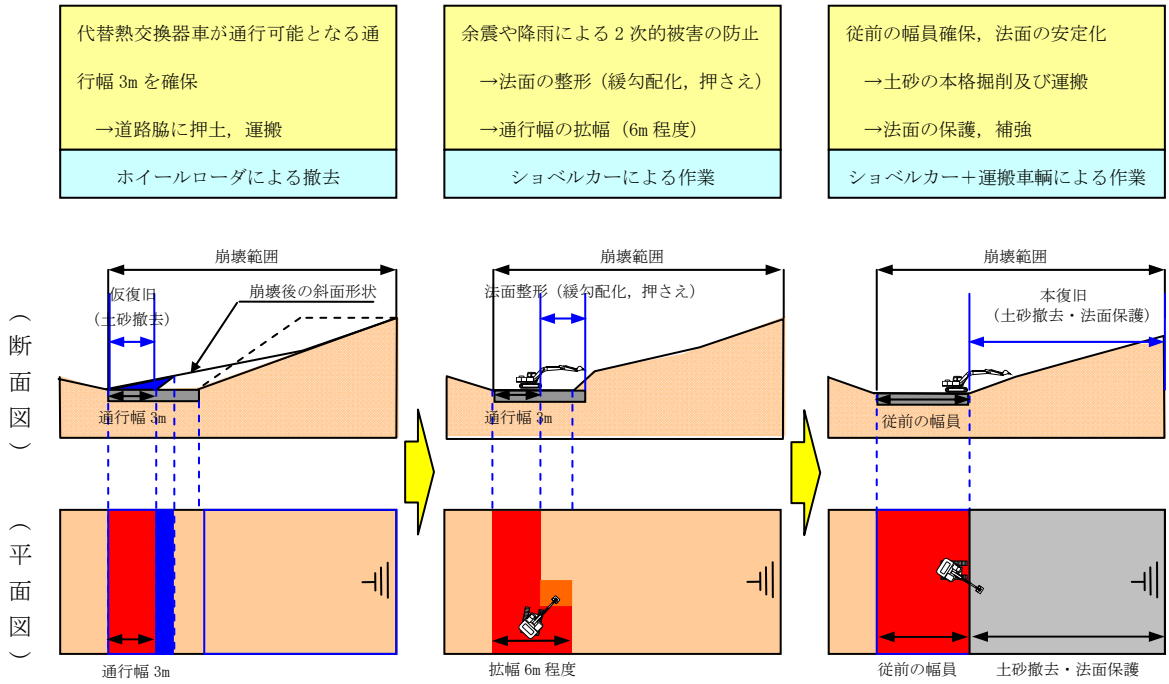
夜間は照明を用いて，同様の確認をする。

別紙 16

仮復旧後の対応について

1.　仮復旧後の対応について

仮復旧後の余震や降雨による 2 次的被害を防止するため，仮復旧後速やかに，第 1 図に示すとおり法面整形（緩勾配化，押さえ）及び通行幅の拡幅作業に移る。さらに，運搬車両等の搬入が可能となったのち，本復旧（土砂掘削運搬，法面補強等）を実施する。



第 1 図　仮復旧後の対応

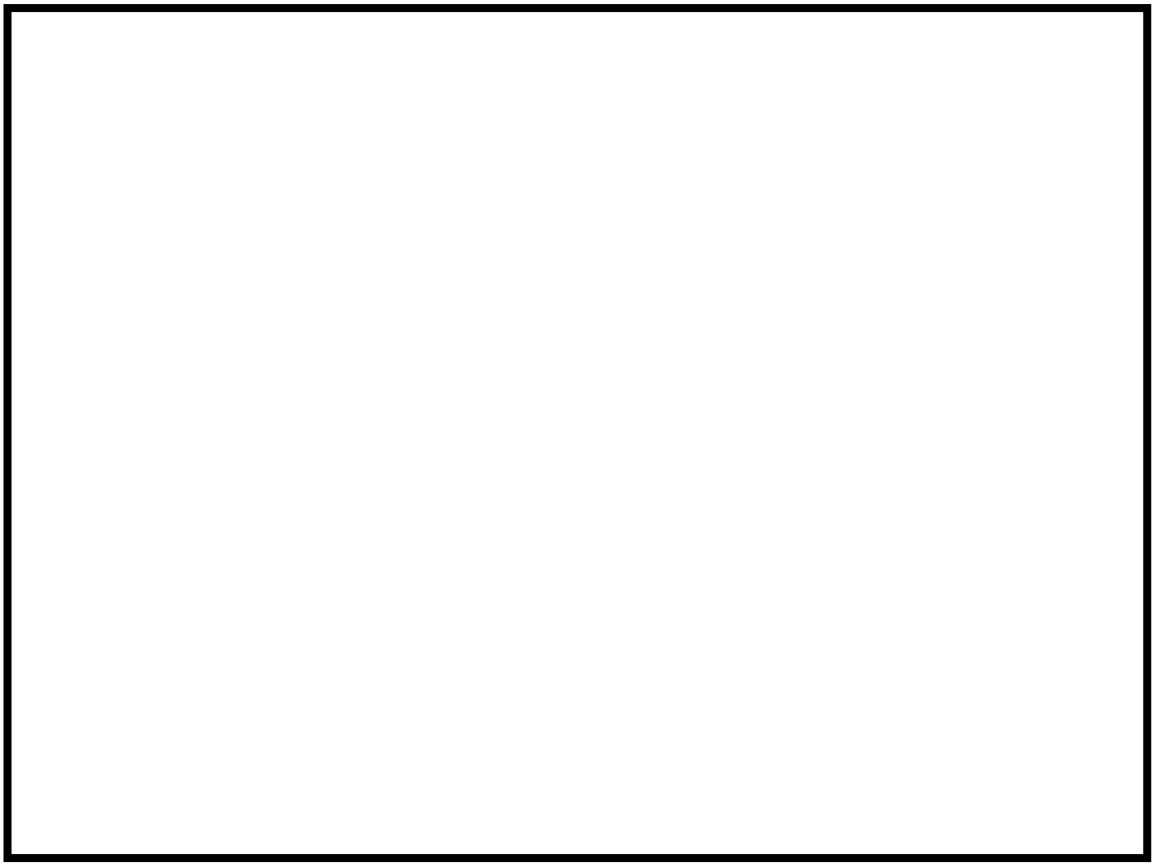
2.　2 次的被害防止対策について仮復旧後の対応について

道路に流入した土砂を撤去し道路幅員を 3m から 6m 程度に拡幅後，法面整形（緩勾配化，土羽打ち）を実施する。1 箇所当たりの復旧に要する期間は 10～20 日程度であり（第 2 図），復旧に当たっては，早期に復旧可能な箇所や主要なルートを優先的に復旧する等，合理的な事故処理に努める。

第 2 図　復旧が必要な箇所及び復旧期間

3.　本復旧対策について

道路に流入した土砂を撤去（掘削及び運搬）する等し，従来の道路幅員まで拡幅後，法面整形及び安定化対策を実施する。１箇所当たりの復旧に要する期間は 20 日～1.5 ヶ月程度であり（第３図），復旧に当たっては，早期に復旧可能な箇所や主要なルートを優先的に復旧する等，合理的な事故処理に努める。



第３図　復旧が必要な箇所及び復旧期間

別紙 17

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性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，地震随伴火災の恐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 21「地震随伴火災の影響評価」参照
※2：内部溢水については，別紙 22「地震随伴内部溢水の影響評価」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「柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等時　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「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の記載にある数字と関連づけがなされている。

なお，原子炉建屋最地下階の内部溢水に関する影響については，別紙 22 に示す。

3. 屋外アクセスルートとの関係

重大事故等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での屋外側での設置作業との連携が重要である。そこで，重大事故等対処設備を使用する場合には，緊急時対策要員（現場要員）の滞在場所から現場に向かう。

第1表　柏崎刈羽原子力発電所6号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(1/14)

	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	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(自動)			
		代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動操作)	○		
		原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)			
		原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制(原子炉冷却材再循環ポンプ手動停止操作)	○		
		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	○		
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発電用原子炉の冷却	○		
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	○	高圧代替注水ポンプ現場起動 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A⑥)→[⑥-1]】	
		原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却(運転員操作)	○	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A⑦)→[⑦ハッチ開放]→(⑦ハッチ梯子⑧)→[⑧-2]→(⑧ハッチ梯子⑦)→[⑦-2]→(⑦ハッチ梯子⑧)→[⑧-2]→(⑧ハッチ梯子⑦)→(⑦階段 A⑥)→[⑥-1]】	
		監視及び制御(中央制御室の監視計器)	○		
		ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入)	○	ほう酸水注入系ポンプ起動 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B③)→[③-2]→(③階段 B⑤)→(⑤階段 I<連絡通路>階段 J⑤)→(⑤階段 J⑧)→[⑧-8]】 ほう酸水注入系ポンプ電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]】	
		原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却(設計基準拡張)	○		
		原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却(原子炉隔離時冷却系の水源切替え)	○		
		高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却(設計基準拡張)	○		
		高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却(高圧炉心注水系の水源切替え)	○		
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	減圧の自動化(代替自動減圧機能)			
		手動操作による減圧(逃がし安全弁の手動操作による減圧)	○		
		常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	○	逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-6]→[①-5]】	
		逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	○	逃がし安全弁用の駆動源(電源)と逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-6]→[①-5]→(①階段 C⑥)→[⑥-5]→[⑥-2]→(⑥階段 C①)→[①-5]→[①-6]】	
		高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保(不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え)	○	逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-6]→[①-5]】	

※ 屋外アクセスルートは，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 1 表　柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(2/14)

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※
1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保(高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替え)		逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-6]→[①-5]】	
		逃し安全弁の背圧対策			
		インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応(中央制御室からの遠隔操作)	○		
		インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応(現場での隔離操作)	○	現場での隔離 【中央制御室→(④階段 M⑤)→各系統へ A 系→(⑤階段 A④)→(④(MS トンネル室)→⑤へ)→[⑤-4]】 B 系[⑤-5], C 系[⑤-2]	
		インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応(ブローアウトパネルによる環境改善)			
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)による発電用原子炉の冷却(残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)注入配管使用)	○	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水の系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-8]】	
		低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	○	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の系統構成 交流電源が確保されている場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B④)→[④-3]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-1]】 全交流電源が喪失で残留熱除去系 A 系使用の場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B④)→[④-3]→(④階段 B⑤)→(⑤階段 A④)→(④MS トンネル室⑤)→[⑤-4]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B⑤)→[⑤-1]→(⑤階段 A④)→(④MS トンネル室⑤)→[⑤-4]】 全交流電源が喪失で残留熱除去系B系使用の場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B⑤)→[⑤-1]→[⑤-2] 又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B④)→[④-3]→(④階段 B⑤)→[⑤-2]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		代替交流電源設備による残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧	○		
		代替交流電源設備による残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧	○	残留熱除去系 A 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離(SA 時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A⑧)→[⑧-1]】 残留熱除去系 B 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離(SA 時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A⑧)→[⑧-3]】	
		残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却(設計基準拡張)	○		

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 1 表　柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(3/14)

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	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱(設計基準拡張)	○	残留熱除去系 A 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離(SA 時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A⑧)→[⑧-1]】 残留熱除去系 B 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離(SA 時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 A⑧)→[⑧-3]】	
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原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	格納容器圧力逃がし装置の減圧及び除熱 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]】	
		原子炉格納容器ベント弁駆動源確保(予備ボンベ)	○	原子炉格納容器ベント弁の駆動源確保 ウェットウェルベント弁の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-4]】 ドライウェルベント弁の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-4]】	
		フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り			緊急時対策所→6 号炉フィルタベント装置
		フィルタ装置水位調整(水抜き)			緊急時対策所→6 号炉フィルタベント装置
		格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		フィルタ装置スクラバ水 pH 調整	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		ドレン移送ライン窒素ガスパージ			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		ドレンタンク水抜き			緊急時対策所→6 号炉フィルタベント装置
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D③)→[③-7]】	
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	○	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]→(①階段 D④)→(④-5)】	
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	○	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D③)→[③-7]→(③階段 D⑥)→[⑥-3]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D③)→[③-7]→(③階段 D④)→「④-5]】	

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第1表　柏崎刈羽原子力発電所6号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(4/14)

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	代替原子炉補機冷却系による除熱	○	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保(現場状況によっては省略可) 補機冷却水系A系使用の場合 【中央制御室→(④階段L⑥)→[⑥-2]→(⑥階段D①)→[①-5]→(①階段D⑥)→(⑥階段P⑤)→(⑤階段Q⑥)→ [⑥-8]→(⑥階段Q⑤)→(⑤階段P⑥)→(⑥階段J⑧)→[⑧-6]→(⑧階段J⑥)→(⑥階段L④)→(④階段M⑤)→(⑤階段A③)→(③階段N②)→[②-1]→(②階段N③)→[③-1]→(③階段B④)→[④-2]→(④階段B⑤)→[⑤-1]→(⑤階段B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段A⑧)→[⑧-1]→[⑧-2]→[⑧-5]】 補機冷却水系B系使用の場合 【中央制御室→(④階段L⑥)→[⑥-3]→(⑥階段D①)→[①-6]→(①階段D⑥)→[⑥-9]→(⑥階段J⑧)→[⑧-7]→(⑧階段J⑥)→(⑥階段L④)→(④階段M⑤)→(⑤階段B③)→[③-1]→[③-3]→(③階段B④)→[④-2]→(④階段B⑤)→[⑤-1]→(⑤階段B⑦)→[⑦-3]→(⑦階段B⑧)→[⑧-3]→[⑧-4]】 【屋外→[⑤-22]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		原子炉補機冷却系による除熱(設計基準拡張)	○		
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)による原子炉格納容器内の冷却	○	代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ系統構成 【中央制御室→(④階段J⑧)→[⑧-8]】	
		代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却	○	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水系統構成 交流電源が確保されている場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B④)→[④-3]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-1]】 全交流電源が喪失しておりD/Wスプレイを実施する場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B④)→[④-3] →(④階段B⑤)→[⑤-2]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B⑤)→[⑤-1]→[⑤-2]】 全交流電源が喪失しておりS/Pスプレイを実施する場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B④)→[④-3]→(④階段 B⑤)→[⑤-2]→(⑤階段 B⑥)→[⑥-24]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B⑦)→[⑦-1]→(⑦階段 B⑤)→[⑤-1]→[⑤-2]→(⑤階段 B⑥)→[⑥-24]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	○		
		代替交流電源設備による残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)の復旧	○		
		残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の除熱(設計基準拡張)	○		
		残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱(設計基準拡張)	○		

※ 屋外アクセスルートは，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第1表　柏崎刈羽原子力発電所6号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(5/14)

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原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]→(⑥階段 D④)→[④-5]】	
		フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り			緊急時対策所→6 号炉フィルタベント装置
		フィルタ装置水位調整(水抜き)	○		緊急時対策所→6 号炉フィルタベント装置
		格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		フィルタ装置スクラバ水 pH 調整	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		ドレン移送ライン窒素ガスパージ			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		ドレンタンク水抜き	○		緊急時対策所→6 号炉フィルタベント装置
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	○	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]】 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-5]】	
		不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換			
		代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-8]】 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D③)→[③-5]→[③-6]→[③-9]】	
		代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱	○	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-5]→[①-6]→(①階段 D⑥)→[⑥-9]→(⑥階段 J⑧)→[⑧-7]】 【屋外→[⑤-22]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
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)による原子炉格納容器下部への注水	○	格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-7]】 格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-8]】	

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第1表　柏崎刈羽原子力発電所6号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(6/14)

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	格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	○	格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-7]】 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-4]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		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(常設)による原子炉圧力容器への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-8]】	
		低圧代替注水系(可搬型)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系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-4]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	○	ほう酸水注入系電源受電 ほう酸水注入系 A 系の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]】 ほう酸水注入系 B 系の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】	
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	原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止			
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	○	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D①)→[①-15]→(①階段 D⑥)→[⑥-3]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3] →(⑥階段 D①)→[①-15]→(①階段 D④)→[④-5]】	
		耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	○	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 D③)→[③-7]→[③-8]→(③階段 D⑥)→[⑥-3]】	
		耐圧強化ラインの窒素ガスパージ			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		水素濃度及び酸素濃度の監視(格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の監視)	○		
		水素濃度及び酸素濃度の監視(格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の監視)	○	格納容器内雰囲気計装電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】	
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			
		原子炉建屋内の水素濃度監視	○		
		原子炉建屋内の水素濃度監視(非常用ガス処理系の停止操作)	○		

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 1 表　柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(7/14)

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※
1.11	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系による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	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(SFP 可搬式接続口を使用した場合)	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-3]→(⑤階段 B①)→[①-1]→(①階段 B⑤)→[⑤-3]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合)	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-6]→(⑤階段 A①)→[①-2]→(①階段 A⑤)→[⑤-6]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		漏えい抑制	○	使用済燃料プール冷却浄化系隔離 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B④)→[④-1]】	
		燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(SFP 可搬式接続口を使用した場合)	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-3]→(⑤階段 B①)→[①-1]→(①階段 B⑤)→[⑤-3]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合)	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-6]→(⑤階段 A①)→[①-2]→(①階段 A⑤)→[⑤-6]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		使用済燃料プールの監視			
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	○	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 C①)→[①-3]】	
		代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	○	燃料プール冷却浄化系 A 系の場合 燃料プール冷却浄化系電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]】 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B④)→[④-2]】 燃料プール冷却浄化系 B 系の場合 燃料プール冷却浄化系電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 B④)→[④-2]】	
1.12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)，放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第1表　柏崎刈羽原子力発電所6号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(8/14)

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	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		海を水源とした大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプへの送水			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる送水			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水	○	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の系統構成 【中央制御室→(④階段L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-4]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		海を水源とした原子炉格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却)	○	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却の系統構成 【中央制御室→(④階段L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-4]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		海を水源とした原子炉格納容器下部への注水(格納容器下部注水系(可搬型)による注水)	○	格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水系統構成 【中央制御室→(④階段L⑥)→(⑥階段 D④)→[④-4]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した注水)	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した注水(SFP可搬式接続口を使用した場合))	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-3]→(⑤階段B①)→[①-1]→(①階段B⑤)→[⑤-3]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した注水(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-6]→(⑤階段A①)→[①-2]→(①階段A⑤)→[⑤-6]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用したスプレイ)	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイ(SFP 可搬式接続口を使用した場合))	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段M⑤)→[⑤-3]→(⑤階段B①)→[①-1]→(①階段B⑤)→[⑤-3]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイ(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段M⑤)→[⑤-6]→(⑤階段A①)→[①-2]→(①階段A⑤)→[⑤-6]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給(防火水槽を水源とした補給)	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所

※ 屋外アクセスルートは，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第1表　柏崎刈羽原子力発電所6号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(9/14)

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
1.13	重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給(淡水貯水池を水源とした補給)	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプへの送水			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給(海を水源とした補給)	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		淡水貯水池から防火水槽への補給			緊急時対策所→淡水貯水池※2
		海から防火水槽への補給(可搬型代替注水ポンプによる補給)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		海から防火水槽への補給(大容量送水車(海水取水用)による補給)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		淡水から海水への切替え(防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水中の場合)			
1.14	電源の確保に関する手順等	常設代替交流電源設備による給電(M/C D系受電)	○	常設代替交流電源設備によるM/C D系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】	
		常設代替交流電源設備による給電(M/C C系受電)	○	常設代替交流電源設備によるM/C C系及びM/C D系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]→[⑥-2]】	
		可搬型代替交流電源設備による給電(P/C C系動力変圧器の一次側に接続し，P/C C系及びP/C D系を受電する場合)	○	可搬型代替交流電源設備によるP/C C系及びP/C D系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-28]→[⑥-7]→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 J④)→[④-6]→(④階段J⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→[⑥-2]】 【屋外→[⑤-25]→[⑤-26]→(⑤階段 C⑥)→[⑥-34]→[⑥-35]】 【屋外→[⑤-27]→(⑤階段 D⑥)→[⑥-35]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		可搬型代替交流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置に接続し，P/C C系及びP/C D系を受電する場合)	○	可搬型代替交流電源設備によるP/C C系及びP/C D系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-28]→[⑥-7]→[⑥-2]→[⑥-3]→(⑥階段 J④)→[④-6]→(④階段J⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]→[⑥-2]】 【屋外→[⑤-25]→(⑤階段 C⑥)→[⑥-38]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用し，M/C C系又はM/C D系を受電する場合)	○	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-17]→[④-16]】	
		電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用し，M/C C系又はM/C D系を受電する場合)	○	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-17]→[④-16]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所
		所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 蓄電池からの給電)	○		
		所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への受電切替え)	○	直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への受電切替え 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-7]】	

※1 屋外アクセスルートは，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。
※2 保管設備がないため，最初の操作場所までの移動ルートを記す。

第１表　柏崎刈羽原子力発電所６号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(10/14)

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※
1.14	電源の確保に関する手順等	所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への受電切替え)	○	直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への受電切替え 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 C①)→[①-4]→(①階段 C⑥)→[⑥-2]→[⑥-7]】	
		代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流 125V 充電器盤 A の受電)	○	直流 125V 充電器盤 A 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-7]】	
		代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流 125V 充電器盤 B の受電)	○	直流 125V 充電器盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]→[⑥-6]】	
		代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流 125V 充電器盤 A-2 の受電)	○	直流 125V 充電器盤 A-2 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-7]】	
		代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	○	所内蓄電式直流電源設備による給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D⑤)→[⑤-7]→(⑤階段 D⑥)→[⑥-2]→(⑥階段 C①)→[①-4]】	
		中央制御室監視計器 C 系及び D 系の復旧	○	AM 用直流 125V 充電器盤受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]→[⑥-3]】	
		可搬型直流電源設備による給電(荒浜側緊急用 M/C 経由による AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	○	可搬型直流電源設備による AM 用直流 125V 充電器盤の受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-7]→[①-4]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		可搬型直流電源設備による給電(AM 用動力変圧器への接続による AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	○	可搬型直流電源設備による AM 用直流 125V 充電器盤の受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-7]→[①-4]】 【屋外→[⑤-27]→(⑤階段 D①)→[①-17] →[①-4]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		可搬型直流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置への接続による AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	○	可搬型直流電源設備による AM 用直流 125V 充電器盤の受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-7]→[①-4]】 【屋外→[⑤-25]→(⑤階段 C⑥)→[⑥-38]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電)	○	AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-7]→[⑥-2]】	
		常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(常設代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電)	○	常設代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-3]→[⑥-6]】	
		常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	○	可搬型直流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-3]→[⑥-6]】 【屋外→[⑤-25]→(⑤階段 C⑥)→[⑥-38]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(号炉間電力融通ケーブル(常設)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	○	号炉間電力融通ケーブル電力融通による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-3]→[⑥-6]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-17]→[④-16]】	
		常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	○	号炉間電力融通ケーブル電力融通による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-3]→[⑥-6]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-17]→[④-16]】	

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第1表　柏崎刈羽原子力発電所6号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(11/14)

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※
1.14	電源の確保に関する手順等	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(P/C C系動力変圧器の一次側に接続)による直流 125V 主母線盤B受電)	○	可搬型直流電源設備による直流125V主母線盤B受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-3]→[⑥-6]】 【屋外→[⑤-25]→[⑤-26]→(⑤階段 C⑥)→[⑥-34]→[⑥-35]】 【屋外→[⑤-27]→(⑤階段 D⑥)→[⑥-35]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		常設代替交流電源設備による AM用MCCへの給電	○	常設代替交流電源設備によるAM用MCCへの給電 【中央制御室→(④階段L⑥)→(⑥階段J④)→[④-6]→(④階段J⑥)→(⑥階段D①)→[①-7]→(①階段C③)→[③-5]→[③-6]】	
		号炉間電力融通ケーブル(常設)によるAM用MCCへの給電	○	号炉間電力融通ケーブル電力融通によるAM用MCCへの給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-7]→(①階段C③)→[③-5]→[③-6]】 【屋外→(⑤階段M④)→[④-17]→[④-16]】	
		号炉間電力融通ケーブル(可搬型)によるAM用MCCへの給電	○	号炉間電力融通ケーブル電力融通によるAM用MCCへの給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 D①)→[①-7]→(①階段C③)→[③-5]→[③-6]】 【屋外→(⑤階段M④)→[④-17]→[④-16]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所
		可搬型代替交流電源設備(AM用動力変圧器に接続)によるAM用MCCへの給電	○	可搬型代替交流電源設備によるAM用MCCへの給電 【中央制御室→(④階段L⑥)→(⑥階段J④)→[④-6]→(④階段J⑥)→(⑥階段D①)→[①-7]→(①階段C③)→[③-5]→[③-6]】 【屋外→[⑤-27]→(⑤階段 D①)→[①-17]→[①-4]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)によるAM用MCCへの給電	○	可搬型代替交流電源設備によるAM用MCCへの給電 【中央制御室→(④階段L⑥)→(⑥階段J④)→[④-6]→(④階段J⑥)→(⑥階段D①)→[①-7]→(①階段C③)→[③-5]→[③-6]】 【屋外→[⑤-25]→(⑤階段C⑥)→[⑥-38]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		燃料補給設備による給油(軽油タンクからタンクローリ(4kL)への補給)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		燃料補給設備による給油(軽油タンクからタンクローリ(16kL)への補給)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		燃料補給設備による給油(タンクローリ(4kL)による給油対象設備への給油)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は5号炉東側第二保管場所
		燃料補給設備による給油(タンクローリ(16kL)による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		非常用交流電源設備による給電(設計基準拡張)	○		
		非常用直流電源設備による給電(設計基準拡張)	○		
		非常用直流電源設備による給電(設計基準拡張)(不要な負荷の切離し操作)	○	非常用直流電源設備の不要な負荷切離し操作 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-6]→[⑥-27]→[⑥-28]】	
1.15	事故時の計装に関する手順等	計器の故障時に状態を把握するための手段(他チャンネルによる計測，代替パラメータにる推定)	○		

※ 屋外アクセスルートは，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第1表　柏崎刈羽原子力発電所6号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(12/14)

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※
1.15	事故時の計装に関する手順等	計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段(他チャンネルによる計測,代替パラメータにる推定)	○		
		計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段(可搬型計測器(現場)による計測)	○	可搬型計測器(現場)による計測 多重伝送盤 DIV-Ⅰの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-2]】 多重伝送盤 DIV-Ⅱの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-3]】 多重伝送盤 DIV-Ⅲの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-25]】 中央制御室外原子炉停止制御盤の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-26]】 多重伝送現場盤 DIV-Ⅲの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 W⑦)→(⑦階段 X⑧)】	
		計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段(可搬型計測器(中央制御室)による計測)	○		
		計器電源が喪失した場合の手段(可搬型計測器(現場)によるパラメータ計測又は監視)	○		
		計器電源が喪失した場合の手段(可搬型計測器(中央制御室)によるパラメータ計測又は監視)	○		
		パラメータを記録する手段(安全パラメータ表示システム(SPDS)による記録)			
		パラメータを記録する手段(現場指示計の記録)			
		パラメータを記録する手段(可搬型計測器の記録)	○		
1.16	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	中央制御室換気空調系設備の運転手順等(中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順)	○	中央制御室可搬型陽圧化空調機起動 【中央制御室→(④階段 J⑤)→(⑤階段 J<連絡通路>階段 I⑤)→[⑤-9]】	
		中央制御室換気空調系設備の運転手順等(全交流動力電源が喪失した場合の隔離弁現場閉操作)		中央制御室可搬型陽圧化空調機起動 【中央制御室→[④-6]→(④階段 J⑤)→(⑤階段 J<連絡通路>階段 I⑤)→[⑤-9]】	
		中央制御室待避室の準備手順(中央制御室待避室陽圧化装置による加圧準備操作)		中央制御室待避室の準備 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-8]→[⑤-10]】	
		中央制御室待避室の準備手順(中央制御室待避室陽圧化装置による加圧操作)	○		
		中央制御室の照明を確保する手順	○		
		中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順			
		中央制御室待避室の照明を確保する手順	○		
		中央制御室待避室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順			
		中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順	○		
		その他の放射線防護措置等に関する手順等			
		チェンジングエリアの設置及び運用手順			
		非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順(非常用ガス処理系起動手順)	○		

※ 屋外アクセスルートは，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第1表　柏崎刈羽原子力発電所6号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(13/14)

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	非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順(非常用ガス処理系停止手順)	○		
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測定及び代替測定			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定			
		可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定			
		可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定			
		可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定			
		海上モニタリング			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		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			
		敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制			
		可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等			
1.18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等	緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機操作手順)			
		緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機操作手順)			
		緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順)			
		緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内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)			
		放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置(空気ボンベ)への切替え手順)			
		放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置(空気ボンベ)への切替え手順)			
		放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)から可搬型陽圧化空調機への切替え手順)			

※ 屋外アクセスルートは，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第1表　柏崎刈羽原子力発電所6号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(14/14)

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※
1.18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等	放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)から可搬型陽圧化空調機への切替え手順)			
		放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のパージ手順)			
		必要な指示及び通信連絡に関する手順等(安全パラメータ表示システム(SPDS)によるプラントパラメータ等の監視手順)			
		必要な指示及び通信連絡に関する手順等(対策の検討に必要な資料の整備)			
		要員の収容に係る手順等(放射線管理用資機材の維持管理等)			
		要員の収容に係る手順等(チェンジングエリア(南側アクセスルート)の設置及び運用手順)			
		要員の収容に係る手順等(チェンジングエリア(北東側アクセスルート)の設置及び運用手順)			
		要員の収容に係る手順等(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替え手順)			
		代替電源設備からの給電手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電)			緊急時対策所→5号炉東側保管場所
		代替電源設備からの給電手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え手順)			緊急時対策所→5号炉東側保管場所
		代替電源設備からの給電手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		代替電源設備からの給電手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機運転手順)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所，5 号炉東側保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		代替電源設備からの給電手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(予備)の切替え手順)			緊急時対策所→大湊側高台保管場所
1.19	通信連絡に関する手順等	発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等			
		発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等(無線連絡設備を中央制御室待避室で使用する場合の切替え)	○		
		発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等			

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(1/15)

	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	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(自動)			
		代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入(手動操作)	○		
		原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制(代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)			
		原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制(原子炉冷却材再循環ポンプ手動停止操作)	○		
		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	○		
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発電用原子炉の冷却	○		
		高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	○	高圧代替注水ポンプ現場起動 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑥)→[⑥-11]→[⑥-10]→(⑥階段 E⑤)→[⑤-18]】	
		原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却(運転員操作)	○	原子炉隔離時冷却系ポンプ起動 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦ハッチ開放]→(⑦ハッチ梯子⑧)→[⑧-10]→(⑧ハッチ梯子⑦)→(⑦階段 E⑥)→[⑥-10]→(⑥階段 E⑦)→(⑦ハッチ梯子⑧)→[⑧-10]→(⑧ハッチ梯子⑦)→(⑦階段 E⑥)→[⑥-10]】	
		監視及び制御(中央制御室の監視計器)	○		
		ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入)	○	ほう酸水注入系ポンプ起動 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 F③)→[③-11]→(③階段 F⑤)→(⑤階段 I<連絡通路>階段 J⑤)→(⑤階段 J⑧)→[⑧-16]】 ほう酸水注入系ポンプ電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]】	
		原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却(設計基準拡張)	○		
		原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却(原子炉隔離時冷却系の水源切替え)	○		
		高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却(設計基準拡張)	○		
		高圧炉心注水系による発電用原子炉の冷却(高圧炉心注水系の水源切替え)	○		
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	減圧の自動化(代替自動減圧機能)			
		手動操作による減圧(逃がし安全弁の手動操作による減圧)	○		
		常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	○	逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑥)→[⑥-12]】 逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G①)→[①-11]→[①-12]】	

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(2/15)

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※
1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	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	○	逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑥)→[⑥-12]】 逃がし安全弁の駆動源(電源)と逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G①)→[①-11]→[①-12]→(①階段 H⑥)→[⑥-17]→[⑥-13]→(⑥階段 G①)→[①-11]→[①-12]】	
		高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保(不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え)	○	逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑥)→[⑥-12]】 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G①)→[①-11]→[①-12]】	
		高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保(高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替え)		逃がし安全弁の開保持用の駆動源(高圧窒素ガス)確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G①)→[①-11]→[①-12]】	
		逃し安全弁の背圧対策			
		インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応(中央制御室からの遠隔操作)	○		
		インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応(現場での隔離操作)	○	現場での隔離 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-12]→[⑤-14]→(⑤階段 E④)→各系統へ A 系→(④(MS トンネル室⑤)→[⑤-17] B 系[⑤-12], C 系[⑤-14]】	
		インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応(ブローアウトパネルによる環境改善)			
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)による発電用原子炉の冷却(残留熱除去系(B)又は残留熱除去系(A)注入配管使用)	○	低圧代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水の系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-16]】	
		低圧代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却	○	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の系統構成 交流電源が確保されている場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E④)→[④-8]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-15]】 全交流電源が喪失で残留熱除去系 A 系使用の場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E④)→[④-8] →(④MS トンネル室⑤)→[⑤-17]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E⑤)→[⑤-15]→(⑤階段 E④)→(④MS トンネル室⑤)→[⑤-17]】 全交流電源が喪失で残留熱除去系B系使用の場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E④)→[④-8]→(④階段 E⑤)→[⑤-15]→[⑤-14]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E⑤)→[⑤-15]→[⑤-14]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		代替交流電源設備による残留熱除去系(低圧注水モード)の復旧	○		

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(3/15)

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	代替交流電源設備による残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の復旧	○	残留熱除去系 A 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離 (重大事故時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑧)→[⑧-9]】 残留熱除去系 B 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離 (重大事故時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑧)→[⑧-11]】	
		残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却(設計基準拡張)	○		
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱(設計基準拡張)	○	残留熱除去系 A 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離 (重大事故時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑧)→[⑧-9]】 残留熱除去系 B 系の場合 残留熱除去系電源復旧 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]】 残留熱除去系封水ポンプの隔離 (重大事故時は省略可) 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑧)→[⑧-11]】	
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原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	格納容器圧力逃がし装置の減圧及び除熱 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]】	
		原子炉格納容器ベント弁駆動源確保(予備ボンベ)	○	原子炉格納容器ベント弁の駆動源確保 ウェットウェルベント弁の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-16]】 ドライウェルベント弁の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H④)→[④-11]】	
		フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り			緊急時対策所→7 号炉フィルタベント装置
		フィルタ装置水位調整(水抜き)			緊急時対策所→7 号炉フィルタベント装置
		格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		フィルタ装置スクラバ水 pH 調整	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		ドレン移送ライン窒素ガスパージ			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		ドレンタンク水抜き			緊急時対策所→7 号炉フィルタベント装置
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H③)→[③-14]】	

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(4/15)

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原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	○	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]→[①階段 H⑥]→[⑥-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H④)→[④-12]】	
		耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	○	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H②)→[②-4]→[②-3]→(②階段 H⑥)→[⑥-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H②)→[②-4]→[②-3]→(②階段 H④)→[④-12]】	
		代替原子炉補機冷却系による除熱	○	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保(現場状況によっては省略可) 補機冷却海水系 A 系使用の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-20]→[⑥-21]→(⑥階段 J⑧)→[⑧-14]→(⑧階段 J⑥)→(⑥階段 L④)→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E③)→(③階段 V②)→[②-5]→(②階段 V③)→[③-10]→(③階段 E④)→[④-7]→[④-9]→(④階段 E⑤)→[⑤-11]→[⑤-13]→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E⑧)→[⑧-9]→[⑧-10]→[⑧-13]】 補機冷却海水系 B 系使用の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]→(⑥階段 T⑤)→(⑤階段 U⑥)→[⑥-22]→[⑥-23]→(⑥階段 U⑤)→(⑤階段 T⑥)→(⑥階段 J⑧)→[⑧-15]→(⑧階段 J⑥)→(⑥階段 L④)→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E③)→(③階段 O②)→[②-2]→(②階段 O③)→[③-10]→(③階段 F④)→[④-9]→(④階段 F⑤)→[⑤-13]→(⑤階段 F⑦)→[⑦-5]→(⑦階段 F⑧)→[⑧-11]→[⑧-12]】 【屋外→[⑤-23]→[⑤-24]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		原子炉補機冷却系による除熱(設計基準拡張)	○		
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)による原子炉格納容器内の冷却	○	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器スプレイ系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-16]】	
		代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却	○	交流電源が確保されている場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E④)→[④-8]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-15]】 全交流電源が喪失しており D/W スプレイを実施する場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E④)→[④-8]→(④階段 E⑤)→[⑤-14]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E⑤)→[⑤-15]→[⑤-14]】 全交流電源が喪失しており S/P スプレイを実施する場合 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E④)→[④-8]→(④階段 E⑤)→[⑤-14]→(⑤階段 F⑥)→[⑥-29]又は，中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E⑦)→[⑦-4]→(⑦階段 E⑤)→[⑤-15]→[⑤-14]→(⑤階段 F⑥)→[⑥-29]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(5/15)

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※
1.6	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	代替交流電源設備による残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)の復旧	○		
		代替交流電源設備による残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)の復旧	○		
		残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)による原子炉格納容器内の除熱(設計基準拡張)	○		
		残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱(設計基準拡張)	○		
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原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H⑥)→[⑥-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H④)→[④-12]】	
		フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り			緊急時対策所→7 号炉フィルタベント装置
		フィルタ装置水位調整(水抜き)	○		緊急時対策所→7 号炉フィルタベント装置
		格納容器圧力逃がし装置停止後の窒素ガスパージ	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		フィルタ装置スクラバ水 pH 調整	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		ドレン移送ライン窒素ガスパージ			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		ドレンタンク水抜き	○		緊急時対策所→7 号炉フィルタベント装置
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱(現場操作)	○	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E①)→[①-8]→(①階段 E③)→[③-10]】 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H②)→[②-3]→[②-4]→(②階段 H⑥)→[⑥-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H②)→[②-3]→[②-4]→(②階段 H④)→[④-12]】	
		不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換			

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(6/15)

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	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-16]】 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G③)→[③-15]→[③-16]→[③-17]】	
		代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱	○	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]→(⑥階段 T⑤) →(⑤階段 U⑥)→[⑥-22]→[⑥-23] →(⑥階段 U⑤) →(⑤階段 T⑥)→(⑥階段 J⑧)→[⑧-15]】 【屋外→[⑤-23]→[⑤-24]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
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)による原子炉格納容器下部への注水	○	格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-18]】 格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-16]】	
		格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	○	格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-18]】 格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G④)→[④-15]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		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(常設)による原子炉圧力容器への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 J⑧)→[⑧-16]】	
		低圧代替注水系(可搬型)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系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G④)→[④-15]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	○	ほう酸水注入系電源受電 ほう酸水注入系A系の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]】 ほう酸水注入系B系の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]】	
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	原子炉格納容器内の不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止			
		格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	○	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 ウェットウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H⑥)→[⑥-15]】 ドライウェルベントの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H①)→[①-16]→(①階段 H④)→[④-12]】	
		耐圧強化ベント系(W/W)による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	○	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 H③)→[③-14]→(③階段 H②)→[②-4]→[②-3]→(②階段 H⑥)→[⑥-15]】	

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(7/15)

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※
1.9	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	耐圧強化ラインの窒素ガスパージ			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		水素濃度及び酸素濃度の監視(格納容器内水素濃度(SA)による原子炉格納容器内の監視)	○		
		水素濃度及び酸素濃度の監視(格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の監視)	○	格納容器内雰囲気計装電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]】	
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			
		原子炉建屋内の水素濃度監視	○		
		原子炉建屋内の水素濃度監視(非常用ガス処理系の停止操作)	○		
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	燃料プール代替注水系による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	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(SFP 可搬式接続口を使用した場合)	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水(淡水/海水)系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-16]→(⑤階段 F①)→[①-9]→(①階段 F⑤)→[⑤-16]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合)	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-19]→(⑤階段 E①)→[①-10]→(①階段 E⑤)→[⑤-19]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		漏えい抑制	○	使用済燃料プール冷却浄化系隔離 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 E④)→[④-10]】	
		燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(SFP 可搬式接続口を使用した場合)	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-16]→(⑤階段 F①)→[①-9]→(①階段 F⑤)→[⑤-16]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ(原子炉建屋大物搬入口からの接続の場合)	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールスプレイ系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-19]→(⑤階段 E①)→[①-10]→(①階段 E⑤)→[⑤-19]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		使用済燃料プールの監視			
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	○	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G①)→[①-14]】	

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(8/15)

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※
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	○	燃料プール冷却浄化系A系使用の場合 燃料プール冷却浄化系電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]】 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 F④)→[④-9]】 燃料プール冷却浄化系B系使用の場合 燃料プール冷却浄化系電源受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]】 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プール除熱系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→(⑤階段 F④)→[④-9]】	
1.12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)，放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合装置による航空機燃料火災への泡消火			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
1.13	重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		海を水源とした大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプへの送水			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		海を水源とした大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる送水			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の海を水源とした原子炉圧力容器への注水	○	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水の系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G④)→[④-15]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		海を水源とした原子炉格納容器内の冷却(代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による冷却)	○	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却の系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G④)→[④-15]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		海を水源とした原子炉格納容器下部への注水(格納容器下部注水系(可搬型)による注水)	○	格納容器下部注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水系統構成 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G④)→[④-15]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した注水)	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(9/15)

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
1.13	重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した注水(SFP 可搬式接続口を使用した場合))	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-16]→(⑤階段 F①)→[①-9]→(①階段 F⑤)→[⑤-16]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した注水(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-19]→(⑤階段 E①)→[①-10]→(①階段 E⑤)→[⑤-19]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用したスプレイ)	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイ(SFP 可搬式接続口を使用した場合))	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-16]→(⑤階段 F①)→[①-9]→(①階段 F⑤)→[⑤-16]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		海を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ(燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用したスプレイ(原子炉建屋大物搬入口から接続した場合))	○	燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プール注水系統構成 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-19]→(⑤階段 E①)→[①-10]→(①階段 E⑤)→[⑤-19]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給(防火水槽を水源とした補給)	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給(淡水貯水池を水源とした補給)	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		大容量送水車(海水取水用)による可搬型代替注水ポンプへの送水			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給(海を水源とした補給)	○		緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		淡水貯水池から防火水槽への補給			緊急時対策所→淡水貯水池※２
		海から防火水槽への補給(可搬型代替注水ポンプによる補給)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		海から防火水槽への補給(大容量送水車(海水取水用)による補給)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		淡水から海水への切替え(防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプによる送水中の場合)			

※1 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

※2 保管設備がないため，最初の操作場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(10/15)

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※
1.14	電源の確保に関する手順等	常設代替交流電源設備による給電(M/C D 系受電)	○	常設代替交流電源設備による M/C D 系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]】	
		常設代替交流電源設備による給電(M/C C 系受電)	○	常設代替交流電源設備による M/C C 系及び M/C D 系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]→[⑥-13]】	
		可搬型代替交流電源設備による給電(P/C C 系動力変圧器の一次側に接続し，P/C C 系及び P/C D 系を受電する場合)	○	可搬型代替交流電源設備による P/C C 系及び P/C D 系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19] →[⑥-18]→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 J④)→[④-13]→(④階段 J⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→[⑥-13]】 【屋外→[⑤-28]→[⑤-29]→(⑤階段 G⑥)→[⑥-36]→[⑥-37]】 【屋外→[⑤-30]→(⑤階段 H⑥)→[⑥-37]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		可搬型代替交流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置に接続し，P/C C 系及び P/C D 系を受電する場合)	○	可搬型代替交流電源設備による P/C C 系及び P/C D 系受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19] →[⑥-18]→[⑥-13]→[⑥-14]→(⑥階段 J④)→[④-13]→(④階段 J⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]→[⑥-13]】 【屋外→[⑤-28]→(⑤階段 G④)→[④-18]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(常設)を使用し，M/C C 系又は M/C D 系を受電する場合)	○	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-16]→[④-17]】	
		電力融通による給電(号炉間電力融通ケーブル(可搬型)を使用し，M/C C 系又は M/C D 系を受電する場合)	○	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-16]→[④-17]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所
		所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 蓄電池からの給電)	○		
		所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への受電切替え)	○	直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A-2 への受電切替え 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-18]】	
		所内蓄電式直流電源設備による給電(直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への受電切替え)	○	直流 125V 蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池への受電切替え 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G①)→[①-14]→(①階段 G⑥)→[⑥-18]】	
		代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流 125V 充電器盤 A の受電)	○	直流 125V 充電器盤 A 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-18]】	
		代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流 125V 充電器盤 B の受電)	○	直流 125V 充電器盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]→[⑥-19]】	
		代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(直流 125V 充電器盤 A-2 の受電)	○	直流 125V 充電器盤 A-2 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-18]】	
		代替交流電源設備による所内蓄電式直流電源設備への給電(AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	○	所内蓄電式直流電源設備による給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 G⑤)→[⑤-20]→(⑤階段 G⑥)→[⑥-13]→(⑥階段 G①)→[①-14]】	
		中央制御室監視計器 C 系及び D 系の復旧	○	AM 用直流 125V 充電器盤受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]→[⑥-14]】	
		可搬型直流電源設備による給電(荒浜側緊急用 M/C 経由による AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	○	可搬型直流電源設備による AM 用直流 125V 充電器盤の受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13] →(③階段 H①)→[①-14]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(11/15)

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※
1.14	電源の確保に関する手順等	可搬型直流電源設備による給電(AM 用動力変圧器への接続による AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	○	可搬型直流電源設備による AM 用直流 125V 充電器盤の受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13] →(③階段 H①)→[①-14]】 【屋外→[⑤-30]→(⑤階段 H③)→[③-18]→[③-13]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		可搬型直流電源設備による給電(緊急用電源切替箱接続装置への接続による AM 用直流 125V 充電器盤の受電)	○	可搬型直流電源設備による AM 用直流 125V 充電器盤の受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13] →(③階段 H①)→[①-14]】 【屋外→[⑤-28]→(⑤階段 G④)→[④-18]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電)	○	AM 用直流 125V 蓄電池による直流 125V 主母線盤 A 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-18】	
		常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(常設代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電)	○	常設代替交流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-14]→[⑥-19]】	
		常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	○	可搬型直流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-14]→[⑥-19]】 【屋外→[⑤-28]→(⑤階段 G④)→[④-18]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(号炉間電力融通ケーブル(常設)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	○	号炉間電力融通ケーブル電力融通による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-14]→[⑥-19]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-16]→[④-17]】	
		常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	○	号炉間電力融通ケーブル電力融通による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-14]→[⑥-19]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-16]→[④-17]】	
		常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保(可搬型代替交流電源設備(P/C C 系動力変圧器の一次側に接続)による直流 125V 主母線盤 B 受電)	○	可搬型直流電源設備による直流 125V 主母線盤 B 受電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-14]→[⑥-19]】 【屋外→[⑤-28]→[⑤-29]→(⑤階段 G⑥)→[⑥-36]→[⑥-37]】 【屋外→[⑤-30]→(⑤階段 H⑥)→[⑥-37]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		常設代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電	○	常設代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 J④)→[④-13]→(④階段 J⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→[③-16]】	
		号炉間電力融通ケーブル(常設)による AM 用 MCC への給電	○	号炉間電力融通ケーブル電力融通による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→[③-16]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-16]→[④-17]】	
		号炉間電力融通ケーブル(可搬型)による AM 用 MCC への給電	○	号炉間電力融通ケーブル電力融通による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→[③-16]】 【屋外→(⑤階段 M④)→[④-16]→[④-17]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(12/15)

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※
1.14	電源の確保に関する手順等	可搬型代替交流電源設備(AM 用動力変圧器に接続)による AM 用 MCC への給電	○	可搬型代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 J④)→[④-13]→(④階段 J⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→[③-16]】 【屋外→[⑤-30]→(⑤階段 H③)→[③-18]→[③-13]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		可搬型代替交流電源設備(緊急用電源切替箱接続装置に接続)による AM 用 MCC への給電	○	可搬型代替交流電源設備による AM 用 MCC への給電 【中央制御室→(④階段 L⑥)→(⑥階段 J④)→[④-13]→(④階段 J⑥)→(⑥階段 H①)→[①-13]→(①階段 G③)→[③-13]→[③-16]】 【屋外→[⑤-28]→(⑤階段 G④)→[④-18]】	緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		燃料補給設備による給油(軽油タンクからタンクローリ(4kL)への補給)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		燃料補給設備による給油(軽油タンクからタンクローリ(16kL)への補給)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		燃料補給設備による給油(タンクローリ(4kL)による給油対象設備への給油)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		燃料補給設備による給油(タンクローリ(16kL)による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		非常用交流電源設備による給電(設計基準拡張)	○		
		非常用直流電源設備による給電(設計基準拡張)	○		
		非常用直流電源設備による給電(設計基準拡張)(不要な負荷の切離し操作)	○	非常用直流電源設備の不要な負荷切離し操作 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-19]→[⑥-32]→[⑥-33]】	
1.15	事故時の計装に関する手順等	計器の故障時に状態を把握するための手段(他チャンネルによる計測，代替パラメータにる推定)	○		
		計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段(他チャンネルによる計測，代替パラメータにる推定)	○		
		計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段(可搬型計測器(現場)による計測)	○	可搬型計測器(現場)による計測 多重伝送盤 DIV-Ⅰの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-13]】 多重伝送盤 DIV-Ⅱの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-14]】 多重伝送盤 DIV-Ⅲの場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-30]】 中央制御室外原子炉停止時制御盤の場合 【中央制御室→(④階段 L⑥)→[⑥-31]】	
		計器の計測範囲を超えた場合に状態を把握するための手段(可搬型計測器(中央制御室)による計測)	○		
		計器電源が喪失した場合の手段(可搬型計測器(現場)によるパラメータ計測又は監視)	○		
		計器電源が喪失した場合の手段(可搬型計測器(中央制御室)によるパラメータ計測又は監視)	○		

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第2表　柏崎刈羽原子力発電所7号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(13/15)

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※
1.15	事故時の計装に関する手順等	パラメータを記録する手段(安全パラメータ表示システム(SPDS)による記録)			
		パラメータを記録する手段(現場指示計の記録)			
		パラメータを記録する手段(可搬型計測器の記録)	○		
1.16	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	中央制御室換気空調系設備の運転手順等(中央制御室可搬型陽圧化空調機への切替え手順)	○	中央制御室可搬型陽圧化空調機起動 【中央制御室→(④階段 J⑤)→[⑤-21]】	
		中央制御室換気空調系設備の運転手順等(全交流動力電源が喪失した場合の隔離弁現場閉操作)		中央制御室可搬型陽圧化空調機起動 【中央制御室→[④-13]→(④階段 J⑤)→[⑤-21]】	
		中央制御室待避室の準備手順(中央制御室待避室陽圧化装置による加圧準備操作)		中央制御室待避室の準備 【中央制御室→(④階段 M⑤)→[⑤-8]→[⑤-10]】	
		中央制御室待避室の準備手順(中央制御室待避室陽圧化装置による加圧操作)	○		
		中央制御室の照明を確保する手順	○		
		中央制御室の酸素ガス及び二酸化炭素ガスの濃度測定と濃度管理手順			
		中央制御室待避室の照明を確保する手順	○		
		中央制御室待避室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理手順			
		中央制御室待避室データ表示装置によるプラントパラメータ等の監視手順	○		
		その他の放射線防護措置等に関する手順等			
		チェンジングエリアの設置及び運用手順			
		非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順(非常用ガス処理系起動手順)	○		
		非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順(非常用ガス処理系停止手順)	○		
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測定及び代替測定			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定			
		可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定			
		可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定			
		可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定			
		海上モニタリング			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		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			

※ 屋外アクセスルートは，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(14/15)

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※
1.17	監視測定等に関する手順等	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			
		敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制			
		可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
		モニタリング・ポストの電源をモニタリング・ポスト用発電機から給電する手順等			
1.18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等	緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機操作手順)			
		緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機操作手順)			
		緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型エリアモニタの設置手順)			
		緊急時対策所立ち上げの手順(5号炉原子炉建屋内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)			
		放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置(空気ボンベ)への切替え手順)			
		放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機から陽圧化装置(空気ボンベ)への切替え手順)			
		放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)陽圧化装置(空気ボンベ)から可搬型陽圧化空調機への切替え手順)			
		放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)陽圧化装置(空気ボンベ)から可搬型陽圧化空調機への切替え手順)			
		放射線防護等に関する手順等(5号炉原子炉建屋内可搬型外気取入送風機による通路部のパージ手順)			
		必要な指示及び通信連絡に関する手順等(安全パラメータ表示システム(SPDS)によるプラントパラメータ等の監視手順)			
		必要な指示及び通信連絡に関する手順等(対策の検討に必要な資料の整備)			
		要員の収容に係る手順等(放射線管理用資機材の維持管理等)			
		要員の収容に係る手順等(チェンジングエリア(南側アクセスルート)の設置及び運用手順)			

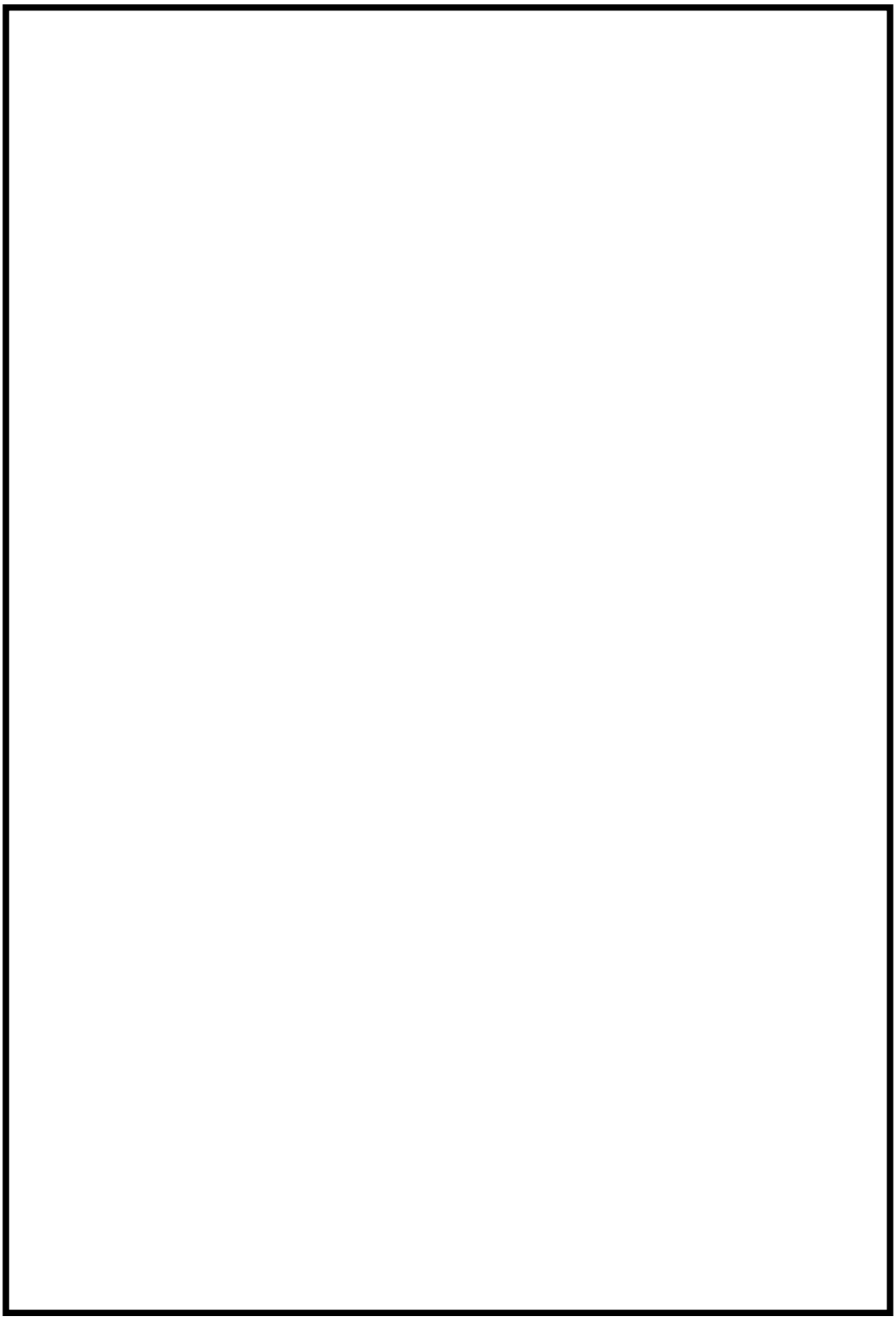
※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

第 2 表　柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　技術的能力における対応手順と操作・作業場所一覧(15/15)

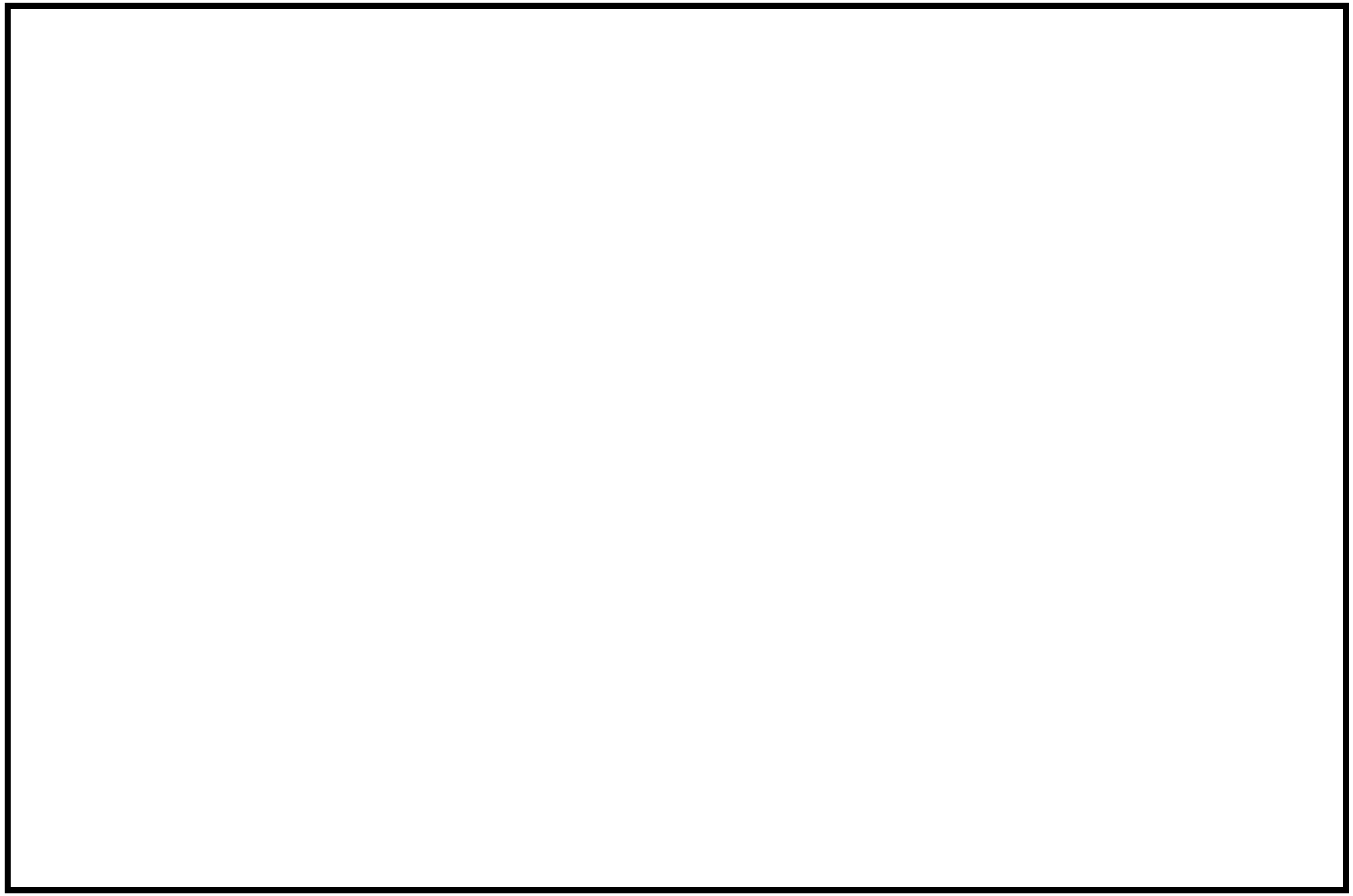
条文		対応手段	操作・作業場所		
			中央	屋内アクセスルート	屋外アクセスルート※
1.18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等	要員の収容に係る手順等(チェンジングエリア(北東側アクセスルート)の設置及び運用手順)			
		要員の収容に係る手順等(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機の切替え手順)			
		代替電源設備からの給電手順(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電)			緊急時対策所→5 号炉東側保管場所
		代替電源設備からの給電手順(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替え手順)			緊急時対策所→5 号炉東側保管場所
		代替電源設備からの給電手順(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料タンクへの燃料給油手順)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		代替電源設備からの給電手順(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の待機運転手順)			緊急時対策所→荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所，5 号炉東側保管場所又は 5 号炉東側第二保管場所
		代替電源設備からの給電手順(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(予備)の切替え手順)			緊急時対策所→大湊側高台保管場所
1.19	通信連絡に関する手順等	発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等			
		発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等(無線連絡設備を中央制御室待避室で使用する場合の切替え)	○		
		発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等			

※ 屋外アクセスルートは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から保管場所までの移動ルートを記す。

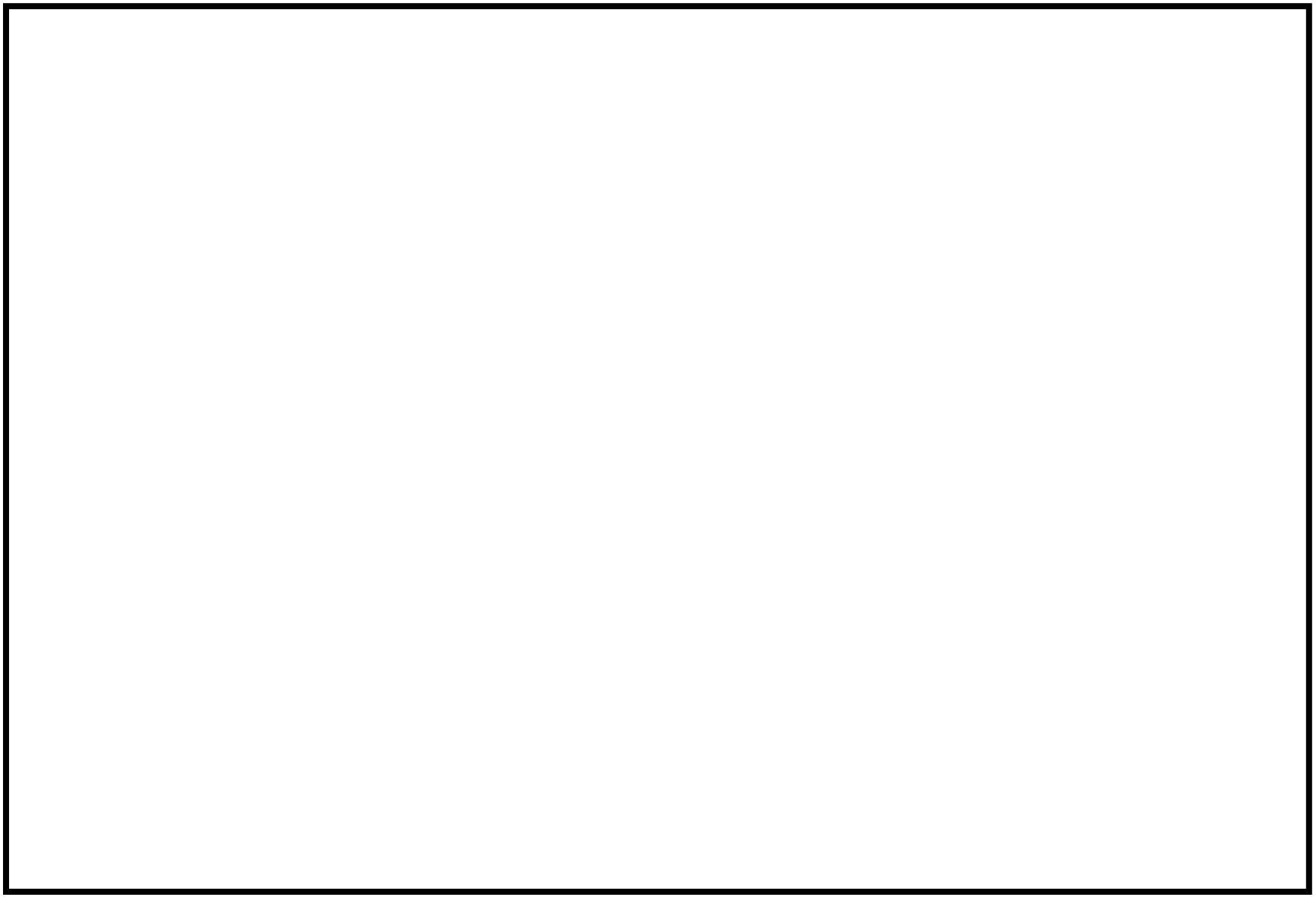
屋内アクセスルート　ルート図



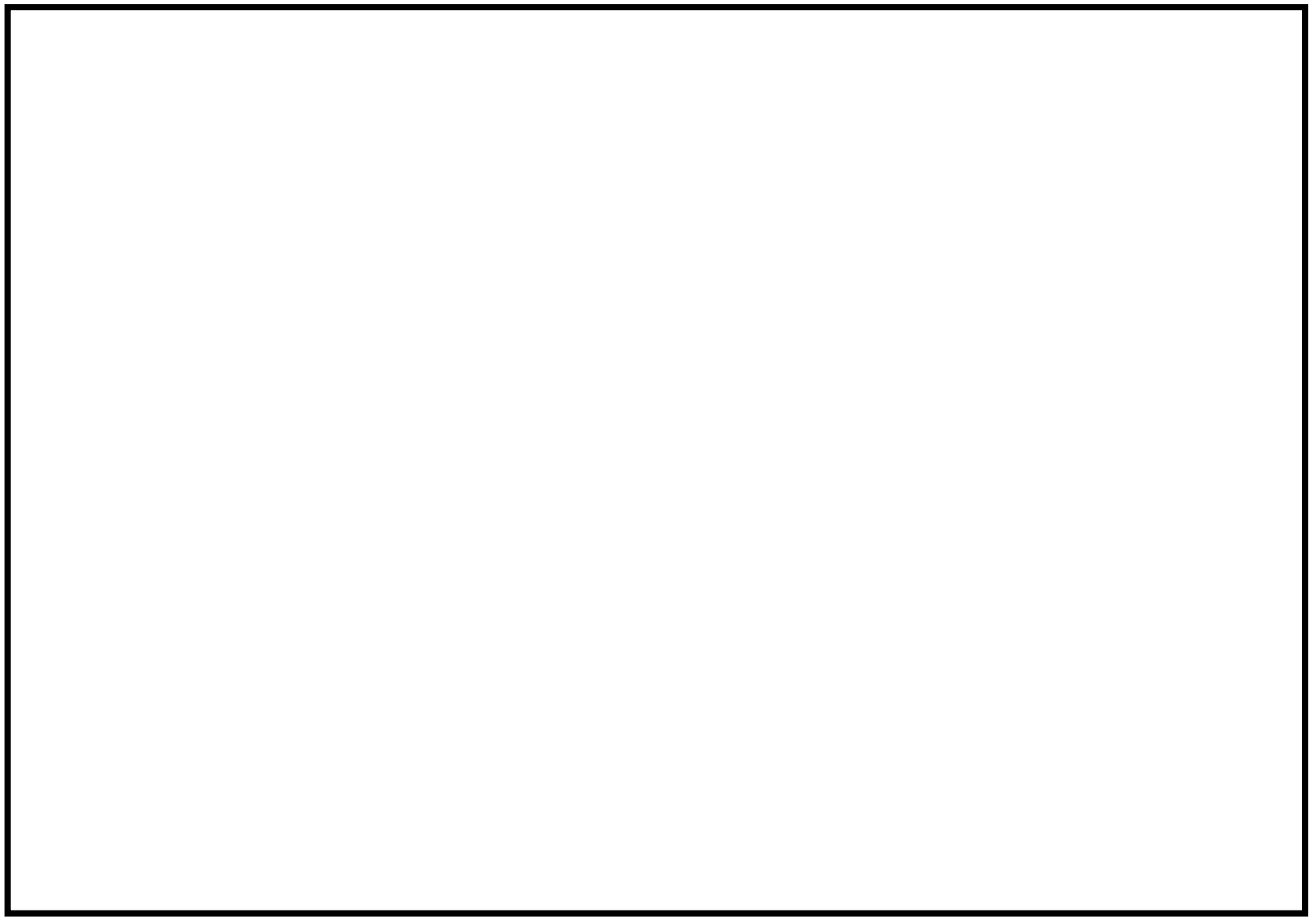
第１図　①柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(1/8)



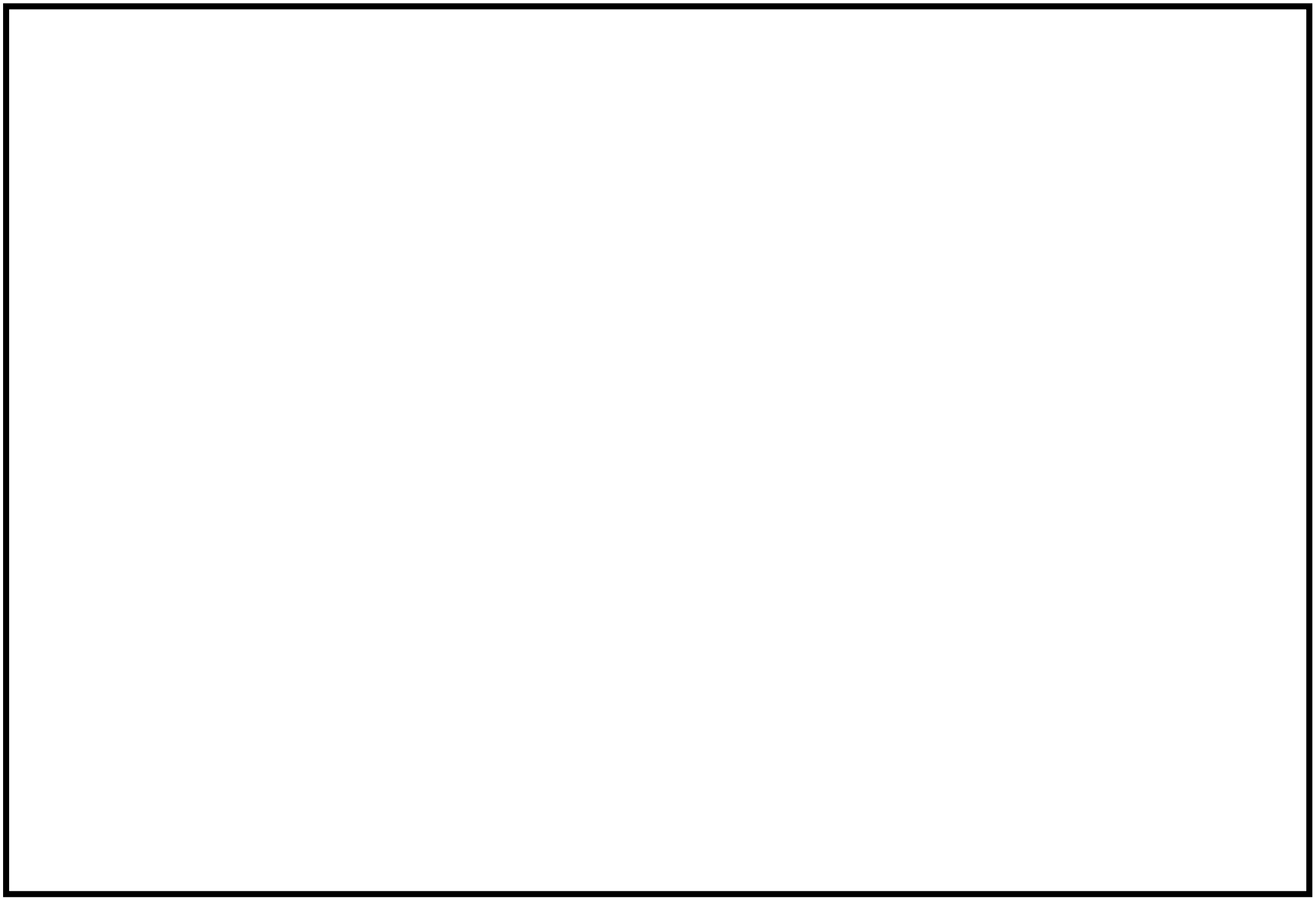
第1図　②柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(2/8)



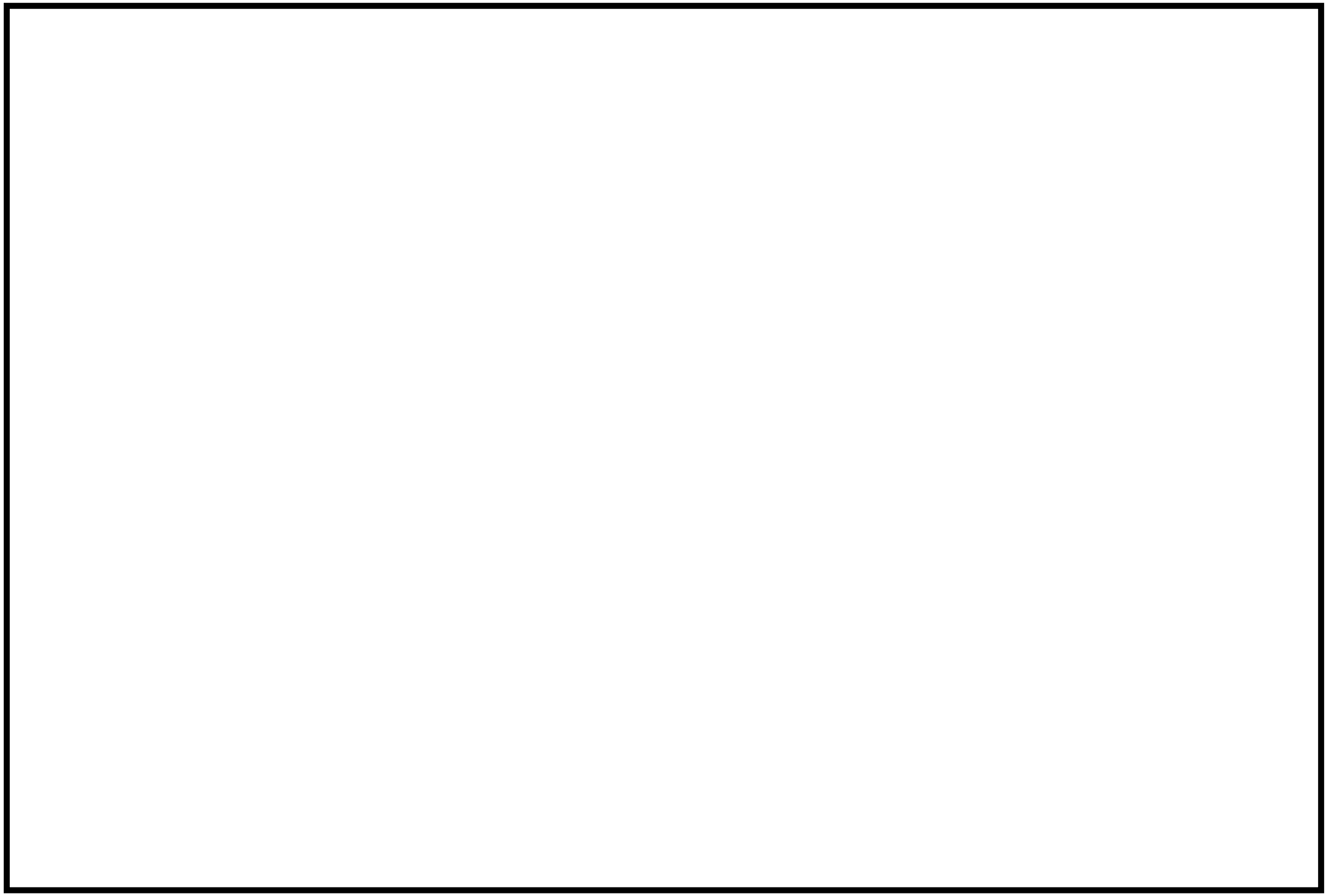
第1図　③柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(3/8)



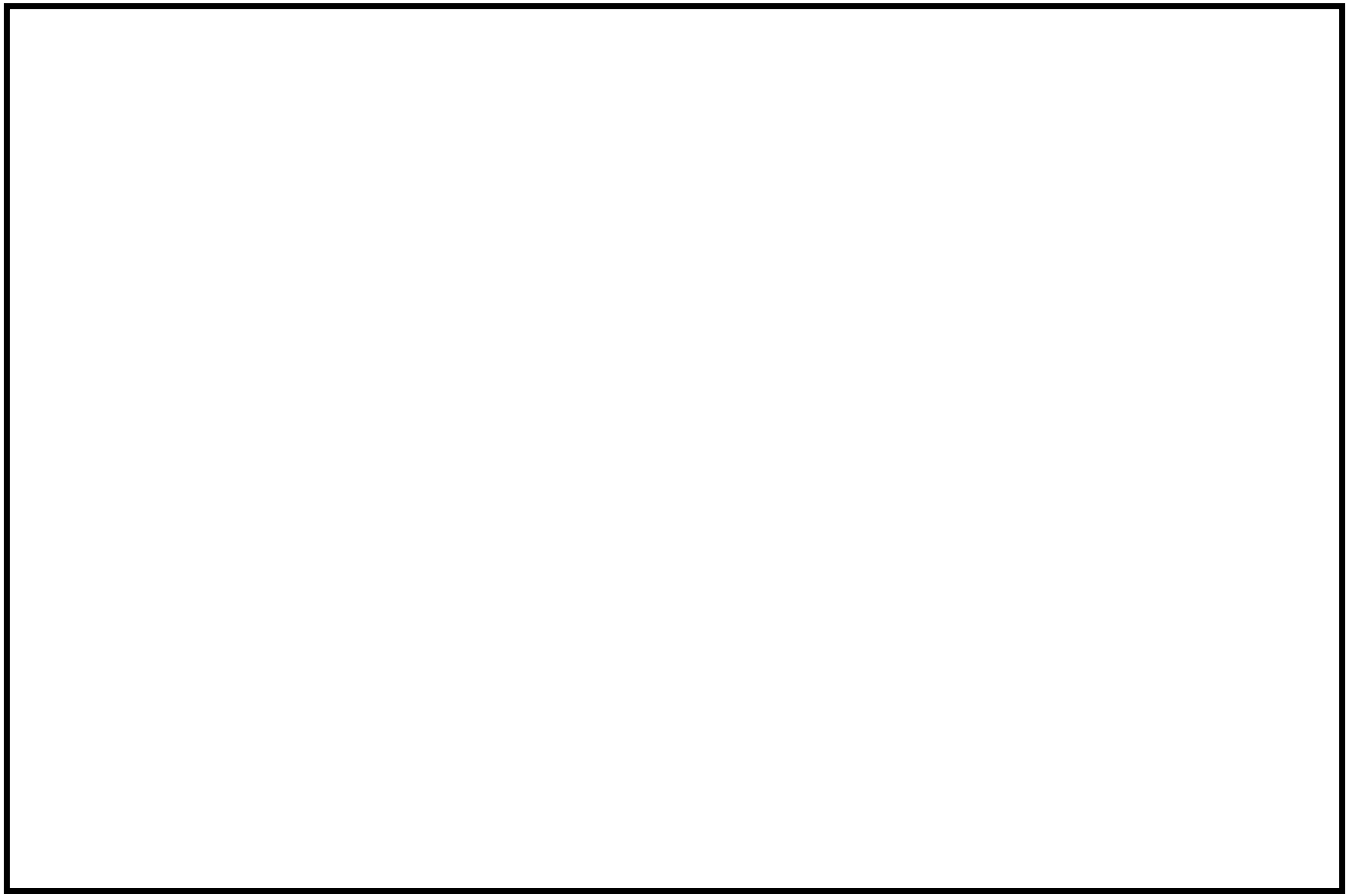
第1図　④柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(4/8)



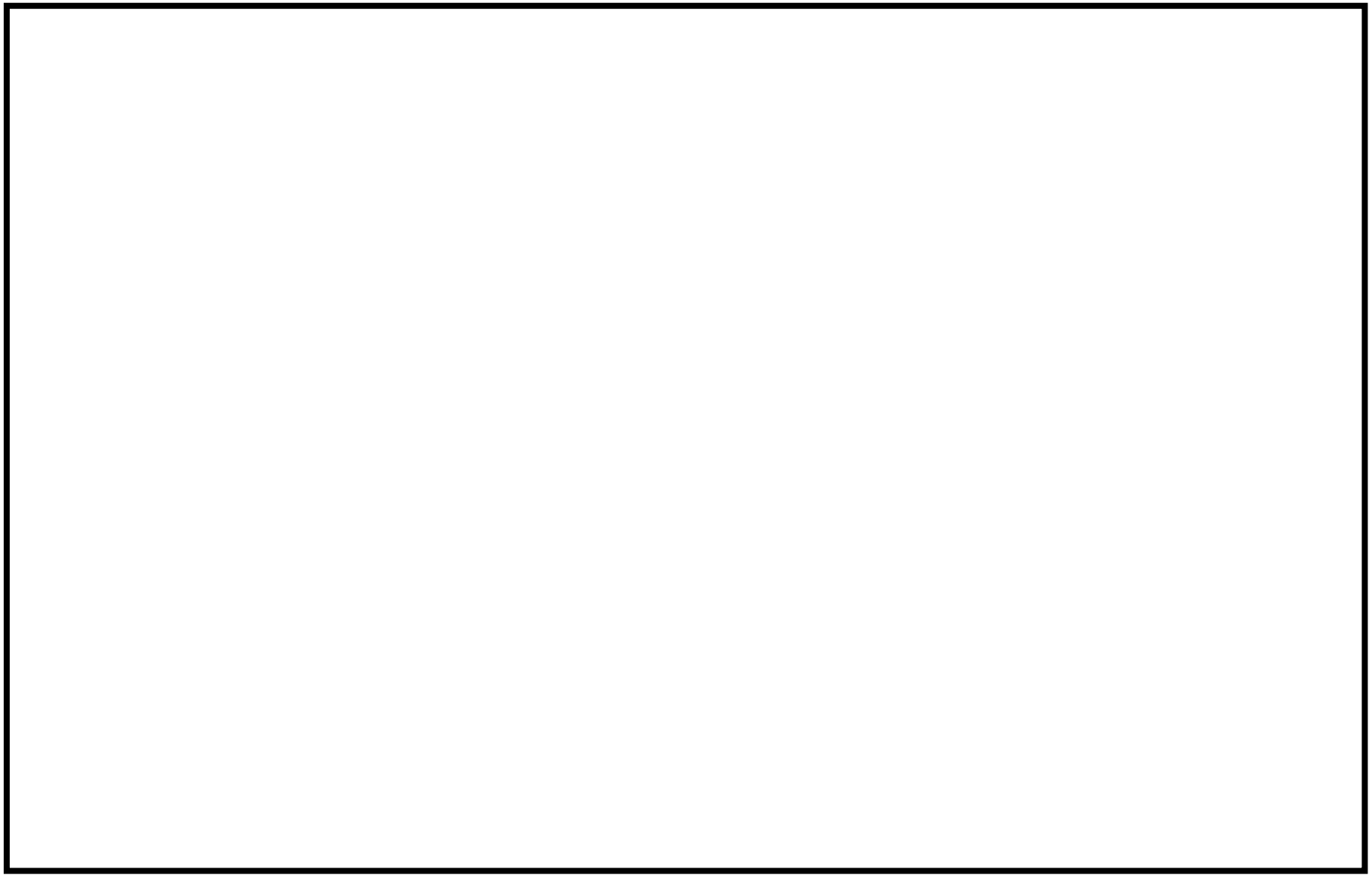
第１図　⑤柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(5/8)



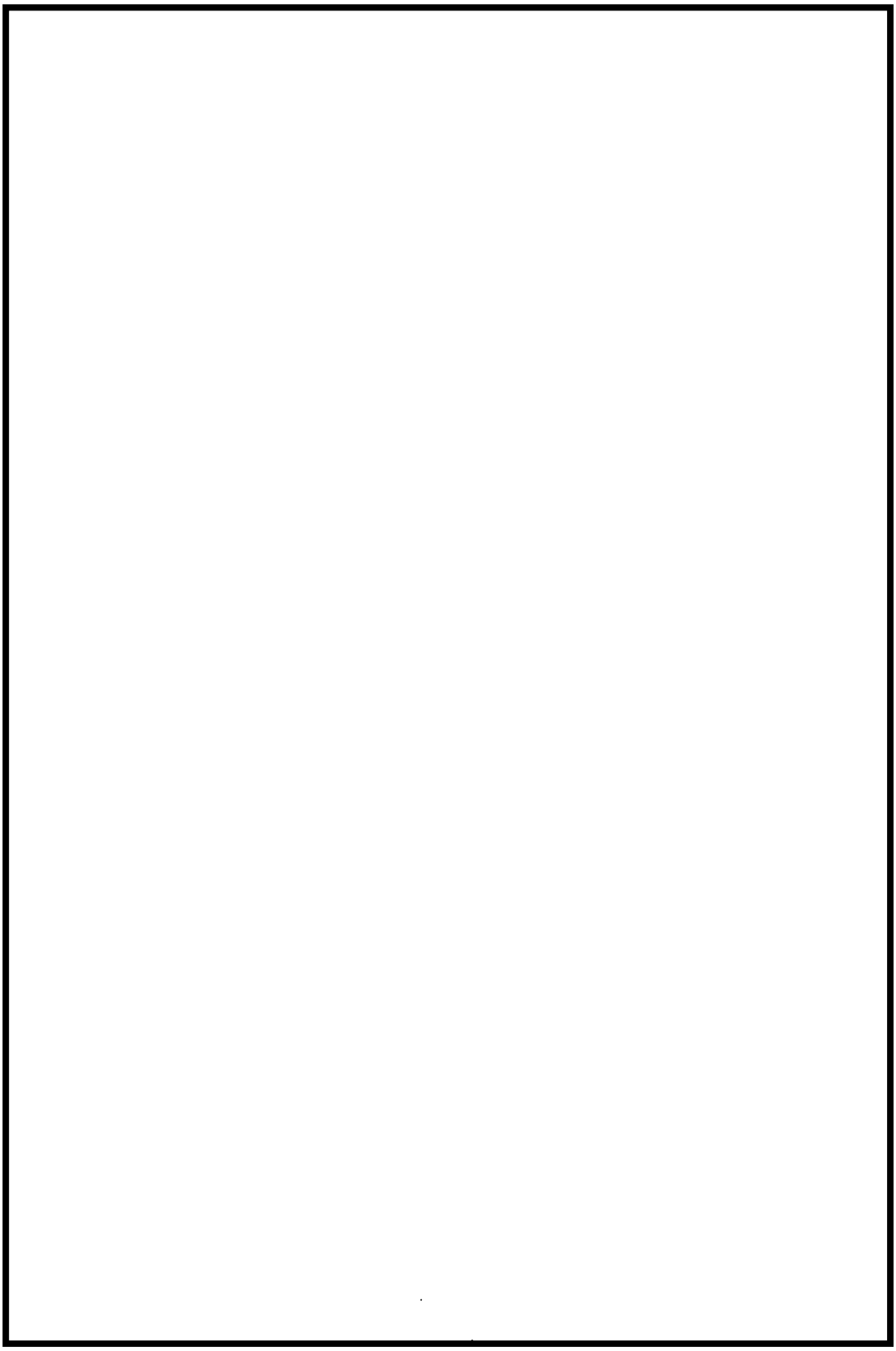
第1図　⑥柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(6/8)



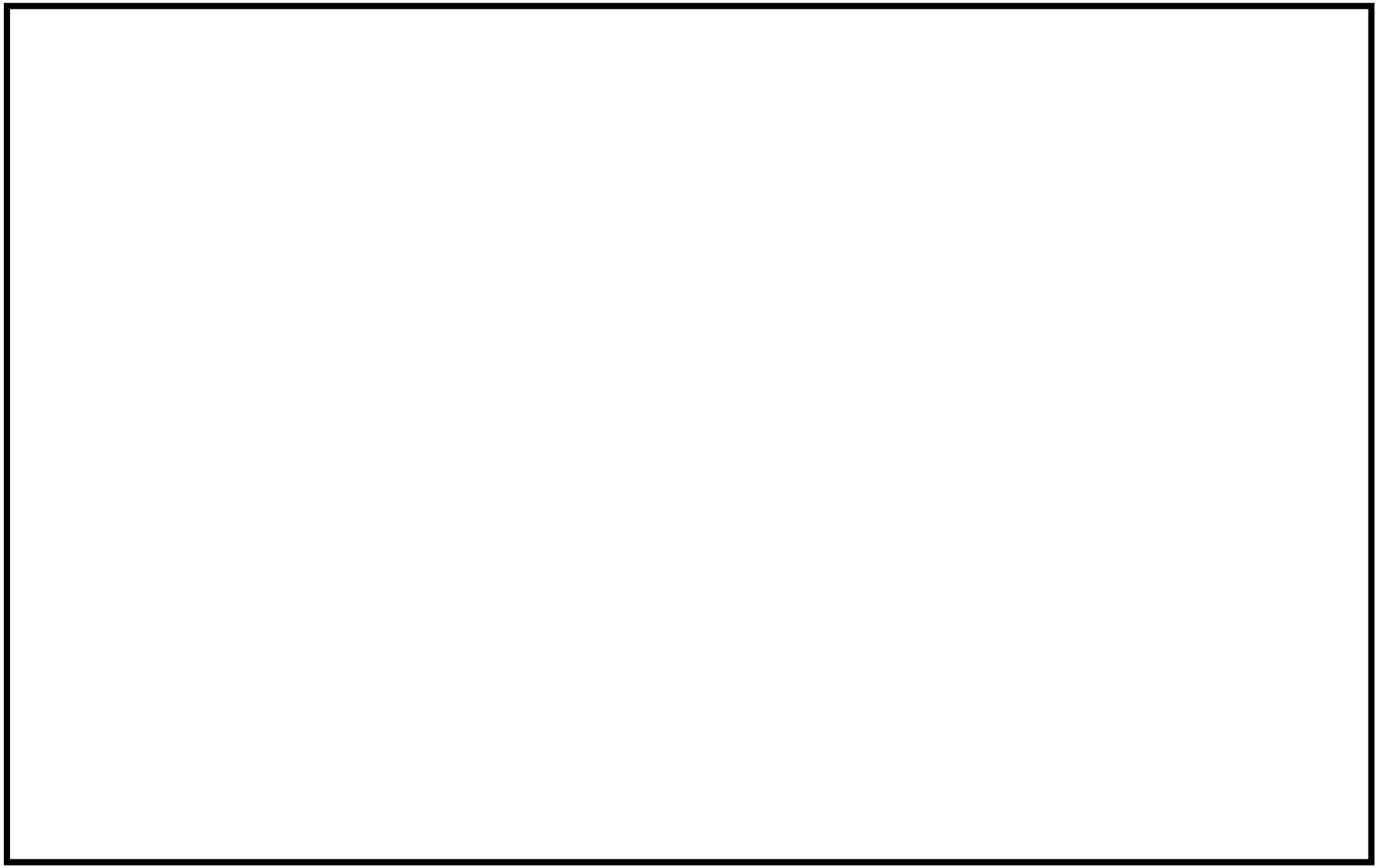
第1図　⑦柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(7/8)



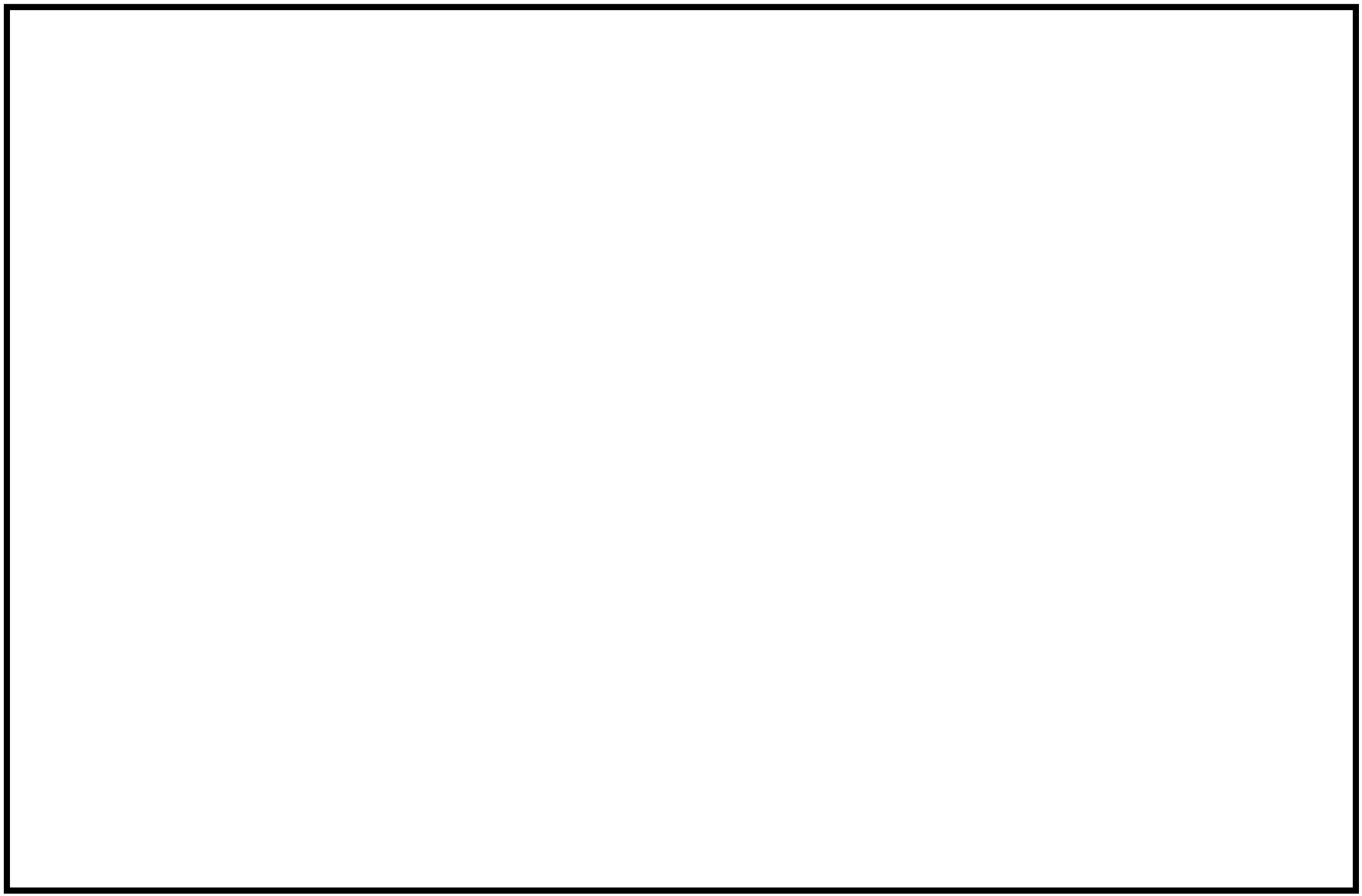
第1図　⑧柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(8/8)



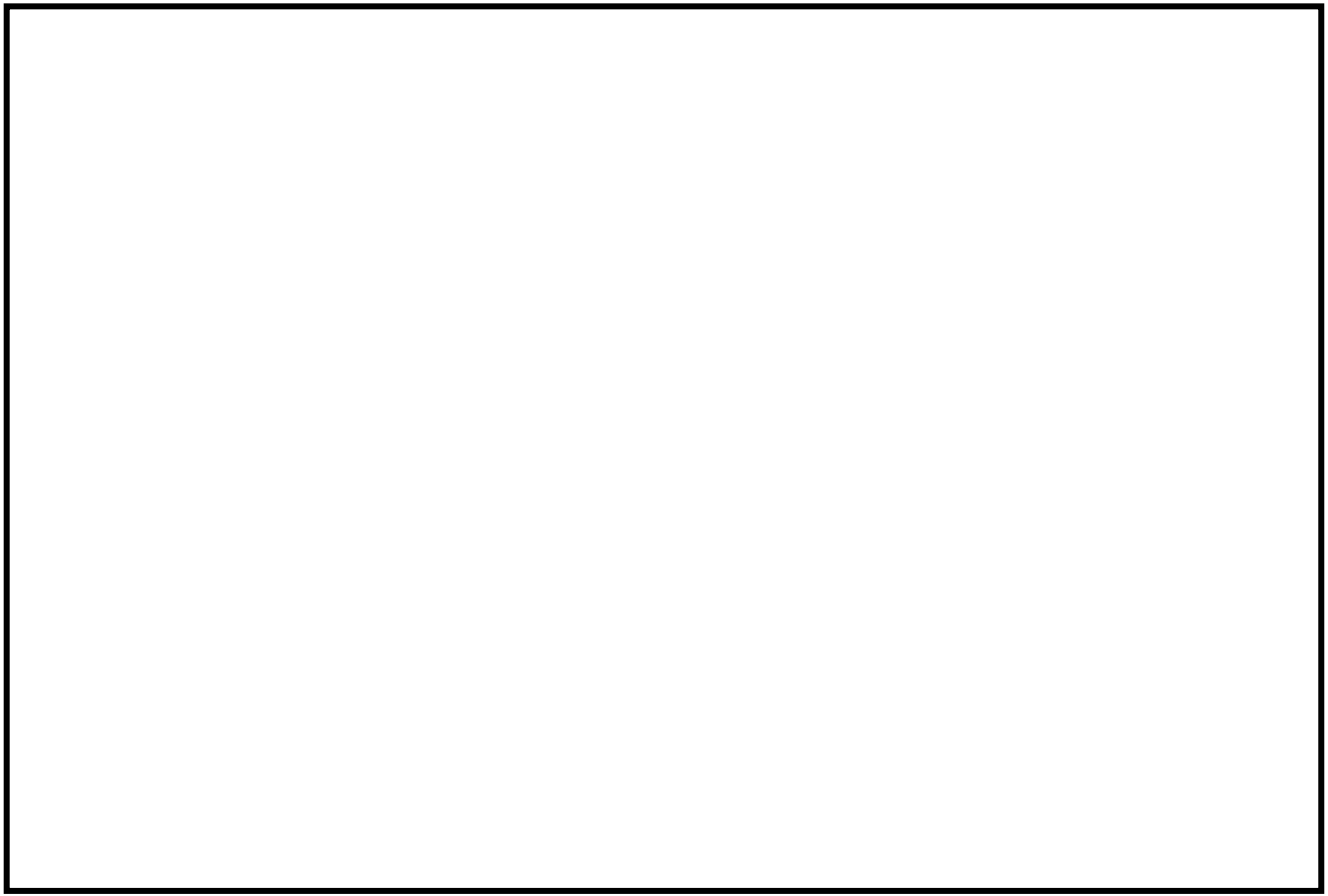
第 1 図　①柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（1/8）



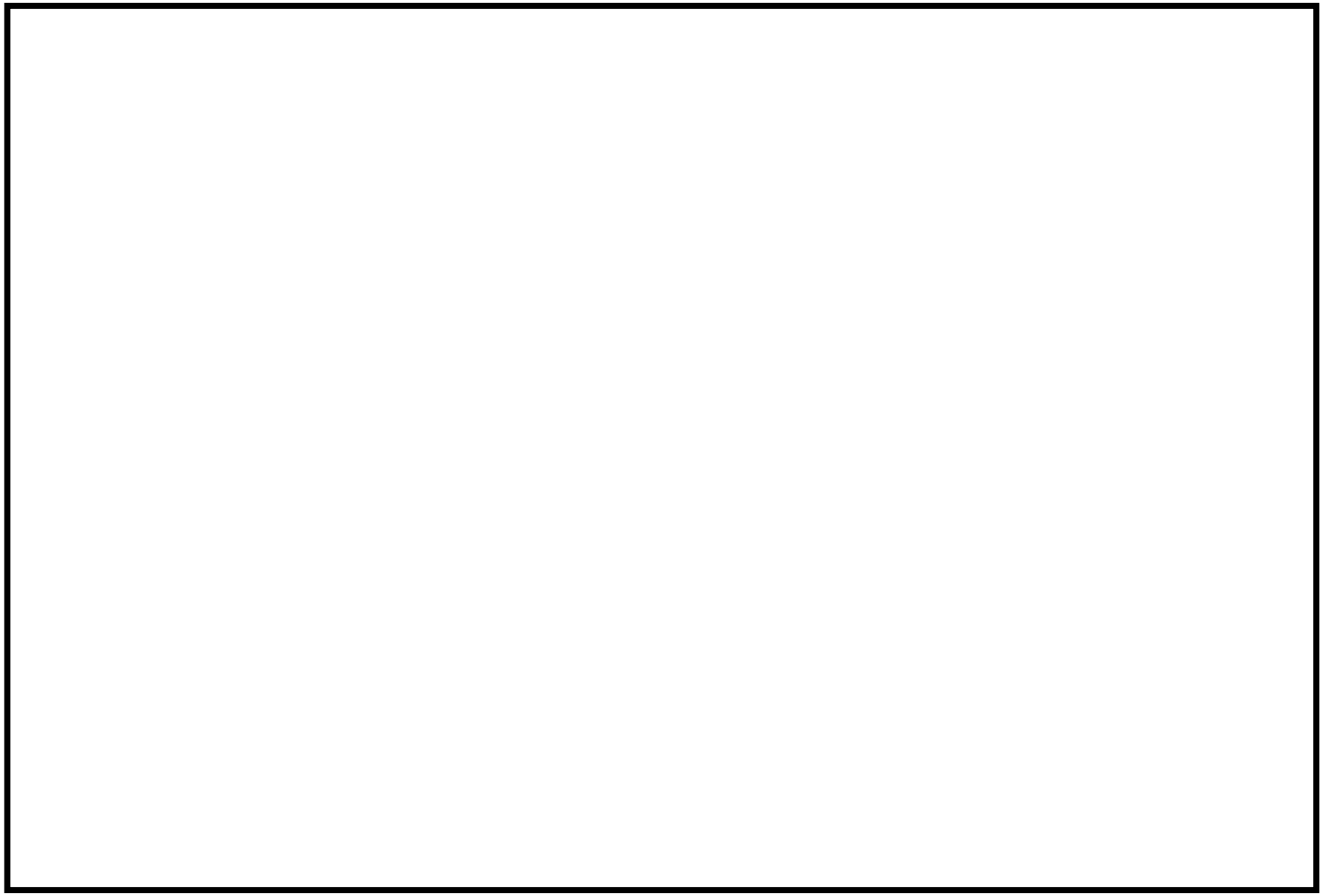
第1図　②柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（2/8）



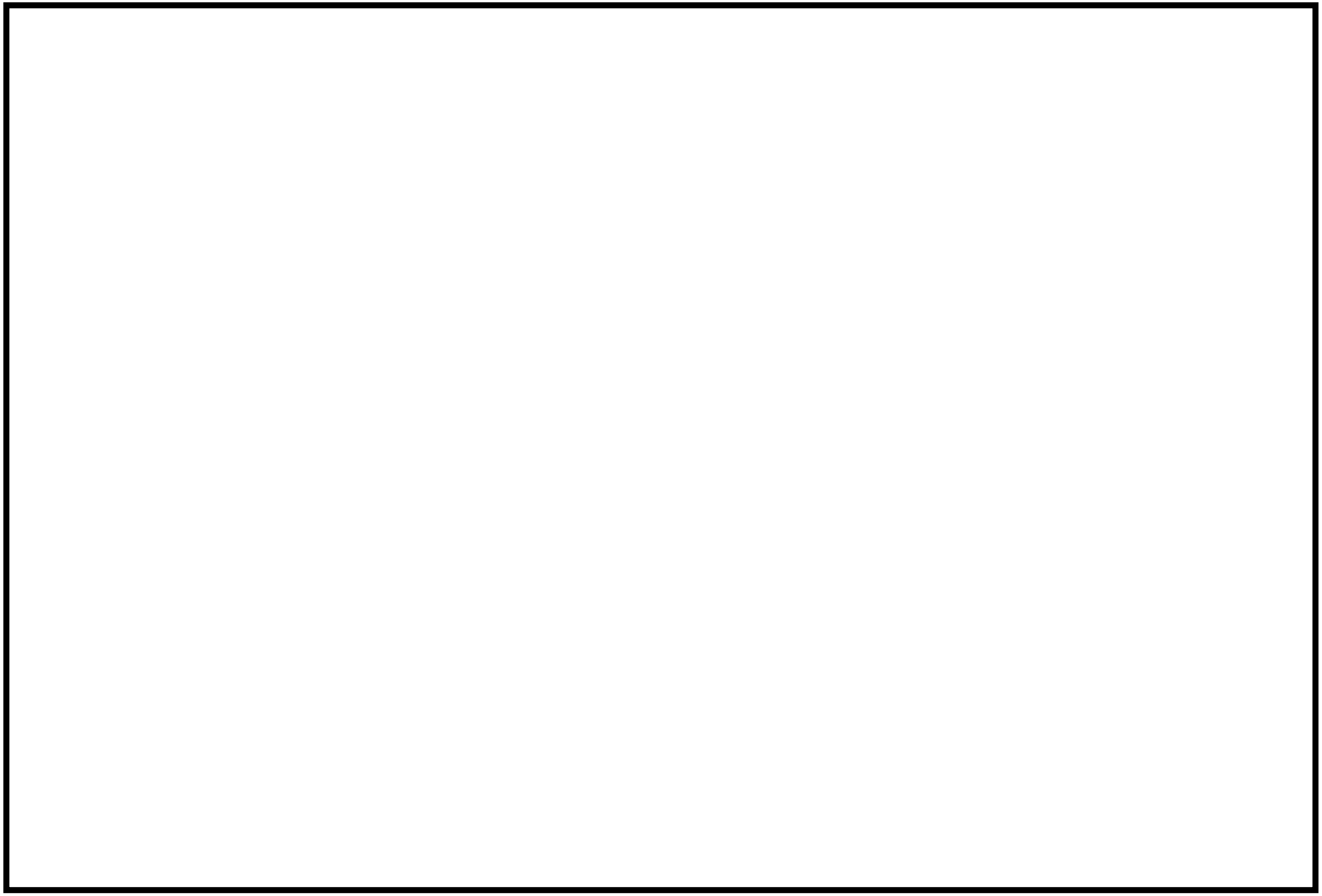
第１図　③柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（3/8）



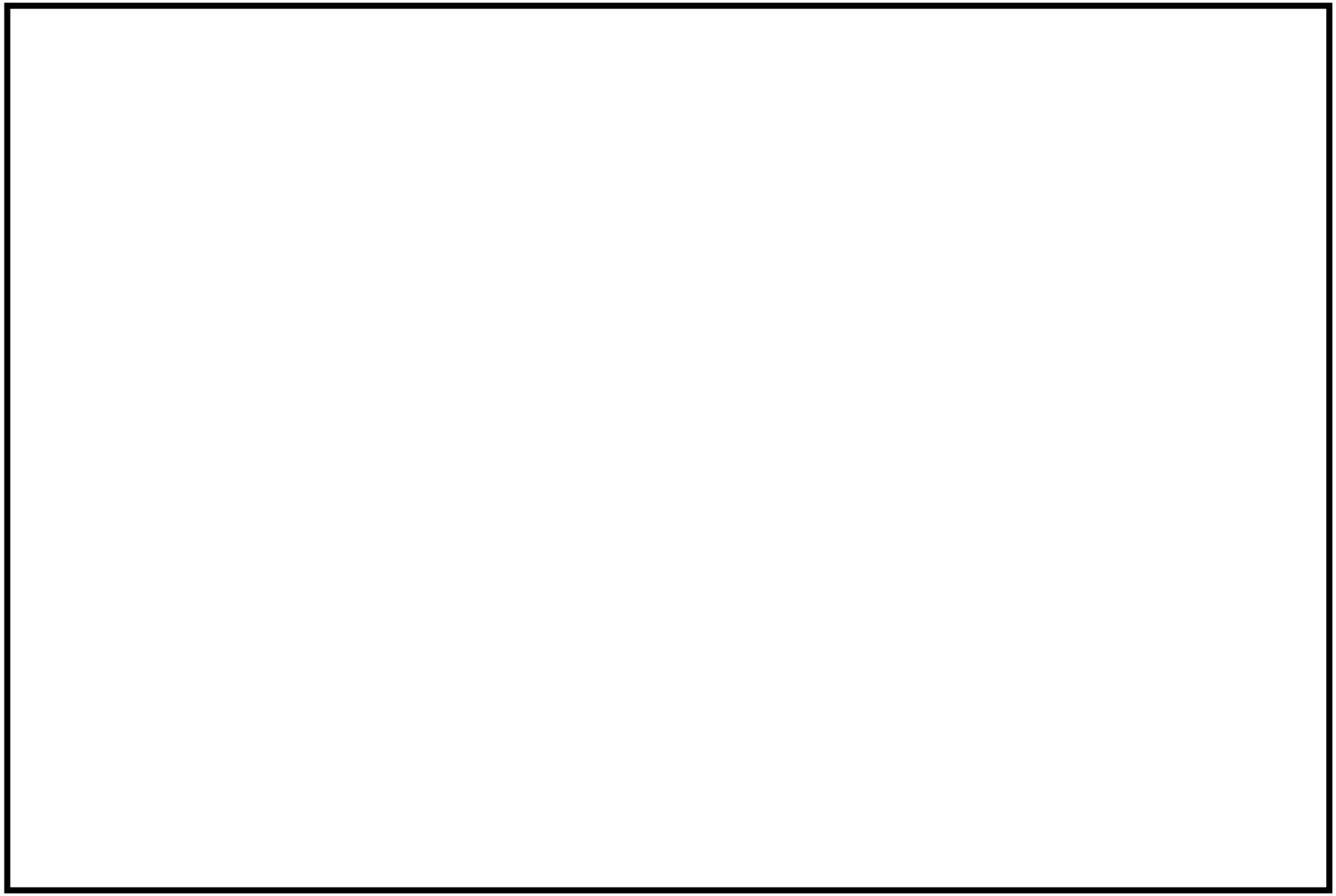
第1図　④柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（4/8）



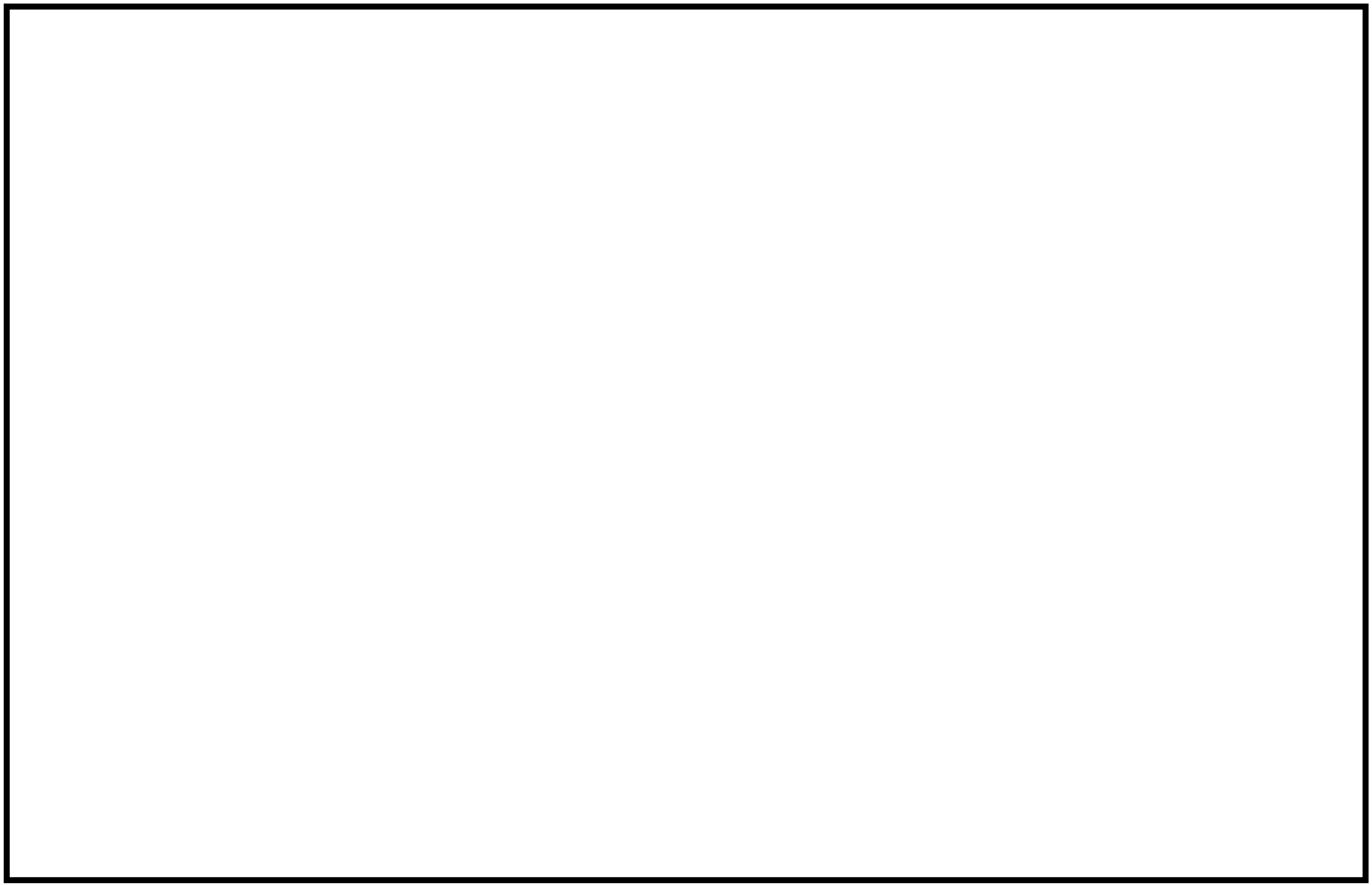
第１図　⑤柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（5/8）



第1図　⑥柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（6/8）



第1図　⑦柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（7/8）



第1図　⑧柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（8/8）

別紙 19

屋内アクセスルートにおける資機材設備の転倒等による影響について

1. 屋内アクセスルート上の機器等の転倒防止処置等確認結果

屋内アクセスルート上の機器等の転倒防止処置等確認結果及び転倒防止処置の例を以下の表に記す。

第 1 表　機器等の転倒防止処置等確認結果（1/3）

項目		設置箇所	評価結果	評価結果
扉・ゲート	サービス建屋・コントロール建屋連絡水密扉	コントロール建屋 地下 1 階(非) T.M.S.L.+6,500	・壁面に固定用アンカーを打設し，転倒防止を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○
	コントロール建屋・クリーンアクセス通路連絡水密扉	コントロール建屋 地下 1 階(非) T.M.S.L.+6,500	・壁面に固定用アンカーを打設し，転倒防止を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○
棚・ラック等	サービス建屋私服更衣室 ・ロッカー	サービス建屋 1 階(非) T.M.S.L.+12,300	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○
	サービス建屋西側 EV ホール ・清掃用具保管棚	サービス建屋 地下 1 階(非) T.M.S.L.+6,500	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○
	サービス建屋西側 EV ホール ・工具棚（S-2）	サービス建屋 地下 1 階(非) T.M.S.L.+6,500	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○
	廃棄物処理建屋東側通路 ・長期保管工具棚	廃棄物処理建屋 1 階(管) T.M.S.L.+12,300	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○
	廃棄物処理建屋北側通路 ・長期保管工具棚	廃棄物処理建屋 1 階(管) T.M.S.L.+12,300	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○
	廃棄物処理建屋西側通路 ・工具棚 ・長期保管工具棚	廃棄物処理建屋 1 階(管) T.M.S.L.+12,300	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○

※類似の転倒防止処置例は代表例の写真を示す

第 1 表　機器等の転倒防止処置等確認結果（2/3）

項目		設置箇所	評価結果	評価結果
棚・ラック等	廃棄物処理建屋－海水熱交換器エリア連絡通路 ・PHS 関連機器 ・長期保管工具棚	廃棄物処理建屋 地下 1 階(非) T.M.S.L.+12,300	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○
	廃棄物処理建屋北側通路 ・工具棚 ・長期保管工具棚	廃棄物処理建屋 地下 3 階(管) T.M.S.L.-6,100	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○
	廃棄物処理建屋南側通路 ・工具棚 ・長期保管工具棚	廃棄物処理建屋 地下 3 階(管) T.M.S.L.-6,100	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○
	東側通路 ・長期保管工具棚	6 号炉 原子炉建屋 1 階(管) T.M.S.L.+12,300	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○
	南側壁 ・工具棚	7 号炉 原子炉建屋 4 階(管) T.M.S.L.+31,700	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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 5 参照）	○
	北側通路 ・潤滑油保管棚 （7-2A,7-2B）	7 号炉 原子炉建屋 2 階(管) T.M.S.L.+18,100	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○
	東側通路 ・工具棚	7 号炉 タービン建屋 1 階(管) T.M.S.L.+12,300	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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）	○

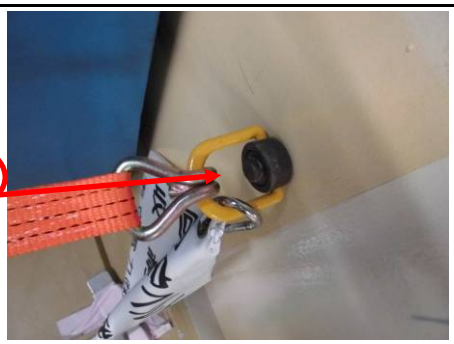
※類似の転倒防止処置例は代表例の写真を示す

第 1 表　機器等の転倒防止処置等確認結果（3/3）

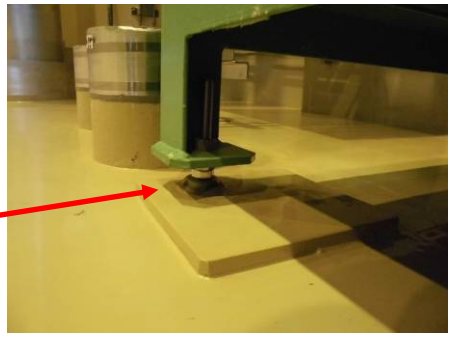
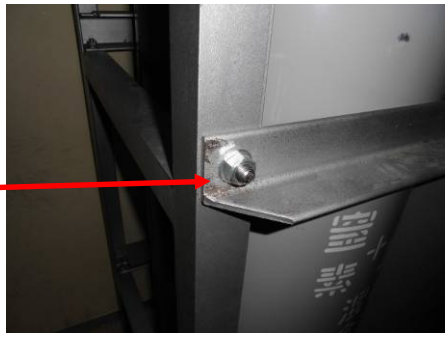
項目		設置箇所	評価結果	評価結果
ボンベ	コントロール建屋ダーティ通路 ・空気ボンベ	コントロール建屋 1 階(管) T.M.S.L.+12,300	・ボンベ固定器具の耐震補強による転倒防止の実施又はアクセスルート近傍から撤去する （転倒防止処置例は写真 6 参照）	○
クレーン	MUWC ポンプ弁室 ・MUWC ポンプ点検用クレーン	7 号炉 廃棄物処理建屋 地下 3 階(管) T.M.S.L.-6,100	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が可能なためアクセス性の問題なし （転倒防止処置例は写真 7 参照）	○
リフター	A 系非常用電気品室 ・リフター	6 号炉 原子炉建屋 地下 1 階(非) T.M.S.L.+4,800	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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 8 参照）	○
	南側 EV 横 ・リフター	6 号炉 原子炉建屋 地下 1 階(非) T.M.S.L.+4,800	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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 8 参照）	○
	南東 EV 付近 ・移動はしご	7 号炉 原子炉建屋 1 階(管) T.M.S.L.+12,300	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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 8 参照）	○
	A 系非常用電気品室 ・リフター	7 号炉 原子炉建屋 地下 1 階(非) T.M.S.L.+4,800	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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 8 参照）	○
	B 系非常用電気品室 ・リフター	7 号炉 原子炉建屋 地下 1 階(非) T.M.S.L.+4,800	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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 8 参照）	○
	C 系非常用電気品室 ・リフター	7 号炉 原子炉建屋 地下 1 階(非) T.M.S.L.+4,800	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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 8 参照）	○
ケーブル	A 系非常用電気品室 ・電源車第 2 ルート用ケーブル	6 号炉 原子炉建屋 地下 1 階(非) T.M.S.L.+4,800	・一般的な転倒防止策を実施 ・転倒した場合でも通行可能な通路幅，乗り越え又は迂回が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 9 参照）	○

※類似の転倒防止処置例は代表例の写真を示す

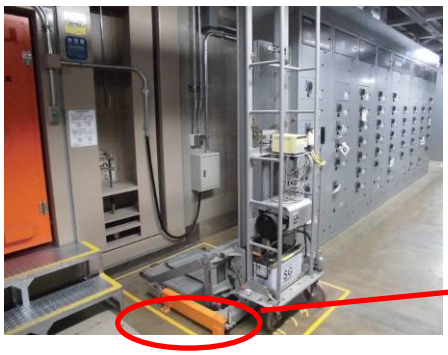
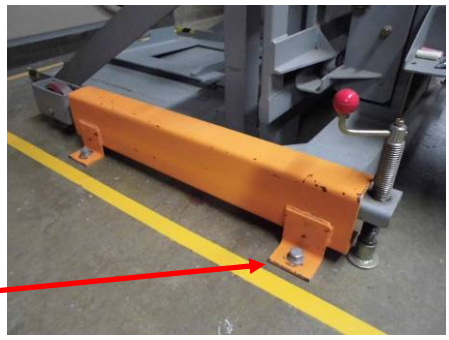
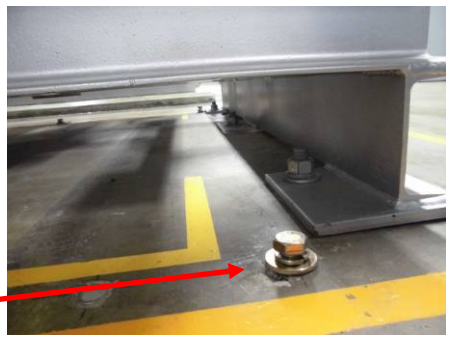
各項目の転倒防止処置

	設置物の外観	転倒防止対策
扉・ゲート（写真１）		
棚・ラック等（写真２）		
棚・ラック等（写真３）		
棚・ラック等（写真４）		

第１図　転倒防止処置（1/3）

	設置物の外観	転倒防止対策
棚・ラック等（写真５）		
ボンベ（写真６）		
クレーン（写真７）		

第１図　転倒防止処置（2/3）

	設置物の外観	転倒防止対策
リフター（写真８）		
ケーブル（写真９）		

第１図　転倒防止処置（3/3）

柏崎刈羽原子力発電所の屋内設置物（仮置，保管物品）の固縛については，中越沖地震時に，仮置きしていた資機材が地震動により移動し，ほう酸水注入系配管の保温材を変形させた事象を踏まえ，以下の方針に基づき設置物の固縛を実施する運用としている。

① 設置物についてはその物品の形状や保管状態，人の退避空間の確保，現場へのアクセスルート確保を検討の上，改善すべき点があれば固定・固縛・転倒防止・レイアウトの変更等を行う。

② 設置物については本設の重要設備近傍には近づけない（重要設備近傍に設置する場合は，固定・固縛を実施する。）。

2.　屋内アクセスルートにおける資機材設備の転倒等による影響について

屋内アクセスルートにおける資機材設備の転倒等による影響について，有効性評価の時間余裕が短い場合であっても時間内にアクセス可能であることを，以下のとおり評価した。

［評価対象操作］

有効性評価の各事象の対応操作において，最も時間的余裕がなく，現場への移動を要する操作として，ガスタービン発電設備から交流電源を受電するための非常用電源室での操作とする。

［評価条件］

・アクセスルート近傍の設置物は，転倒防止処置を施している物を含めすべて転倒するものとする。
・設置物が転倒した際，最も通路がふさがれるパターンを想定しても通行可能な幅が 30cm あれば通過可能とする。
・設置物が転倒した際に設置物の移動が可能な場合（重量物でない場合）は，通過可能とする。
・転倒した設置物の乗り越え通過時間については，アクセス通路上で乗り越える設置物のうち最大のものについて乗り越え通過時間を計測し，その計測時間をその他の乗り越え設置物の通過時間とする（アクセスルート上で 5 つの設置物を乗り越える場合，最大の設置物を 5 回乗り越えるものとする。）。

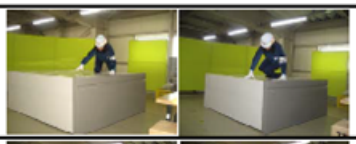
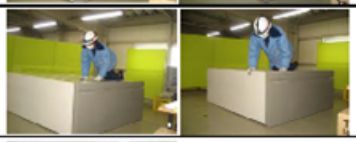
［評価結果］

中央制御室から非常用電源室までのアクセスルートにおいて，乗り越えないと通過できないものの中で最大のものは，サービス建屋地下 1 階に設置されている工具棚であった。

（棚の寸法，高さ約 1,900mm，奥行き約 900mm，幅約 1,150mm）

この工具棚が転倒したことを想定し，操作員 6 名による乗り越え時間を測定した結果，最も時間を要した操作員の乗り越え時間は 5.4 秒であった。

また，中央制御室から非常用電源室までのアクセスルートで設置物を乗り越え箇所は，6 号炉 2 箇所，7 号炉 2 箇所である。よって 2 箇所の乗り越え時間は 10.8 秒となる。

	写真	1回目 タイム	2回目 タイム
① 女性		4．9秒	3．9秒
② 男性		4．9秒	4．0秒
③ 男性		4．7秒	3．8秒
④ 男性		5．4秒	3．9秒
⑤ 男性		2．9秒	2．5秒
⑥ 男性		5．0秒	4．8秒

第 2 図　資機材設備転倒時における乗り越え評価

中央制御室から 6 号及び 7 号炉非常用電源室までのアクセス時間は通常の歩行で 4 分程度であり，転倒した機材の乗り越え時間によるアクセス時間への影響はほとんどない。

別紙 20

アクセスルート通行時における通信連絡手段及び照明

アクセスルート通行時における通信連絡設備及び照明については，以下のような設備を確保している。

懐中電灯

LED ライト(ランタンタイプ)

可搬型照明設備

ヘッドライト

LED ライト(三脚タイプ)

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 17 参照）している。

第 2 図　バッテリー内蔵型の照明

送受話器
（警報装置を含む。）

電力保安通信用電話設備
（PHS 端末）

携帯型音声呼出電話設備※
（携帯型音声呼出電話機）

無線連絡設備（可搬型）

衛星電話設備（可搬型）

第 3 図　通信連絡設備

※携帯型音声呼出電話設備の使用方法

中央制御室や現場（建屋内）の壁面に設置されている専用接続箱から接続ケーブルを引出し，携帯型音声呼出電話機へ接続する。通信連絡を必要とする場所が専用接続箱と遠い場合は，中継用ケーブルドラム（100m／本，6 号及び 7 号炉用に各 5 台設置）を使用することで中央制御室と現場の通信連絡が可能である。

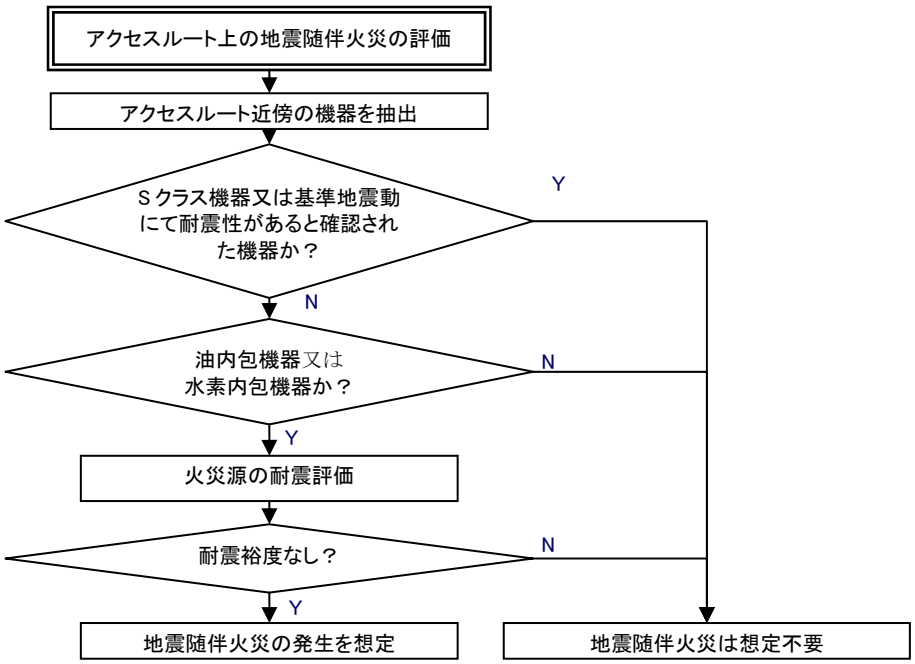
別紙 21

地震随伴火災の影響評価

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。なお，抽出フローを第 1 図に，また，抽出した火災源となる機器リストを第 1 表～第 3 表に，抽出した機器の配置を第 2 図に示す。

- 事故シーケンスごと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※1 を抽出する。
- 耐震 S クラス機器，又は基準地震動にて耐震性があると確認された機器は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考える。
- 耐震 S クラス機器でない，又は基準地震動にて耐震性がない機器のうち，油を内包する機器及び水素ガス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 Ss 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。

※1：盤火災は鋼製の盤内で発生し，外部への影響が少ないため除外する。また，ケーブル火災はケーブルトレイが天井付近に設置されており，下部通路への影響は少ないこと，又は難燃性ケーブルを使用していることから，大規模な延焼が考えにくいことから除外する。



第 1 図　地震随伴火災評価対象機器抽出フロー図

第 1 表　地震随伴火災を考慮する機器リスト（6 号炉）

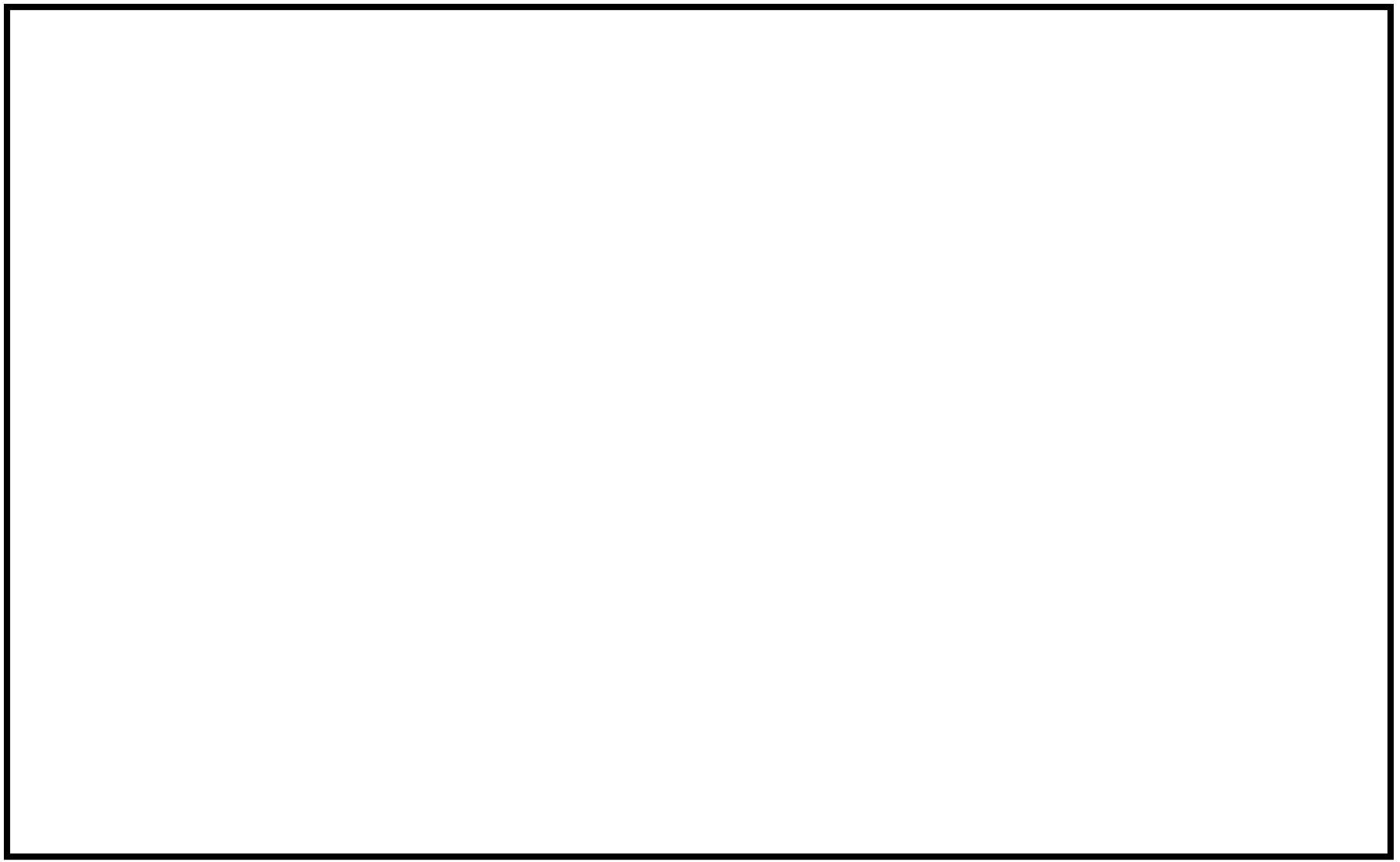
番号	機器名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	許容基準値 (MPa)	設置区分
1	ほう酸水注入系ポンプ (A)(B)	－	－	－	－	－	S クラス
2	非常用ディーゼル発電機(B)空気圧縮機(1)(2)	－	－	－	－	－	S クラス
2	空調ユニット温水ループポンプ(A)(B)	機能損傷	基礎ボルト	引張	9	207	BC クラス（耐震裕度有）
				せん断	7	159	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	10	196	
				せん断	5	151	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張	10	207	
				せん断	6	159	
2	非常用ディーゼル発電設備(B)エリア排風機(A)(B)	－	－	－	－	－	S クラス
3	非常用ガス処理系排風機 (A)(B)	－	－	－	－	－	S クラス
3	非常用ガス処理室排風機 (A)(B)	－	－	－	－	－	S クラス
4	原子炉補機冷却系ポンプ (A)(D)	－	－	－	－	－	S クラス
4	原子炉補機冷却海水系ポンプモータ(A)(D)	－	－	－	－	－	S クラス
5	原子炉補機冷却系ポンプ(B)(E)	－	－	－	－	－	S クラス
5	原子炉補機冷却海水系ポンプモータ(B)(E)	－	－	－	－	－	S クラス

第 2 表　地震随伴火災を考慮する機器リスト（7 号炉）

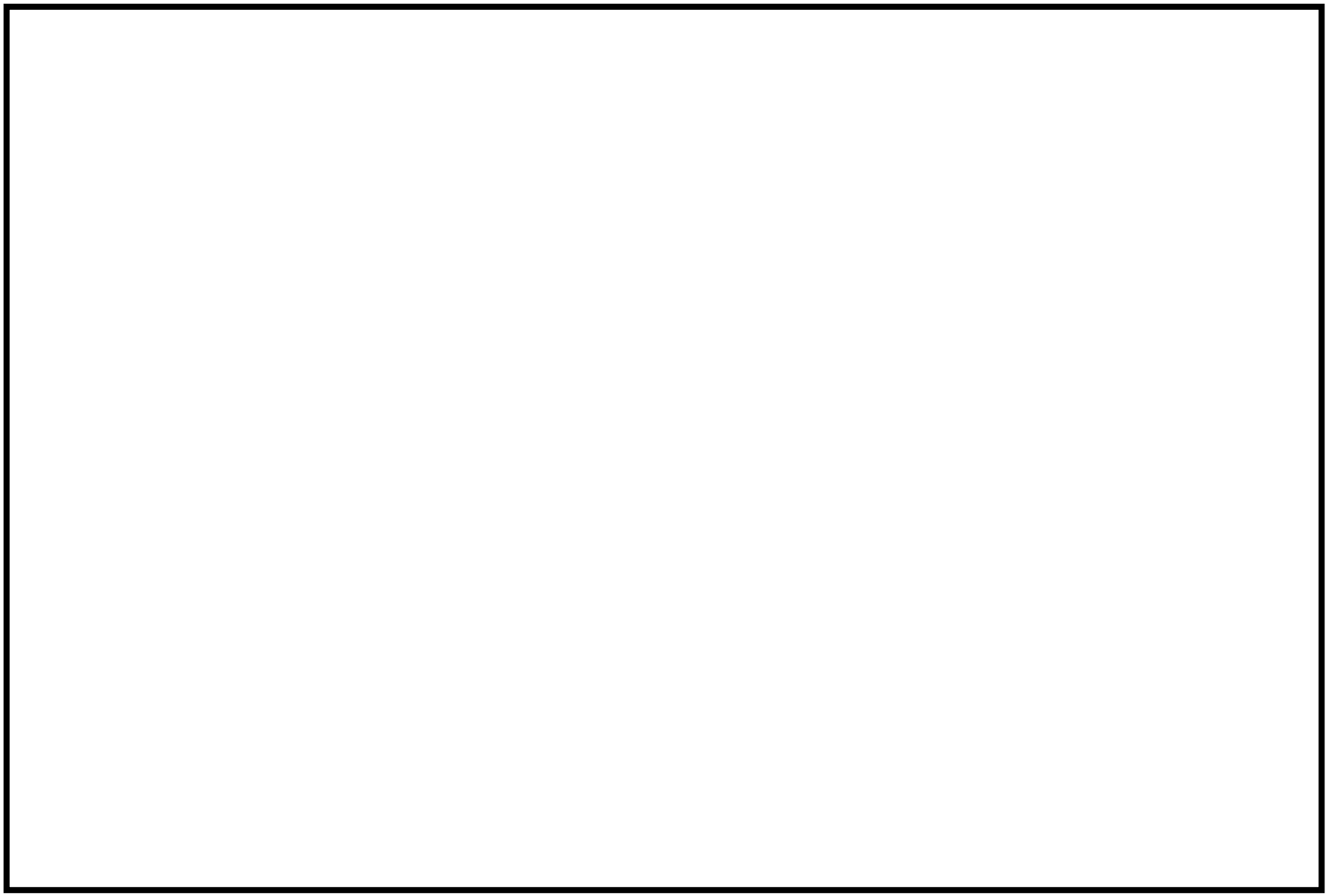
番号	機器名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	許容基準値 (MPa)	設置区分
6	非常用ディーゼル発電設備(C)エリア送風機(A)(B)	－	－	－	－	－	S クラス
7	非常用ディーゼル発電設備(B)エリア送風機(A)(B)	－	－	－	－	－	S クラス
8	非常用ディーゼル発電機(B)空気圧縮機(1)(2)	－	－	－	－	－	S クラス
8	空調ユニット温水ループポンプ(A)(B)	機能損傷	基礎ボルト	引張	13	190	BC クラス（耐震裕度有）
				せん断	8	146	
		機能損傷	ポンプベース取付ボルト	引張	6	179	
				せん断	3	138	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張	9	190	
				せん断	6	146	
8	非常用ディーゼル発電設備(B)エリア排風機(A)(B)	－	－	－	－	－	S クラス
9	原子炉補機冷却系ポンプ (A)(D)	－	－	－	－	－	S クラス
9	原子炉補機冷却海水系ポンプモータ(A)(D)	－	－	－	－	－	S クラス
10	原子炉補機冷却系ポンプ (B)(E)	－	－	－	－	－	S クラス
10	原子炉補機冷却海水系ポンプモータ(B)(E)	－	－	－	－	－	S クラス

第3表　地震随伴火災を考慮する機器リスト（6号及び7号炉共通）

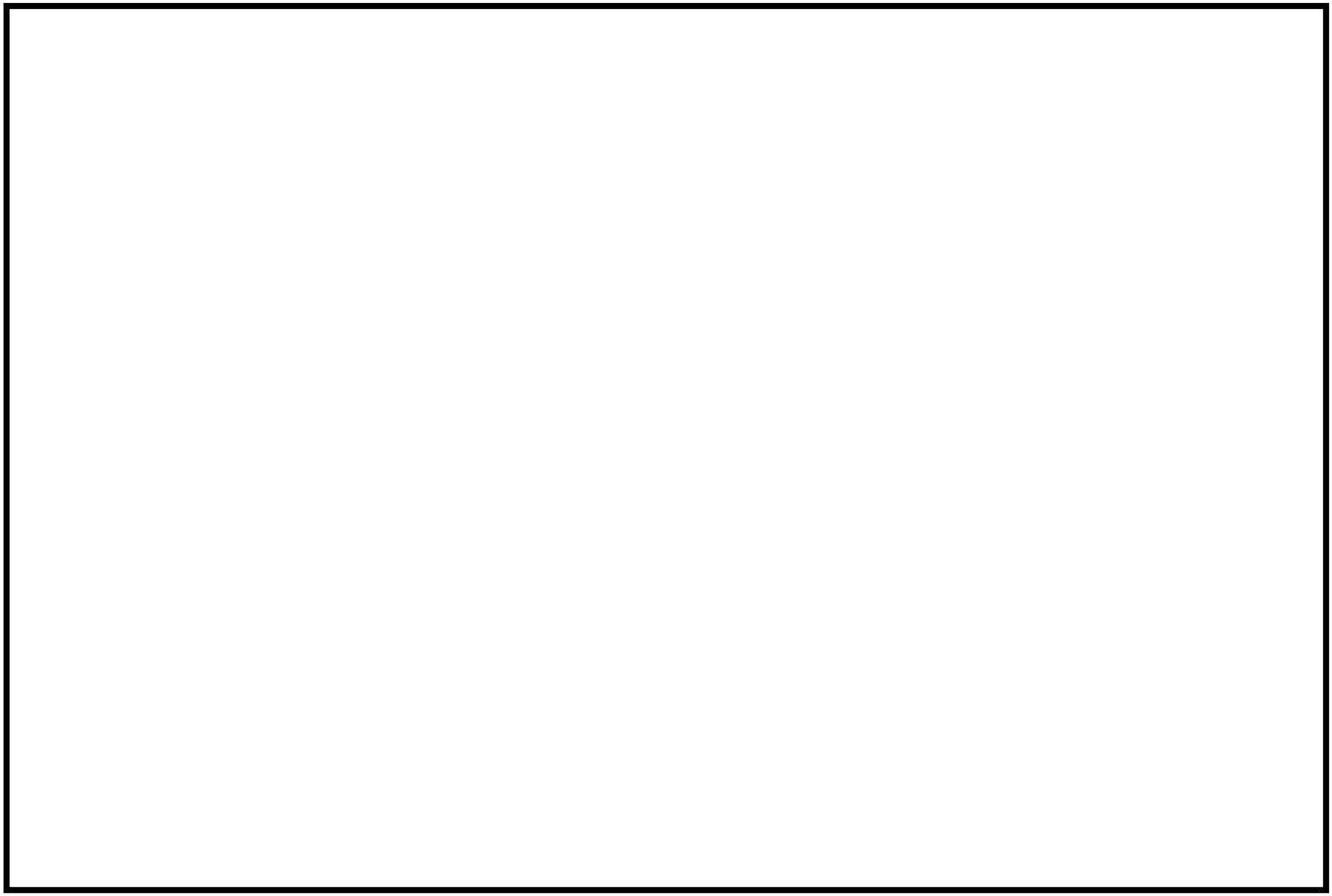
番号	機器名称	損傷モード	評価部位	応力分類	発生値 (MPa)	許容基準値 (MPa)	設置区分
11	6号炉換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)(C)	－	－	－	－	－	Sクラス
11	6号炉換気空調補機非常用冷却水系ポンプ(A)(C)	－	－	－	－	－	Sクラス
12	6号炉換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)(D)	－	－	－	－	－	Sクラス
12	6号炉換気空調補機非常用冷却水系ポンプ(B)(D)	－	－	－	－	－	Sクラス
13	7号炉換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)(C)	－	－	－	－	－	Sクラス
13	7号炉換気空調補機非常用冷却水系ポンプ(A)(C)	－	－	－	－	－	Sクラス
14	6号炉復水移送ポンプ(A)(B)(C)	機能損傷	基礎ボルト	引張	8	207	BCクラス（耐震裕度有）
				せん断	7	159	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	7	202	
				せん断	6	155	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張り	10	207	
				せん断	6	159	
14	7号炉復水移送ポンプ(A)(B)(C)	機能損傷	基礎ボルト	引張	16	207	BCクラス（耐震裕度有）
				せん断	12	159	
		機能損傷	ポンプ取付ボルト	引張	10	202	
				せん断	7	155	
		機能損傷	原動機取付ボルト	引張り	19	207	
				せん断	12	159	



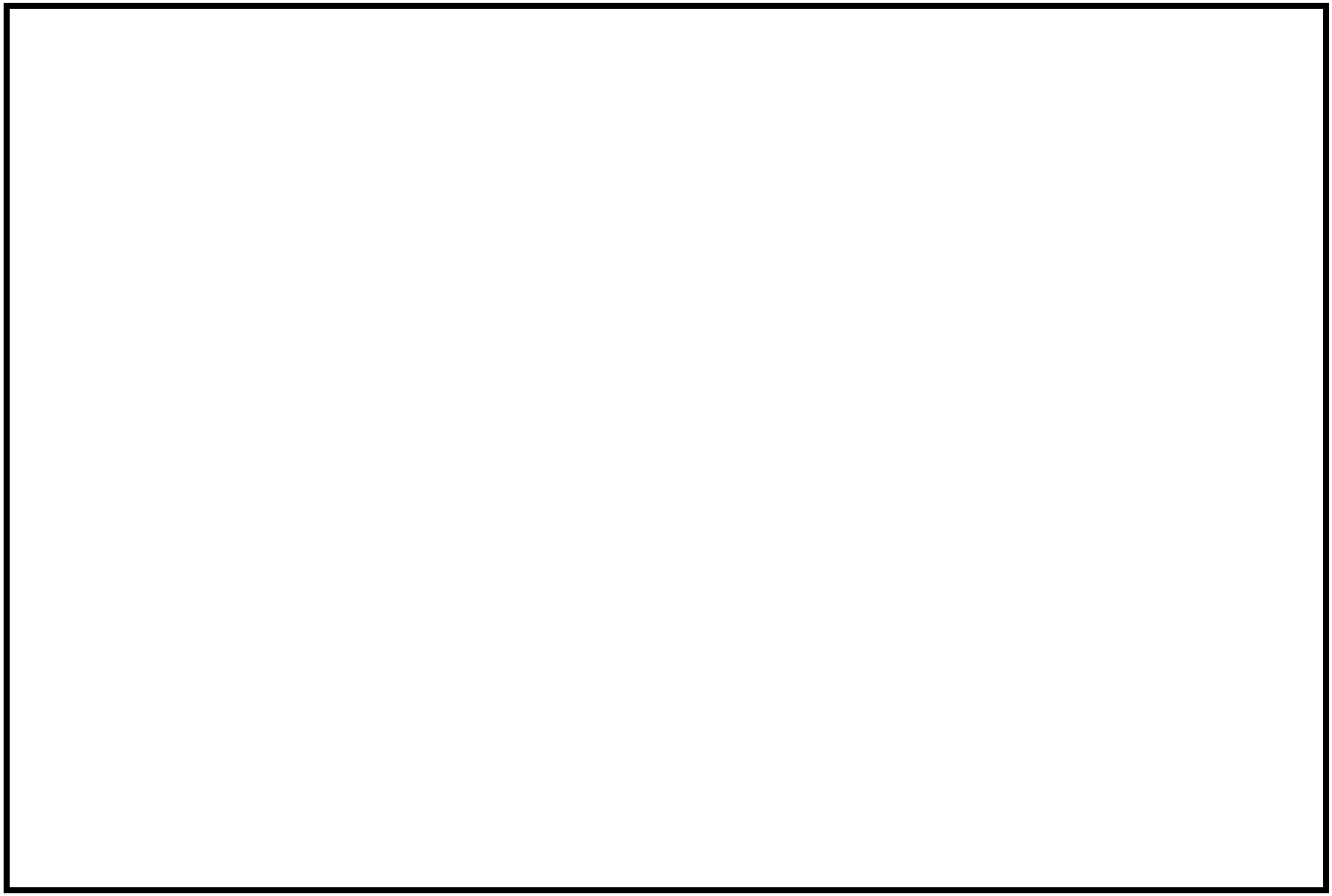
第2図　①柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉　地震随伴火災源の抽出機器配置（1/8）



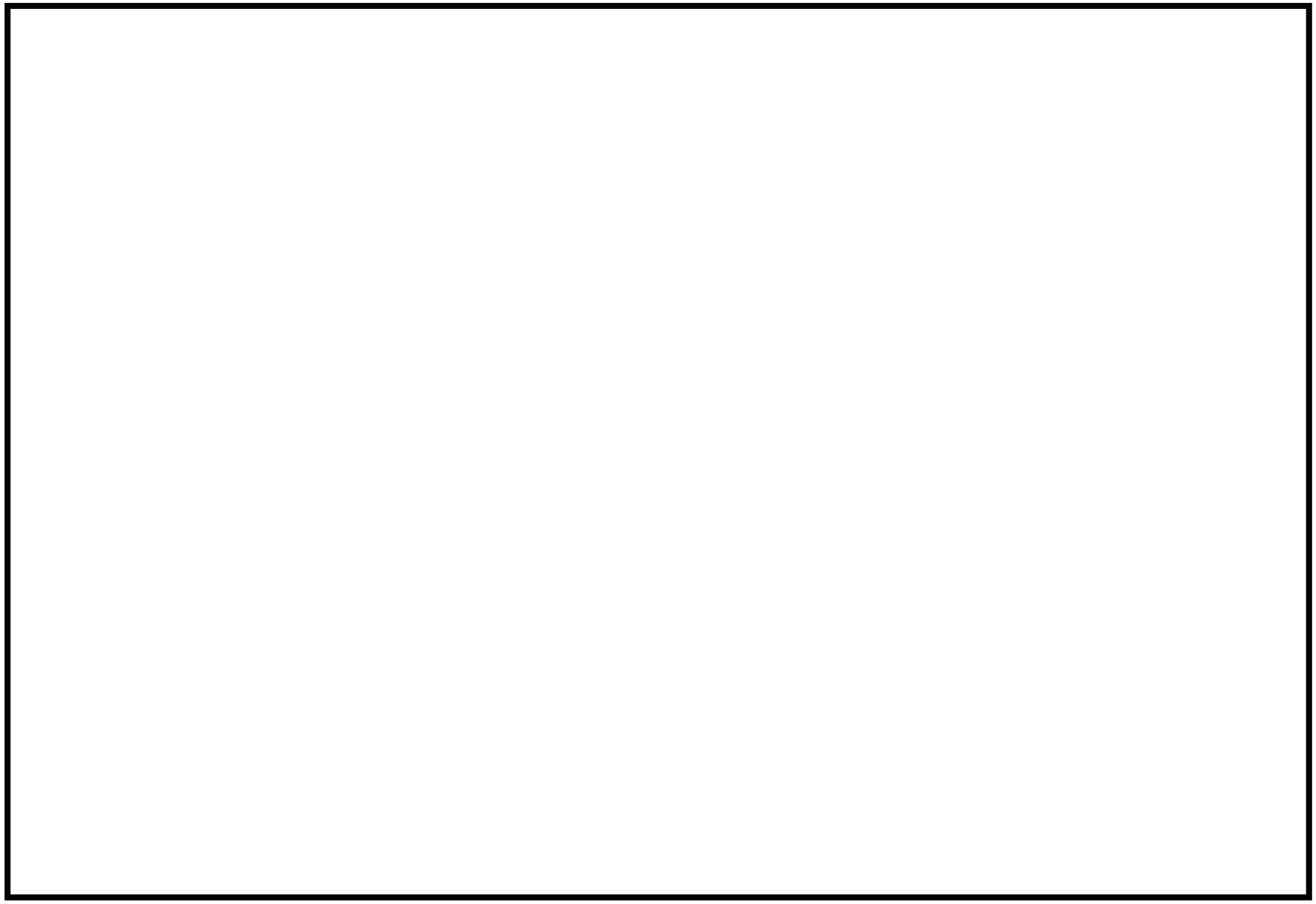
第 2 図　②柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉　地震随伴火災源の抽出機器配置（2/8）



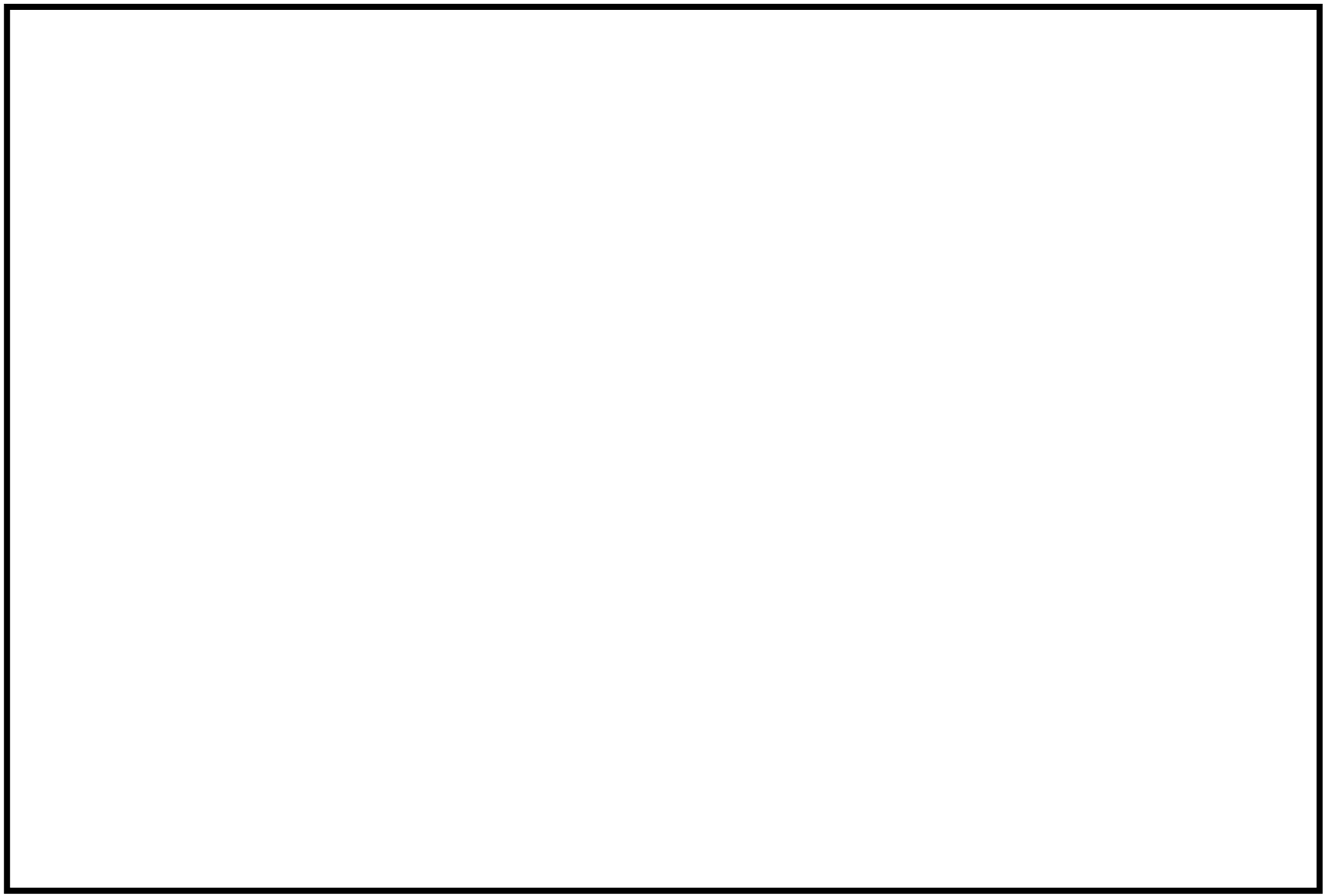
第 2 図　③柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉　地震随伴火災源の抽出機器配置（3/8）



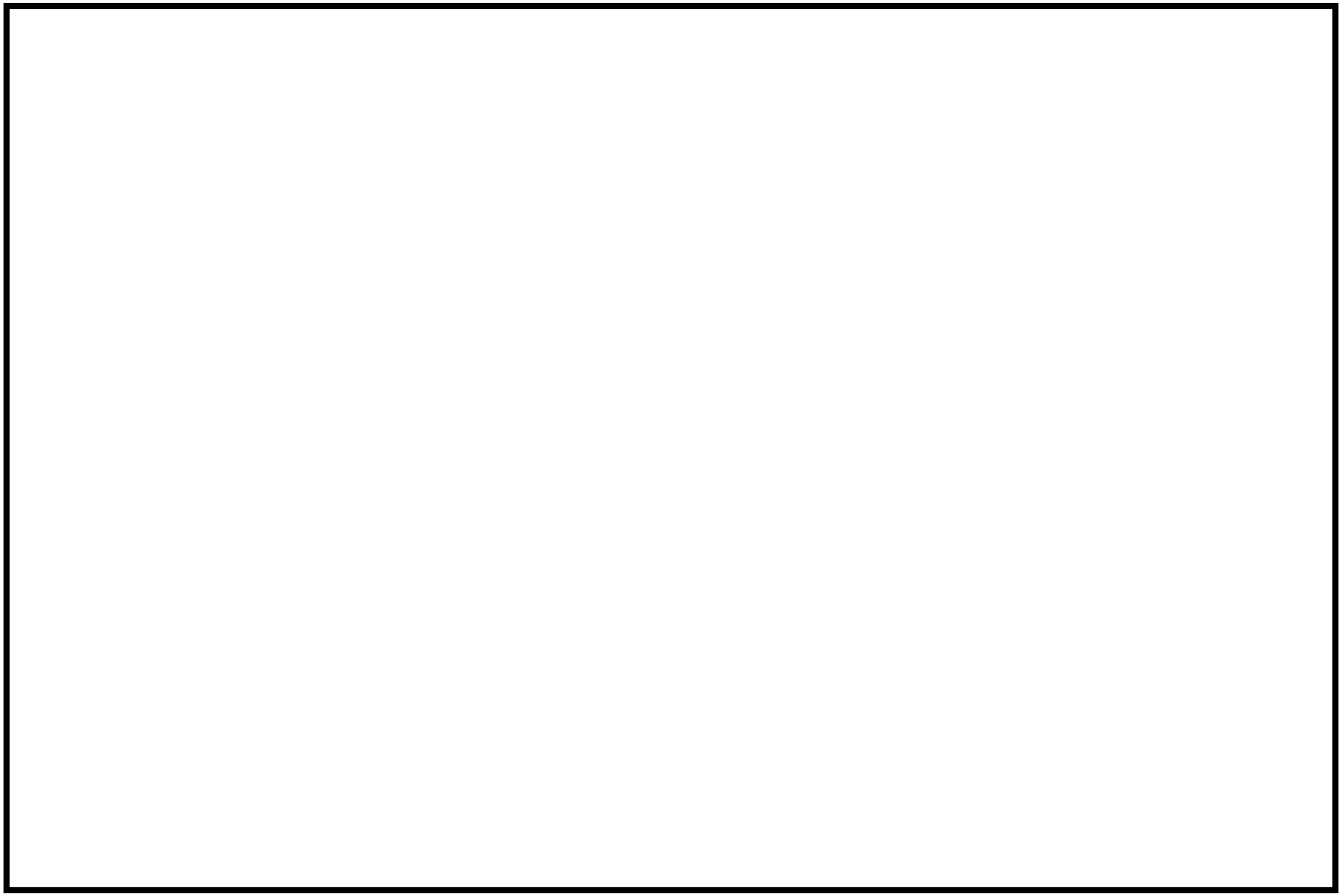
第 2 図　④柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉　地震随伴火災源の抽出機器配置（4/8）



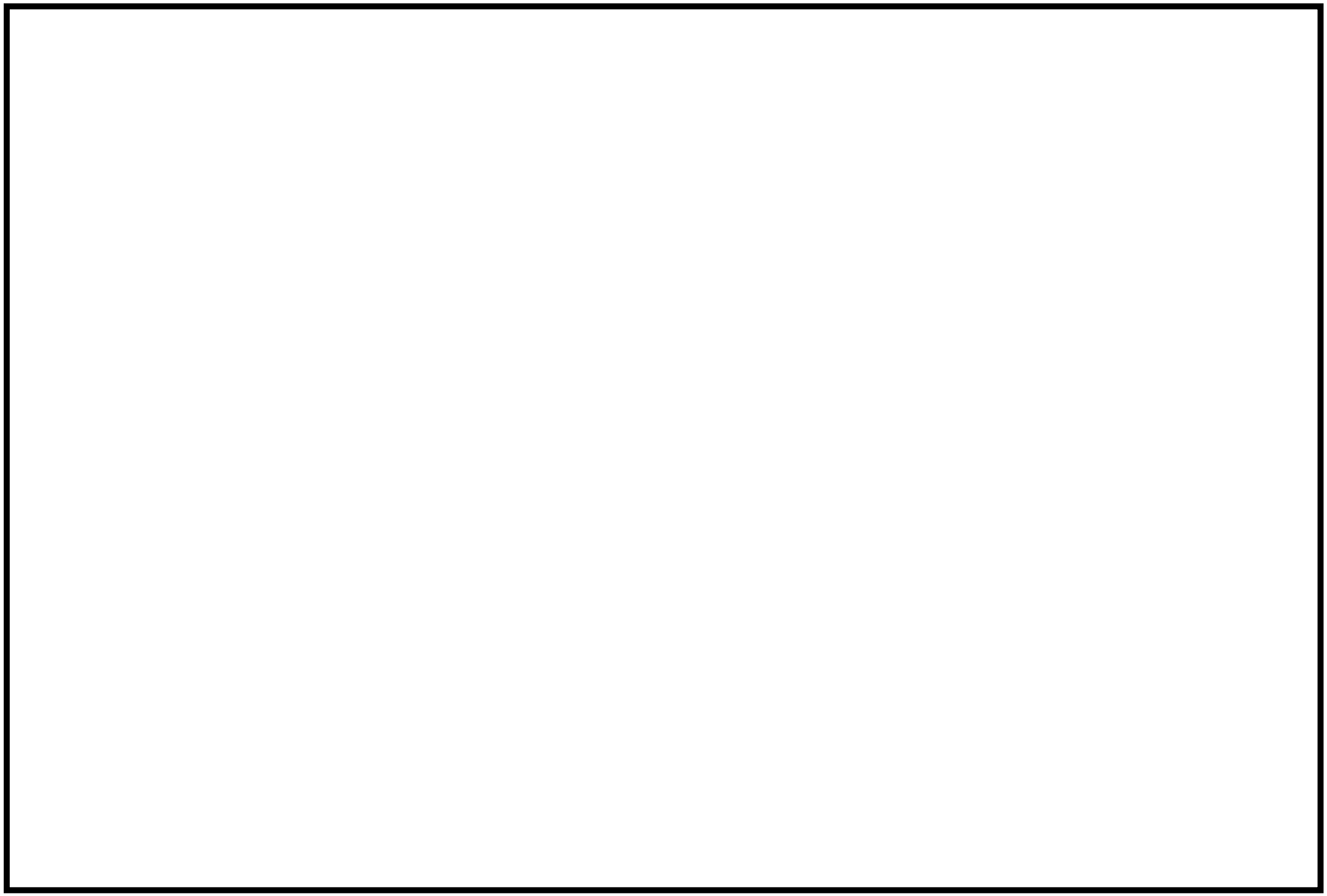
第 2 図　⑤柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉　地震随伴火災源の抽出機器配置（5/8）



第 2 図　⑥柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉　地震随伴火災源の抽出機器配置（6/8）



第 2 図　⑦柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉　地震随伴火災源の抽出機器配置（7/8）



第 2 図　⑧柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉　地震随伴火災源の抽出機器配置（8/8）

別紙 22

地震随伴内部溢水の影響評価

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 図に，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 クラスの機器のうち，基準地震動に対する耐震性が確認されていない機器も抽出する。

なお，内部溢水影響評価の想定破損では，重大事故時に至ることはないため，本アクセスルートの評価においては基準地震動を考慮して評価する。

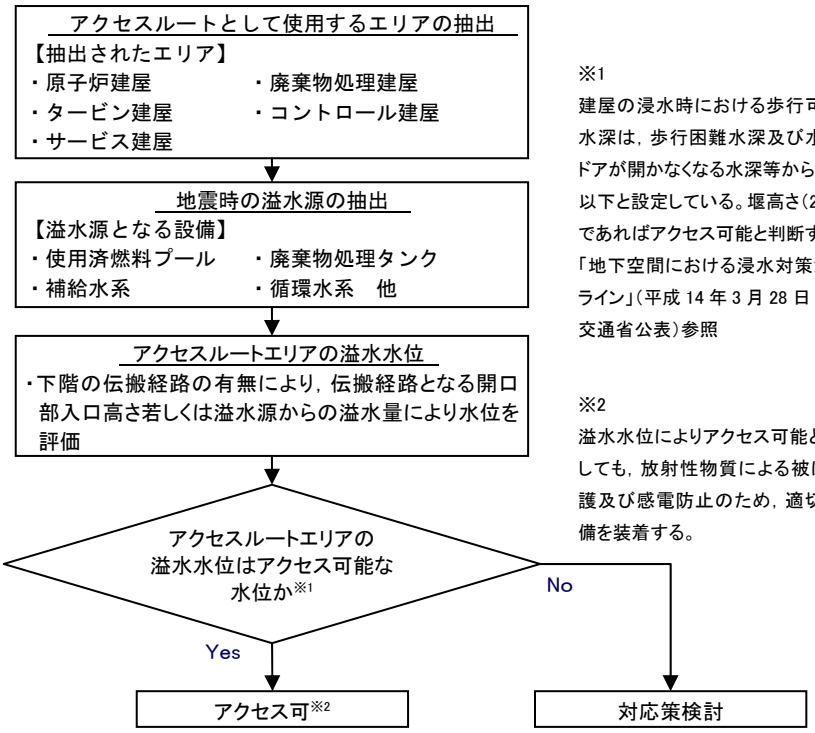
(3) アクセスルートエリアの溢水水位

アクセスルートの溢水水位は，上層階に関しては床開口部からの排水により，堰高さ（約 20cm）程度に抑えられることを想定。

最地下階においては上層階からの溢水が全て集まるとして水位を算出する。

なお，実際は堰高さ以下の滞留水については床ファンネルからの排水により時間経過に伴い，全量排水されることが期待できる。

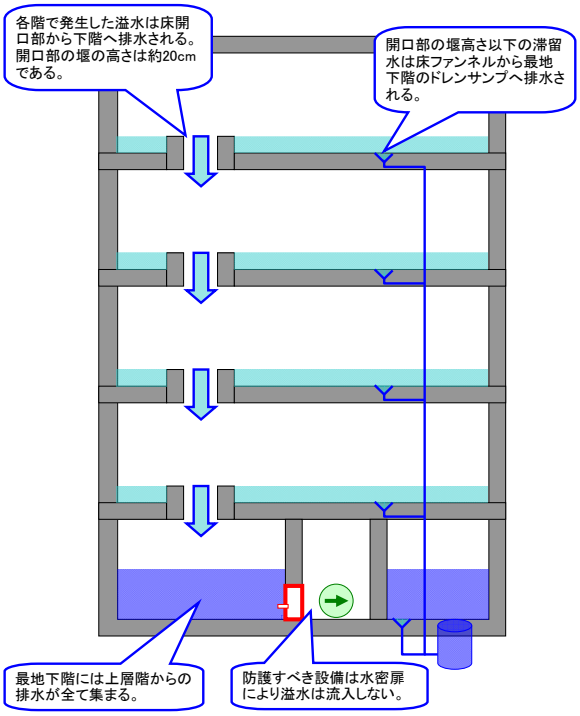
有効性評価及び技術的能力手順で期待している操作において，アクセスルートエリアとなるエリアを第 1 表，各エリアの溢水水位を第 2 表に，溢水源を第 3-1 表～第 3-5 表に示す。



※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等から 30cm 以下と設定している。堰高さ（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 14 年 3 月 28 日　国土交通省公表）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ルートエリア

T.M.	原子炉建屋（管理区域）		原子炉建屋（非管理区域）		コントロール建屋		タービン建屋（管理区域）		タービン建屋（非管理区域）		廃棄物処理建屋（管理区域）		廃棄物処理建屋（非管理区域）	
S.L.	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉
31,700	○	③④	③④ ⑤⑦	③										
30,900											－	－	－	－
27,200	○	○	－	③④										
23,500	③④	③④	③④⑦	⑦										
20,400							－	－	－	－	－	－	－	－
18,100	③④ ⑤⑨	③④ ⑤⑨	⑦	③④ ⑤⑦										
17,300					○	○								
16,100											－	－	－	－
12,300	③④⑤ ⑥⑨	③④⑤ ⑥⑨	○	○	○	○	③④⑤ ⑥⑨	③④⑤ ⑥⑨	③④ ⑤⑦	③④ ⑤⑦	○	○	－	－
6,500					③④⑤ ⑦⑧	③④⑤ ⑦⑧					－	－	③④ ⑤⑦	③④ ⑤⑦
4,900							－	－	③④ ⑤⑦	③④ ⑤⑦				
4,800	③④	○	①②③ ④⑤⑦ ⑧	①②③ ④⑤⑦ ⑧										
1,000					－	－								
-1,100											－	－	－	－
-1,700	③④⑤	③④⑤												
-2,700					③④ ⑤⑦	③④ ⑤⑦								
-5,100							－	－	－	－				
-6,100											①③⑤ ⑦⑧	①③⑤ ⑦⑧	－	－
-8,200	○	○												

【凡例】
○（数字なし）　有効性評価ではアクセスしないが技術的能力 1.1～1.19 でアクセスするフロア
○（数字あり）　有効性評価でアクセスするフロア　――　アクセスしないフロア　　建屋毎の対象外フロア

No		事故対象シーケンス	No		事故対象シーケンス
1	①	高圧・低圧注水機能喪失	13	⑧	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）
2	②	高圧注水・減圧機能喪失	14	⑧	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
3	③	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）	15	⑧	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
4	③	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋RCIC 失敗	16	⑧	水素燃焼
5	③	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋直流電源喪失	17	⑧	溶融炉心・コンクリート相互作用
6	④	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋SRV 再閉失敗	18	－	想定事故 1
7	⑤	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	19	⑨	想定事故 2
8	①	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	20	②	崩壊熱除去機能喪失（停止時）
9	－	原子炉停止機能喪失	21	③	全交流動力電源喪失（停止時）
10	①	LOCA 時注水機能喪失	22	②	原子炉冷却材の流出（停止時）
11	⑥	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	23	－	反応度の誤投入（停止時）
12	⑦	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）			

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ルート溢水水位

T.M.	原子炉建屋（管理区域）		原子炉建屋（非管理区域）		コントロール建屋		タービン建屋（管理区域）		タービン建屋（非管理区域）		廃棄物処理建屋（管理区域）		廃棄物処理建屋（非管理区域）	
S.L	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉	6 号炉	7 号炉
31,700	堰高さ※	堰高さ※	溢水なし	溢水なし										
30,900											－	－	－	－
27,200	堰高さ	堰高さ	－	溢水なし										
23,500	堰高さ	堰高さ	溢水なし	溢水なし										
20,400							－	－	－	－	－	－	－	－
18,100	堰高さ	堰高さ	溢水なし	溢水なし										
17,300					溢水なし	溢水なし								
16,100											－	－	－	－
12,300	堰高さ	堰高さ	溢水なし	溢水なし	溢水なし	溢水なし	堰高さ	堰高さ	溢水なし	溢水なし	堰高さ	堰高さ	－	－
6,500					溢水なし	溢水なし					－	－	堰高さ	堰高さ
4,900							－	－	溢水なし	溢水なし				
4,800	堰高さ	堰高さ	溢水なし	溢水なし										
1,000					－	－								
−1,100											－	－	－	－
−1,700	堰高さ	堰高さ												
−2,700					溢水なし	溢水なし								
−5,100							－	－	－	－				
−6,100											溢水なし	溢水なし	－	－
−8,200	◇	◇												

【凡例】
「堰高さ」　:下層階へ排水する開口部高さ:約 20cm
「溢水なし」:当該エリアでの排水又は他エリアからの溢水流入なし
「◇」:操作エリアは溢水なしだが，階段エリアが溢水するため対応策が必要なエリア

6 号及び 7 号炉の原子炉建屋最上階については，使用済燃料プールスロッシング対策として開口部からの落水を抑制するために堰を新たに設置している。そのため，過渡的には「約 100 ㎝」の溢水水位に到達するが，その後，階段室・床ファンネルから排水されるため影響はない。

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等から 30㎝ と設定しているが，アクセスルートにおける溢水水位は堰高さ約 20 ㎝程度であることから，胴長靴（長さ約 120㎝）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，防護具の着用は 10 分以内に実施可能であることを確認した。

また，実際には床ファンネルによる排水が期待できるためアクセスは容易になる。

原子炉建屋最地下階へのアクセスが必要となる，原子炉隔離時冷却系の現場操作については，内部溢水の影響により階段エリアから入室出来ない場合も想定し，原子炉建屋地下 2 階にある上部ハッチより入室することで，現場操作を行うこととする。また，その他の原子炉建屋最地下階での作業は，アクセスが出来ない場合には対応不要な冷却水系の負荷カット等の対応である。

第3－1表　アクセスルートの溢水源「6号炉　原子炉建屋（管理区域）」

号炉	フロア	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
6号炉	T.M.S.L.31,700（地上4階）	換気空調補機常用冷却水系	36.9	約7	約100※1	防食剤	無
		所内温水系	36.9	約58		防食剤	無
		使用済燃料プールスロッシング	690	約35		無	有
	T.M.S.L.27,200（地上中4階）	燃料プール冷却浄化系	51.6	約35	約20	無	有
		換気空調補機常用冷却水系	49.6	約7		防食剤	無
		所内温水系	39.5	約58		防食剤	無
		原子炉補機冷却水系	26.8	約35		防食剤	無
	T.M.S.L.23,500（地上3階）	燃料プール冷却浄化系	70.3	約35	約20	無	有
		換気空調補機常用冷却水系	56.5	約7		防食剤	無
		所内温水系	57.5	約58		防食剤	無
		原子炉補機冷却水系	34.1	約35		防食剤	無
	T.M.S.L.18,100（地上2階）	燃料プール冷却浄化系	91.0	約35	約20	無	有
		換気空調補機常用冷却水系	66.3	約7		防食剤	無
		所内温水系	59.8	約58		防食剤	無
		原子炉補機冷却水系	37.7	約35		防食剤	無
	T.M.S.L.12,300（地上1階）	原子炉冷却材浄化系	6.5	約280	約20	無	有
		燃料プール冷却浄化系	91.1	約35		無	有
		換気空調補機常用冷却水系	84.5	約7		防食剤	無
		所内温水系	62.6	約58		防食剤	無
		原子炉補機冷却水系	64.3	約35		防食剤	無
	T.M.S.L.4,800（地下1階）	原子炉冷却材浄化系	15.9	約280	約20	無	有
		燃料プール冷却浄化系	100.8	約35		無	有
		換気空調補機常用冷却水系	87.2	約7		防食剤	無
		所内温水系	63.3	約58		防食剤	無
		非放射性ドレン移送系	20.6	－		無	無
		原子炉補機冷却水系	148.1	約35		防食剤	無
		放射性ドレン移送系	2.9	－		無	有
	T.M.S.L.-1,700（地下2階）	原子炉冷却材浄化系	50.8	約280	約20	無	有
		燃料プール冷却浄化系	114.5	約35		無	有
		換気空調補機常用冷却水系	122.0	約7		防食剤	無
		所内温水系	63.3	約58		防食剤	無
		原子炉補機冷却水系	193.9	約35		防食剤	無
		放射性ドレン移送系	4.8	－		無	有
	T.M.S.L.-8,200（地下3階）	原子炉冷却材浄化系	60.0	約280	※2	無	有
		燃料プール冷却浄化系	114.6	約35		無	有
		換気空調補機常用冷却水系	133.3	約7		防食剤	無
		原子炉補機冷却水系	264.2	約35		防食剤	無
		放射性ドレン移送系	43.1	－		無	有
		使用済燃料プールスロッシング	690	約35		無	有

※1　使用済燃料プールスロッシング対策として開口部からの落水を抑制するために堰を設置。過渡的に溢水水位に到達するが，アクセス時には階段室・床ファンネルから排水されるため影響はない。

※2　溢水は原子炉建屋最地下階に滞留するため，階段からのアクセスは不可。

第 3-2 表　アクセスルートの溢水源「7 号炉　原子炉建屋（管理区域）」

号炉	フロア	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
7 号炉	T.M.S.L.31,700（地上 4 階）	換気空調補機常用冷却水系	27.3	約 7	約 100※1	防食剤	無
		使用済燃料プール スロッシング	710	約 35		無	有
	T.M.S.L.27,200（地上中 4 階）	燃料プール冷却浄化系	76.4	約 35	約 20	無	有
		換気空調補機常用冷却水系	56.7	約 7		防食剤	無
		所内温水系	32.8	約 45		防食剤	無
		原子炉補機冷却水系	24.2	約 35		防食剤	無
	T.M.S.L.23,500（地上 3 階）	燃料プール冷却浄化系	80.5	約 35	約 20	無	有
		換気空調補機常用冷却水系	56.8	約 7		防食剤	無
		所内温水系	34.3	約 45		防食剤	無
		原子炉補機冷却水系	26.6	約 35		防食剤	無
	T.M.S.L.18,100（地上 2 階）	燃料プール冷却浄化系	90.8	約 35	約 20	無	有
		換気空調補機常用冷却水系	72.6	約 7		防食剤	無
		所内温水系	35.8	約 45		防食剤	無
		原子炉補機冷却水系	38.1	約 35		防食剤	無
	T.M.S.L.12,300（地上 1 階）	原子炉冷却材浄化系	1.7	約 278	約 20	無	有
		燃料プール冷却浄化系	92.1	約 35		無	有
		換気空調補機常用冷却水系	81.0	約 7		防食剤	無
		所内温水系	36.1	約 45		防食剤	無
		原子炉補機冷却水系	53.6	約 35		防食剤	無
	T.M.S.L.4,800（地下 1 階）	原子炉冷却材浄化系	37.8	約 278	約 20	無	有
		燃料プール冷却浄化系	93.1	約 35		無	有
		換気空調補機常用冷却水系	84.9	約 7		防食剤	無
		非放射性ドレン移送系	9.6	－		無	無
		原子炉補機冷却水系	138.7	約 35		防食剤	無
	T.M.S.L.-1,700（地下 2 階）	原子炉冷却材浄化系	62.8	約 278	約 20	無	有
		燃料プール冷却浄化系	96.0	約 35		無	有
		換気空調補機常用冷却水系	97.3	約 7		防食剤	無
		非放射性ドレン移送系	9.6	－		無	無
		原子炉補機冷却水系	159.1	約 35		防食剤	無
		放射性ドレン移送系	2.2	－		無	有
	T.M.S.L.-8,200（地下 3 階）	原子炉冷却材浄化系	70.3	約 278	※2	無	有
		燃料プール冷却浄化系	96.0	約 35		無	有
		換気空調補機常用冷却水系	112.1	約 7		防食剤	無
		非放射性ドレン移送系	25.8	－		無	無
		原子炉補機冷却水系	220.9	約 35		防食剤	無
		放射性ドレン移送系	34.3	－		無	有
		使用済燃料プール スロッシング	710	約 35		無	有

※1　使用済燃料プールスロッシング対策として開口部からの落水を抑制するために堰を設置。過渡的に溢水水位に到達するが，アクセス時には階段室・床ファンネルから排水されるため影響はない。

※2　溢水は原子炉建屋最地下階に滞留するため，階段からのアクセスは不可。

第 3-3 表　アクセスルートの溢水源「タービン建屋（管理区域）」

号炉	フロア	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
6 号炉	T.M.S.L.12,300 (地上 1 階)	雑用水系	1024.1	約 30	約 20	無	無
		換気空調補機常用冷却水系	84.5	約 7		防食剤	無
		所内温水系	62.6	約 58		防食剤	無
		非放射性ドレン移送系	0.7	-		無	無
		原子炉補機冷却水系	64.3	約 35		防食剤	無
		放射性ドレン移送系	1.3	-		無	有
		タービン補機冷却系	103.1	約 35		防食剤	無
		復水及び給水系	2642.2	約 215		無	有
		消火系	1091.1	約 30		無	無
		所内蒸気戻り系	14.6	約 90		無	無
		純水補給水系	2027.6	約 30		無	無
7 号炉	T.M.S.L.12,300 (地上 1 階)	換気空調補機常用冷却水系	81.0	約 7	約 20	防食剤	無
		所内温水系	36.1	約 45		防食剤	無
		非放射性ドレン移送系	0.4	-		無	無
		原子炉補機冷却水系	53.6	約 35		防食剤	無
		タービン補機冷却系	95.7	約 35		防食剤	無
		雑用水系	1024.8	約 30		無	無
		復水及び給水系	2898.0	約 207		無	有
		消火系	1097.7	約 30		無	無
		純水補給水系	2021.9	約 30		無	無

第 3-4 表　アクセスルートの溢水源「廃棄物処理建屋（非管理区域）」

号炉	フロア	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
6 号及び 7 号炉共通	T.M.S.L.6,500 (地下 1 階)	雑用水系	2024	約 30	約 20	無	無
		消火系	2100	約 30		無	無
		換気空調補機常用冷却水系	172.1	約 7		防食剤	無
		所内蒸気戻り系	15.2	約 90		防食剤	無
		所内温水系	62.6	約 45		防食剤	無
		非放射性ドレン移送系	9.7	-		無	無
		純水補給水系	4032	約 30		無	無
		原子炉補機冷却水系	285.6	約 30		防食剤	無
		タービン補機冷却系	120.4	約 30		防食剤	無

第 3-5 表　アクセスルートの溢水源「廃棄物処理建屋（管理区域）」

号炉	フロア	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
6 号及び 7 号炉共通	T.M.S.L.12,300（地上 1 階）	雑用水系	2024	約 30	約 20	無	無
		消火系	2097	約 30		無	無
		換気空調補機常用冷却水系	165.5	約 7		防食剤	無
		所内蒸気戻り系	14.6	約 90		防食剤	無
		所内温水系	62.6	約 45		防食剤	無
		純水補給水系	4027	約 30		無	無
		原子炉補機冷却水系	116.7	約 30		防食剤	無
		タービン補機冷却系	103.1	約 30		防食剤	無

(4) アクセスルートエリアの溢水による影響

1) 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「給復水系」が考えられる。いずれも漏えいを検知・隔離するインターロックが作動し自動的に隔離される。

漏えいにより一時的に原子炉建屋（管理区域）内は高温になるが，隔離及びブローアウトパネルからの排気により温度は低下する。隔離に時間を要する有効性評価シナリオ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の場合，漏えい直後約 50℃まで上昇するが，3 時間程度で約 38℃となると評価されている。

有効性評価において原子炉建屋（管理区域）での作業完了時間が最も早い事故シナリオは「使用済燃料プール事故（想定事故 2）」であり，使用済燃料プール水位低下調査及び隔離操作を「2.5 時間」で完了することにしている。しかし，このシナリオでは原子炉停止から 10 日後を想定しているため，高温の影響はないと考えられる。

原子炉が運転中において，作業完了時間が最も早い事故シナリオは「全交流動力電源喪失」の格納容器ベント準備操作であり，「16 時間」で完了することにしている。作業完了までの時間余裕があるため，高温の影響はないと考えられる。

2) 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。

内部溢水で評価しているとおり，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。

3) 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（五ほう酸ナトリウム溶液）」「補機冷却水系に含まれる防食剤」がある。

「ほう酸水溶液（五ほう酸ナトリウム溶液）」は，ほう酸水タンク内に貯留されており，その周囲にはタンク内の全容量分を滞留可能な堰が設置されているため，万が一漏えいした場合でも影響範囲を堰内に制限することができる。

「補機冷却水系に含まれる防食剤」は，濃度が十分低く防護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，廃棄物処理建屋には高電導度廃液系中和装置に苛性ソーダ及び硫酸が存在し，格納容器 pH 制御装置に苛性ソーダが存在するが，堰が設置されているため，その影響範囲を堰内に制限することができる。また，アクセスルートエリアとは異なる場所にあるため影響を受けることはない。

4) 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。

5) 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と考えられる。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，絶縁性を確保した装備を着用することによりアクセス時の安全性を確保する。

6) 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。

【内部溢水に対する対応】

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，必要となる防護具が配備されていることを確認した。

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 10 分以内で実施できることを確認した。

配備箇所；　中央制御室内

防 護 具；　『マスク』（状況に応じて選択）

- 全面マスク（チャコールフィルター）
- エアラインマスク
- セルフエアセット

『服装』

- ゴム手袋
- C 服
- アノラック（水をはじく加工が施されており C 服の上に着る）
- 耐熱服
- 胴長靴（長さ 120cm）等

全面マスク

セルフエアセット

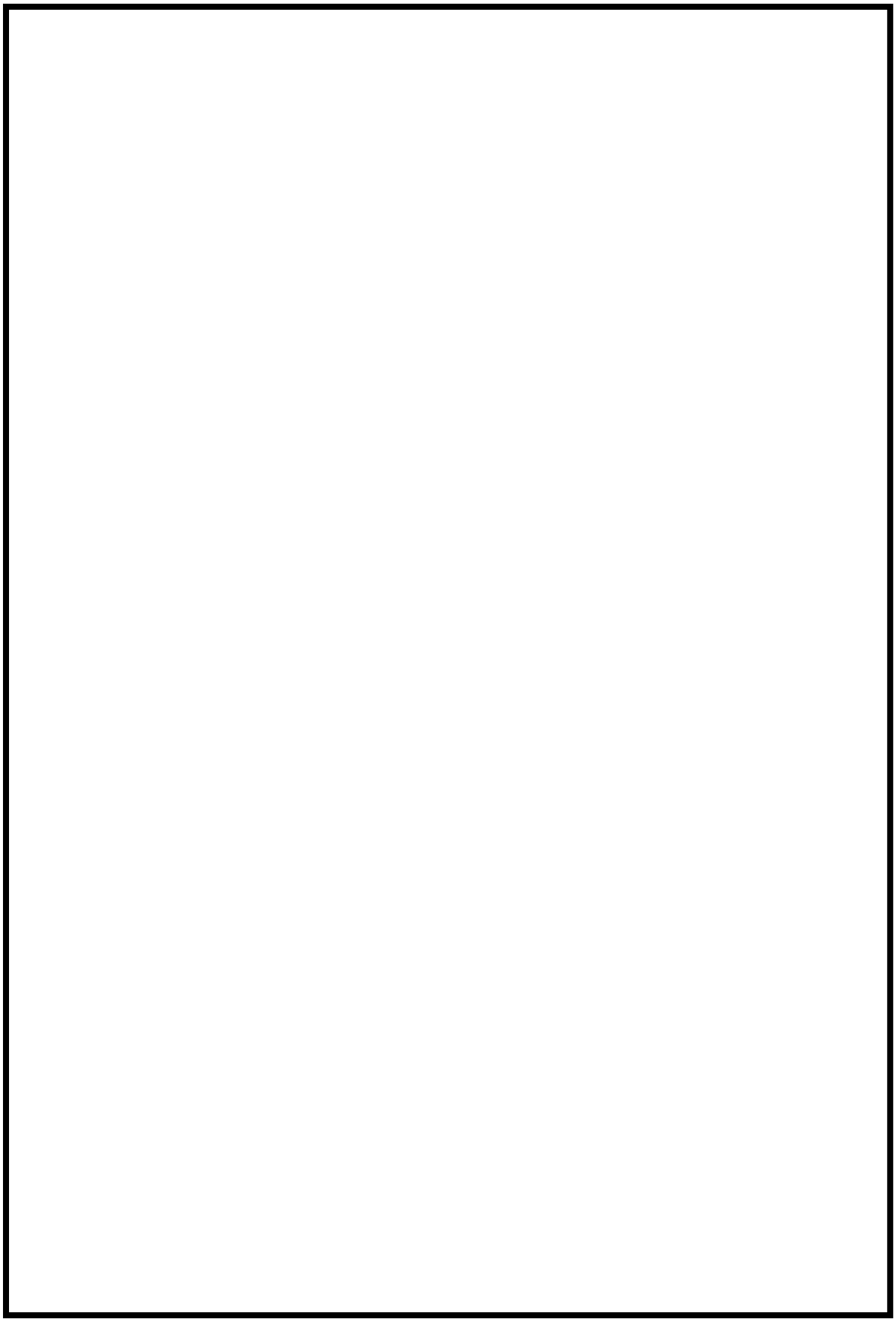
汚染作業用長靴

アノラック

耐熱服

胴長靴（長さ 120cm）

屋外アクセスルートにおける地震後の被害想定（一覧）



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）

別紙 24

資材設置後の作業成立性

6 号及び 7 号炉においては，重大事故等対処設備である可搬型代替注水ポンプを用いて，防火水槽及び復水貯蔵槽への補給，使用済燃料プールへの注水を行う。

可搬型代替注水ポンプの配置場所は，淡水貯水池近傍及び原子炉建屋近傍となり，ホース敷設ルートは淡水貯水池から防火水槽までの構内道路の一部及び原子炉建屋近傍となる。

アクセスルート上にホースを敷設する際には，道路の端に敷設することを基本とするため，主要な発電所構内道路への影響は限定的であり，機材を設置することにより通行に支障は来さない。

なお，あらゆる悪条件に備えホースブリッジ等の資機材を確保しており緊急時の柔軟な対応に厚みを持たせている。

第 1 図　ホースブリッジ

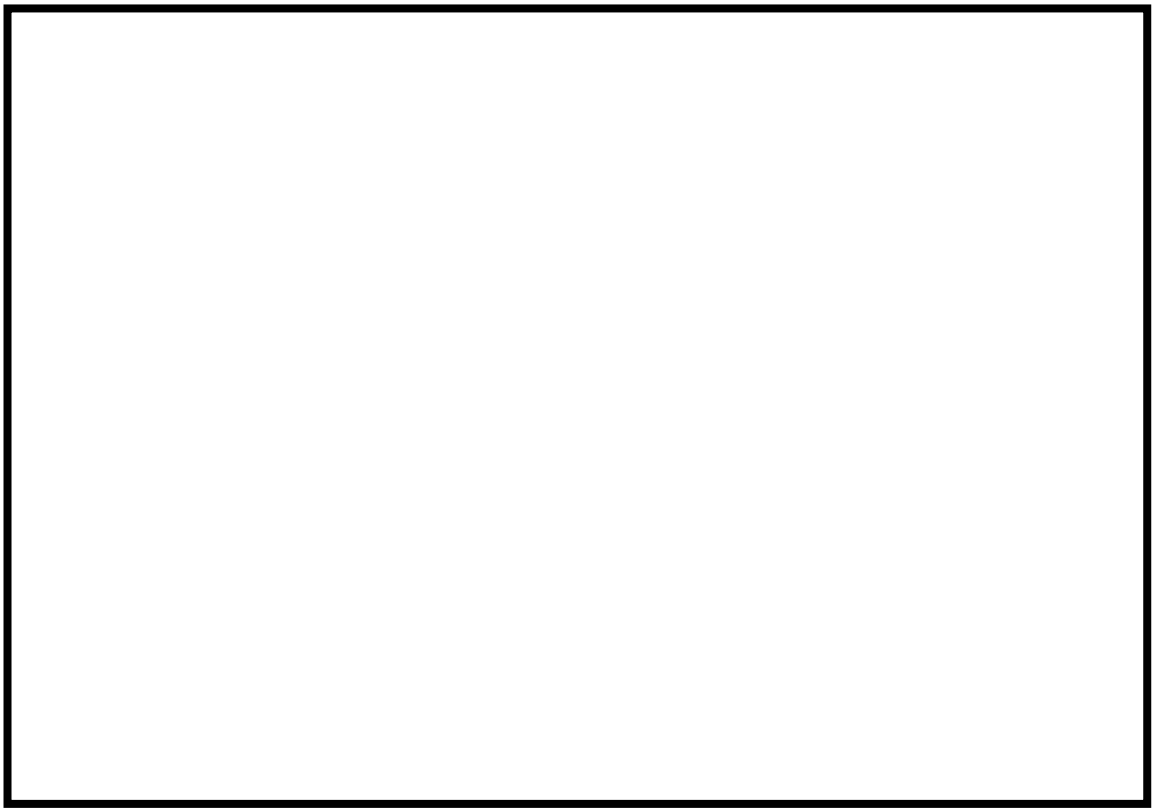
別紙 25

保管場所及び屋外アクセスルート等の点検状況

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。

保管場所，屋外アクセスルート及びそれらの周辺斜面については，応急復旧が可能な重機や砕石等の資機材をあらかじめ備えており（別紙 11 参照），当該設備の性能が維持できる運用・管理体制を整えている。また，排水路については，排水路とは別に排水用フラップゲートを設置していることから，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 30 参照）。

○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
○排水用フラップゲート：動作確認，外観目視点検を 1 回/年
○排水路：外観目視点検を 1 回/年

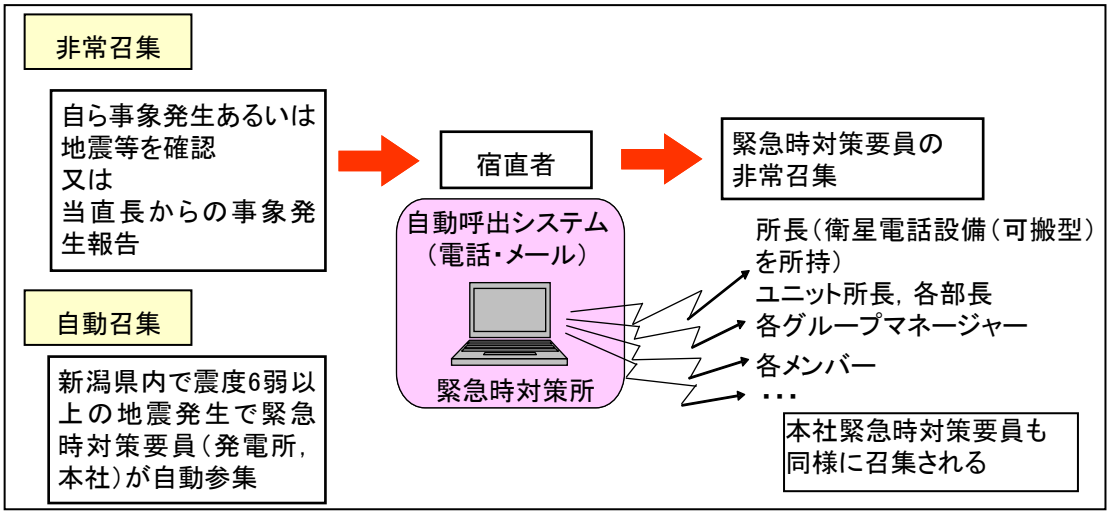


第 1 図　保管場所及びアクセスルート

発電所構外からの要員の参集について

1. 要員の召集の流れ

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合に，発電所外にいる緊急時対策要員を速やかに非常召集するため，「自動呼出・安否確認システム」，「通信連絡設備」等を活用し，要員の非常召集及び情報提供を行う（第 1 図）。



第 1 図　自動呼出・安否確認システムによる非常召集連絡

新潟県内で震度 6 弱以上の地震が発生した場合には，非常召集連絡がなくても自発的に参集する。

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

集合場所は，基本的には柏崎エネルギーホール又は刈羽寮（第 2 図）とするが，発電所の状況が入手できる場合は，直接発電所へ参集可能とする。

柏崎エネルギーホール又は刈羽寮に集合した要員は，緊急時対策本部と非常召集に係る以下の確認，調整を行い，通信連絡設備，懐中電灯等を持参し，発電所と連絡を取りながら集団で移動する。柏崎エネルギーホール，刈羽寮には通信連絡設備として衛星電話設備（可搬型）を各 10 台配備する。

①発電所の状況（発電所への移動が可能なプラント状況かどうか（格納容器ベントの実施見通し），発電所に行くための必要な装備（放射線防護服，マスク，線量計を含む））

②その他発電所で得られた情報（発電所への移動に関する道路状況等，移動するうえで有益な情報）

③発電所へ移動する人の情報（人数，体調，移動手段（徒歩，車両），連絡先）

原子炉主任技術者は通信連絡手段により，必要の都度，発電所の連絡責任者と連絡をとり，発電用原子炉施設の運転に関し，保安上の指示を行う。

第 2 図　柏崎刈羽原子力発電所とその周辺

2.　緊急時対策要員の所在について

発電所員の約 8 割（第 1 表）が居住している柏崎市街地，刈羽村の大半は，柏崎刈羽原子力発電所から半径 10km 圏内（第 2 図）に位置しており，社員寮についても半径 10km 圏内に設置されている。

第 1 表　居住地別の発電所員数（平成 29 年 4 月時点）

居住地	柏崎市	刈羽村	その他地域
居住者数	820 名 (73%)	81 名 (7%)	223 名 (20%)

3.　発電所構外からの要員の参集ルート

(1) 概要

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

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

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

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

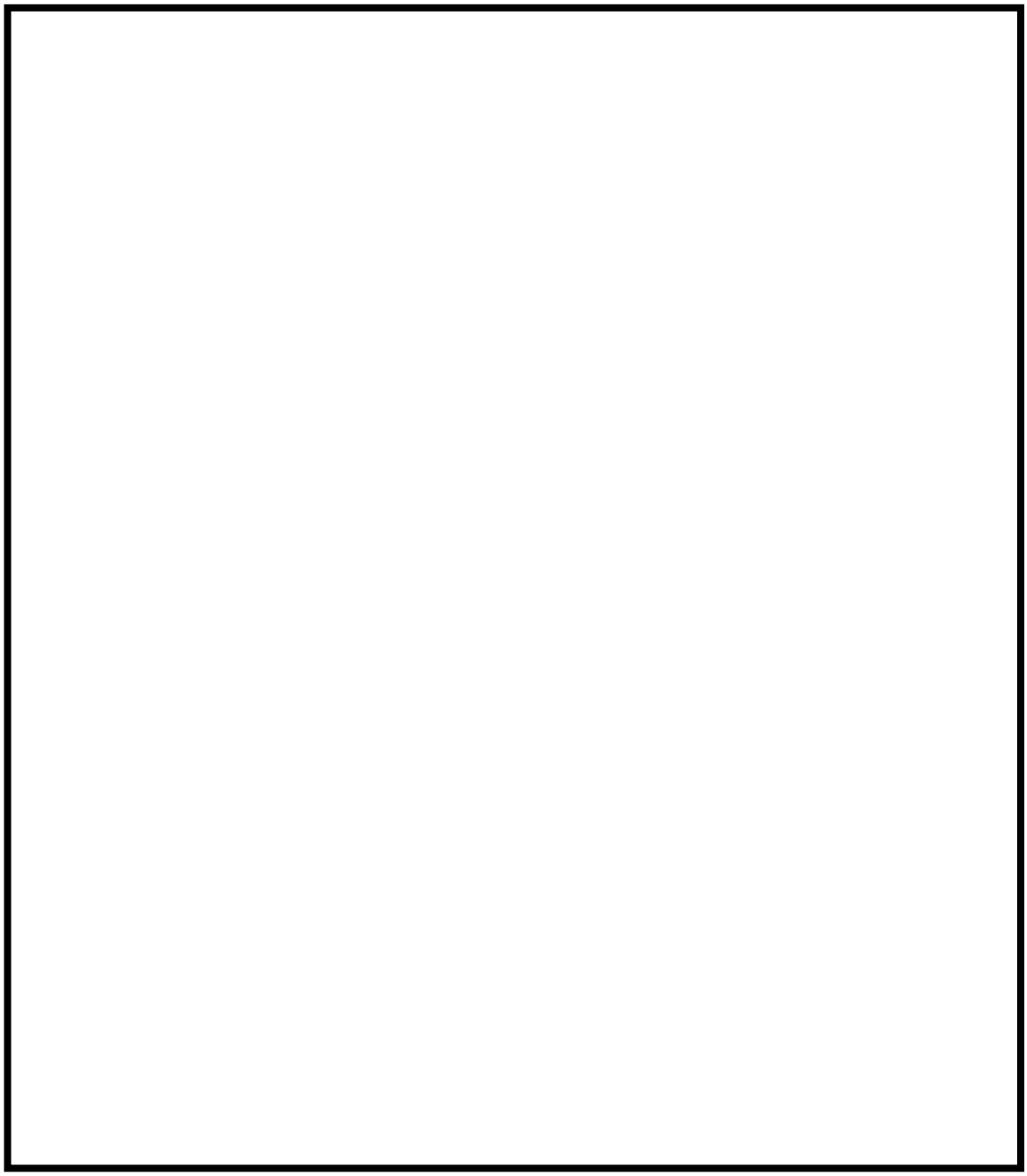
津波浸水時については，アクセス性への影響を未然に回避するため，大津波警報発生時には基準津波が襲来した際に浸水が予想されるルート（第3図に図示した海沿いルート）は使用しないこととし，これ以外の参集ルートを使用して参集することとする。

※1　参考文献：2007年新潟県中越沖地震の被害とその特徴／小長井一男（東京大学教授生産技術研究所）ほか
国土技術政策研究所資料No.439，土木研究所資料No.4086，建築研究資料No.112
「平成19年（2007年）新潟県中越沖地震被害調査報告」

※2　参考文献：新潟県殿向け「平成 26 年度新潟県広域避難時間推計業務」～最終報告書～
BGS-BX-140147　平成26年8月　三菱重工業株式会社
http://www.pref.niigata.lg.jp/genshiryoku/1356794481823.html

(2) 津波による影響が考えられる場合の参集ルート

柏崎市津波ハザードマップによると，柏崎市中心部から発電所までの要員参集ルートへの影響はほとんど見られない（川岸で数十 cm 程度）が，大津波警報発生は，津波による影響を想定し海側や鯖石川の河口付近を避けたルートにより参集する（第3図）。



第 3 図　柏崎市，刈羽村からの要員参集ルート

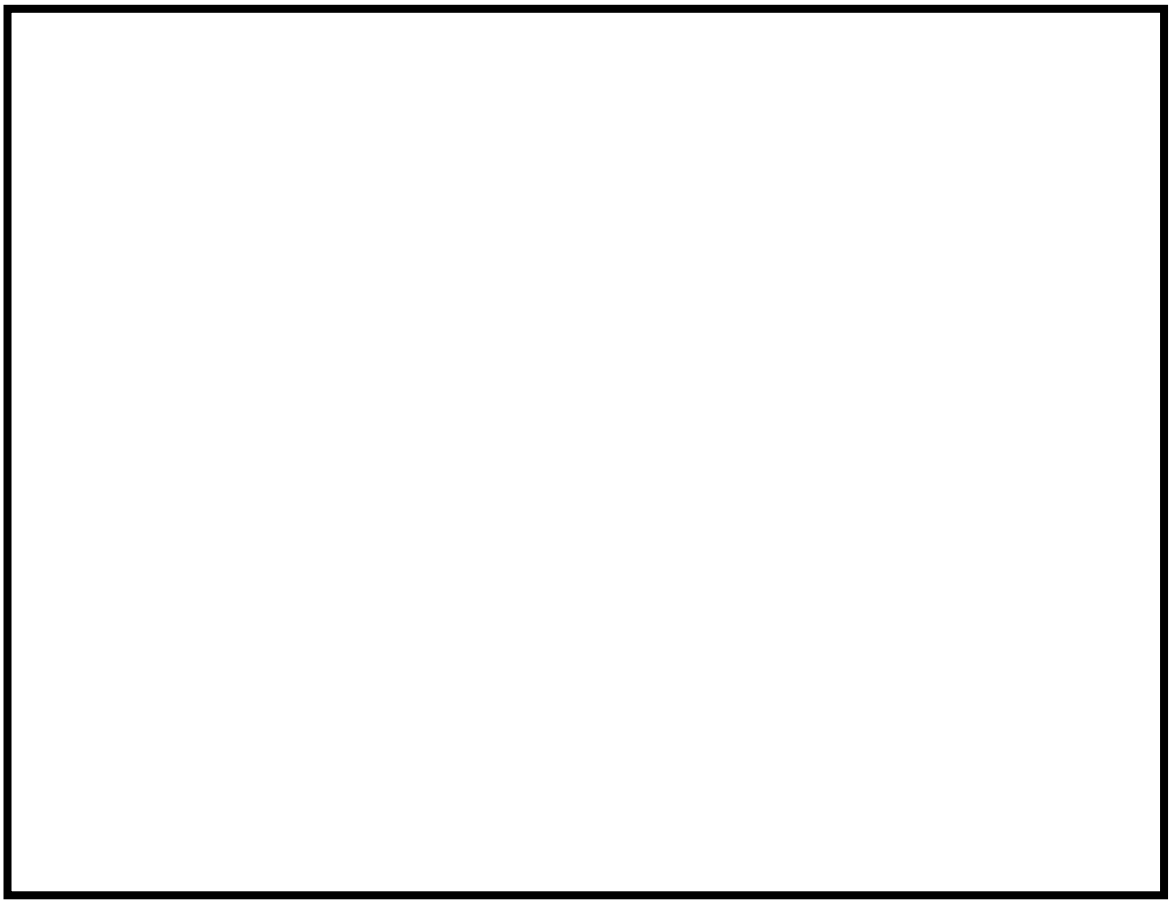
(3) 住民避難が行われている場合の参集について

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

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

4.　発電所構内への参集ルート

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



第 4 図　発電所構内への参集ルート

5.　夜間及び休日における要員参集について

(1) 要員の想定参集時間

第 1 表及び第 2 図に示すとおり，要員の大多数は発電所から半径 10km 圏内に居住していることから，仮に発電所から 10km 地点に所在する要員が，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において直接徒歩移動で参集する場合であっても，参集時間は約 3 時間 30 分と考えられる。また，大地震等が発生している状況では要員の自宅が被災する可能性もあるため，出発までの準備時間が約 1 時間必要であると仮定した場合であっても，発電所への参集時間は約 4 時間 30 分と考えられる。

さらに，要員集合場所（柏崎エネルギーホール又は刈羽寮）に立寄り，情報収集を行った上で参集することから，集合場所に立寄るために遠回りする時間を 1 時間，情報収集する場合の時間を 30 分必要であると仮定した場合であっても，発電所から 10km に所在する要員は，約 6 時間で発電所に参集可能であると考えられる。

(2) 要員参集調査

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，重大事故等が発生した場合の緊急時対策要員の参集動向（所在場所（準備時間を含む）～集合場所（情報収集時間を含む）～発電所までの参集に要する時間）を評価した結果，要員の参集手段が徒歩移動のみを想定した場合かつ，年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休であっても，5 時間 30 分以内に参集可能な要員は 350 名以上と考えられる。

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

＜参考：要員参集調査による評価＞

○夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において，重大事故等が発生した場合の緊急時対策要員の参集動向をより具体的に把握するため，「平日夜間」「休日日中」「休日夜間」「大型連休（シルバーウィーク※）日中」「大型連休（シルバーウィーク※）夜間」の 5 ケースにおいて緊急呼び出しがかかった場合を想定し，その時々における要員の所在場所（自宅，発電所，それ以外の場所の場合は最寄りの集合場所までの移動時間を回答）を調査することで，参集状況を評価。

○要員集合場所（柏崎エネルギーホール又は刈羽寮）での情報収集時間 30 分を考慮（第 5 図）。

※　要員参集調査時期が 2015 年 9 月であり大型連休の対象をシルバーウィークとした。

第 5 図　要員参集の流れについて（イメージ）

a.　車が使える場合（第 6 図）

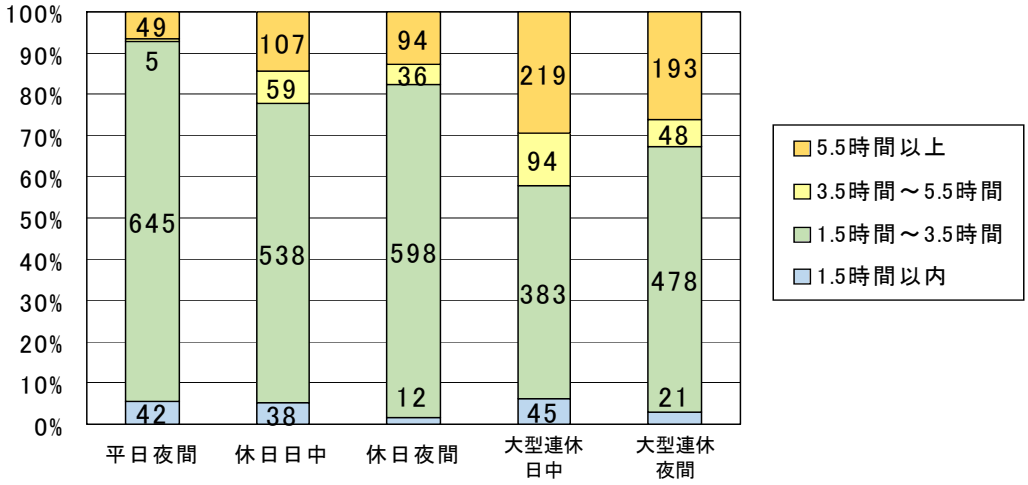
○3 時間 30 分以内に約 8 割の要員が参集可能な場所にいることを確認した。（大型連休は除く）

○大型連休でも，3 時間 30 分以内に約 6 割の要員が参集可能な場所にいる。

b.　徒歩移動のみの場合（第 7 図）

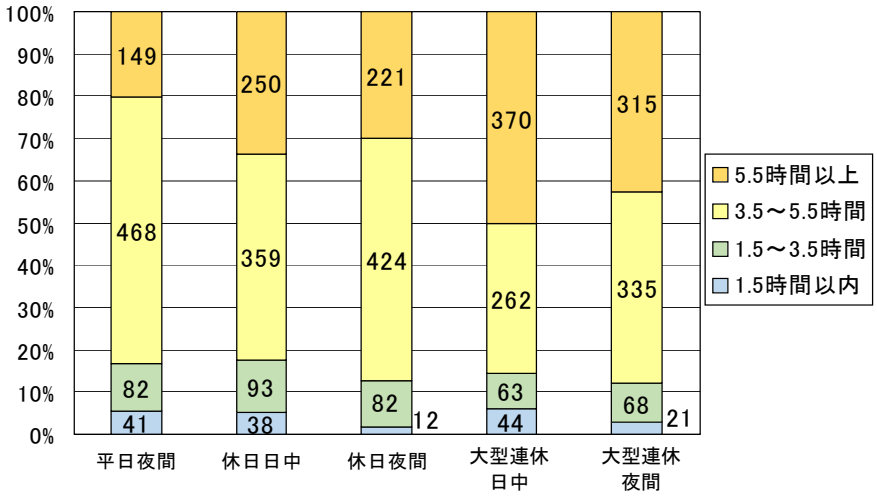
○車を使用した場合に比べ要員参集のタイミングが遅くなるが，7 割程度の要員は，5 時間 30 分以内に参集可能な場所にいることを確認した。（大型連休は除く）

○通常の休日と大型連休を比較すると，大型連休には約 2 割多い要員が柏崎刈羽地域近傍から不在（徒歩 5 時間 30 分以上）となるが，5 時間 30 分以内で参集可能な要員は約半数。



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

第 6 図　要員参集シミュレーション結果（車でアクセス可能）



※　出発までの準備時間を考慮の上，天候が良好な状況を想定し，集合場所を経由した場合の発電所（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）までの移動距離　1 時間以内（～3ｋｍ），1～3 時間（3～10km），3～5 時間（10～17km），5 時間以上（17km～）により算出。
※　集合場所での情報収集時間の 30 分を考慮した。
※　自宅以外からの参集の場合，各所在場所から参集に要する時間を回答。

第 7 図　要員参集シミュレーション結果（徒歩移動のみ）

(3) 参集要員の確保

(1)要員の想定参集時間，及び(2)要員参集調査から，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）かつ，参集手段が徒歩移動のみを想定した場合であっても，発電所構外の緊急時対策要員は事象発生から約 6 時間で発電所に参集可能と考えられること，また，年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休に重大事故等が発生した場合であっても，5 時間 30 分以内に参集可能な緊急時対策要員は 350 名以上と考えられることから，事象発生から 10 時間以内に外部から発電所へ参集する 6 号及び 7 号炉の対応を行うために必要な緊急時対策要員※（106 名（1～7 号炉の対応を行う必要な要員は合計 114 名））は確保可能であることを確認した。

また，事象発生から 10 時間以内の重大事故等時の対応においては，発電所内に常時確保する 44 名の緊急時対策要員により対応が可能であるが，早期に班長以下の要員数が約 2 倍となれば，より迅速・多様な重大事故等への対処が可能と考えられる。このため，徒歩参集，要員自身の被災，過酷な天候及び道路の被害等を考慮し，事象発生から約 6 時間を目処に，外部から発電所に参集する 40 名の緊急時対策要員※を確保する。

※ 要員数については，今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

別紙 27

屋外アクセスルート　除雪時間評価

1.　ホイールローダ仕様

○最大けん引力　　：14.17t

○バケット全幅　　：270cm

○走行速度(1 速)　：前進・後進 0～8km/h

2.　除雪速度の算出

＜降雪条件＞

○積雪量：20cm

（構内アクセスルート（車両）は降雪量 5cm～10cm で除雪作業開始としていることから，保守的に 20cm として設定。）

○単位重量：積雪量 1cm あたり 29.4N/m^2(3kg/m^2)

積雪密度：3kg/m^2÷0.01m=300kg/m^3(0.3t/m^3)

＜除雪方法＞

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 5m 押し出し除去する。

1 回の押し出し可能量を 11.3t とし，11.3t 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。

1 回の集積で進める距離 X

11.3t÷（積雪厚さ 0.2m×幅 2.7m×0.30t/m^3）＝69.7m≒69m

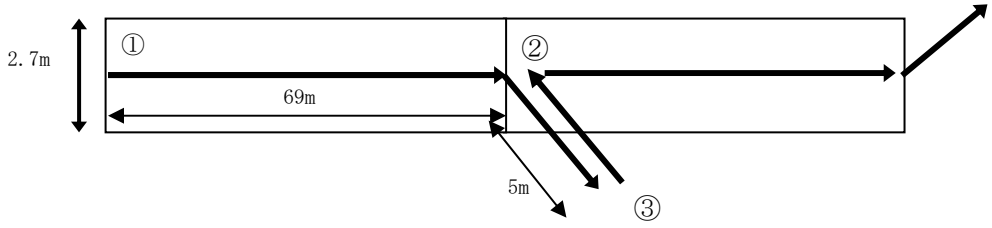
1 サイクル当りの作業時間は，1 速の走行速度(0～8km/h)の平均 4km/h で作業すると仮定して

A：押し出し(①→②→③)：(69m+5m)÷4km/h＝66.6 秒≒67 秒

B：ギア切替え　　：3 秒

C：後進：(③→②)　　：5m÷4km/h=4.5 秒≒5 秒

1 サイクル当りの作業時間（A+B+C）=67 秒+3 秒+5 秒=75 秒



＜除雪速度＞

1サイクル当りの除雪延長÷1サイクル当りの除雪時間

69m÷75秒=0.92m/秒=3.31km/h≒3.3km/h

3. まとめ

○ 降雪の除雪速度について，3.3km/hとする。

①大湊側高台保管場所からのルート

区間	距離（m）	時間評価項目	速度(km/h)	所要時間(分)	累積（分）
第二企業センター※→①	約770	徒歩移動	4	12	12
①→②	約590	除雪	3.3	11	23
②→③	約240	ホイールローダ移動	15	1	24
③→④	約780	除雪	3.3	15	39
④→⑤	約80	ホイールローダ移動	15	1	40
⑤→⑥	約130	除雪	3.3	3	43
⑥→⑦	約260	ホイールローダ移動	15	2	45
⑦→⑧	約130	除雪	3.3	3	48
⑧→⑨	約230	ホイールローダ移動	15	1	49
⑨→⑩	約500	除雪	3.3	10	59

※初動対応要員が滞在する「第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所」については，第二企業センターを起点として評価する。

第1図　大湊側高台保管場所からの除雪ルート及び仮復旧時間

②荒浜側高台保管場所からのルート

区間	距離（m）	時間評価項目	速度（km/h）	所要時間（分）	累積（分）
第二企業センター※→①	約 420	徒歩移動	4	7	7
①→②	約 750	除雪	3.3	14	21
②→③	約 130	ホイールローダ移動	15	1	22
③→④	約 890	除雪	3.3	17	39
④→⑤	約 80	ホイールローダ移動	15	1	40
⑤→⑥	約 130	除雪	3.3	3	43
⑥→⑦	約 260	ホイールローダ移動	15	2	45
⑦→⑧	約 130	除雪	3.3	3	48
⑧→⑨	約 230	ホイールローダ移動	15	1	49
⑨→⑩	約 500	除雪	3.3	10	59

※初動対応要員が滞在する「第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所」については，第二企業センターを起点として評価する。

第 2 図　荒浜側高台保管場所からの除雪ルート及び仮復旧時間

別紙 28

屋外アクセスルート　除灰時間評価

１．ホイールローダ仕様

○最大けん引力　　：14.17t

○バケット全幅　　：270cm

○走行速度(1 速)　：前進・後進 0～8km/h

２．除灰速度の算出

＜降灰条件＞

○厚さ：35cm

○単位体積重量：1.5t/m^3

＜除灰方法＞

アクセスルート上に降り積もった火山灰を，ホイールローダで道路脇へ押し出し除去する。

一回の押し出し可能量を 11.3t とし，11.3t の火山灰を集積し，道路脇へ押し出す作業 1 サイクルとして繰り返す。

1 回の集積で進める距離 X

=11.3t÷（火山灰厚さ 0.35m×幅 2.7m×1.5t/m^3)

=7.97m≒7.9m

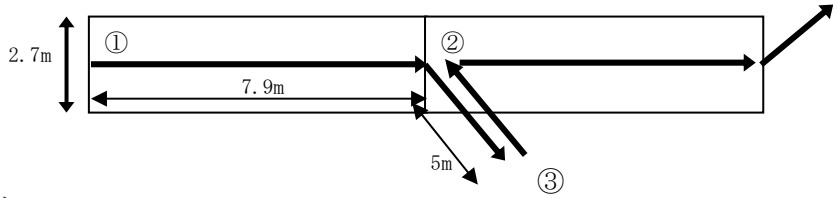
1 サイクル当りの作業時間は，1 速の走行速度(0～8km/h)の平均 4km/h で作業すると仮定して

A：押し出し(①→②→③)：(7.9m+5m)÷4km/h=11.6 秒≒12 秒

B：ギア切替え　　：3 秒

C：後進：(③→②)　　：5m÷4km/h=4.5 秒≒5 秒

1 サイクル当りの作業時間（A+B+C）=12 秒+3 秒+5 秒=20 秒



＜除灰速度＞

1 サイクル当りの除灰延長÷1 サイクル当りの除灰時間

＝7.9m÷20 秒=0.395m/秒=1.422km/h≒1.4km/h

３．まとめ

○火山灰の除灰速度について，1.4km/h とする。

①大湊側高台保管場所からのルート

区間	距離（m）	時間評価項目	速度（km/h）	所要時間（分）	累積（分）
第二企業センター※→①	約 770	徒歩移動	4	12	12
①→②	約 590	除灰	1.4	26	38
②→③	約 240	ホイールローダ移動	15	1	39
③→④	約 780	除灰	1.4	34	73
④→⑤	約 80	ホイールローダ移動	15	1	74
⑤→⑥	約 130	除灰	1.4	6	80
⑥→⑦	約 260	ホイールローダ移動	15	2	82
⑦→⑧	約 130	除灰	1.4	6	88
⑧→⑨	約 230	ホイールローダ移動	15	1	89
⑨→⑩	約 500	除灰	1.4	22	111

※初動対応要員が滞在する「第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所」については，第二企業センターを起点として評価する。

第 1 図　大湊側高台保管場所からの除灰ルート及び仮復旧時間

②荒浜側高台保管場所からのルート

区間	距離（m）	時間評価項目	速度（km/h）	所要時間（分）	累積（分）
第二企業センター※→①	約 420	徒歩移動	4	7	7
①→②	約 750	除灰	1.4	33	40
②→③	約 130	ホイールローダ移動	15	1	41
③→④	約 890	除灰	1.4	39	80
④→⑤	約 80	ホイールローダ移動	15	1	81
⑤→⑥	約 130	除灰	1.4	6	87
⑥→⑦	約 260	ホイールローダ移動	15	2	89
⑦→⑧	約 130	除灰	1.4	6	95
⑧→⑨	約 230	ホイールローダ移動	15	1	96
⑨→⑩	約 500	除灰	1.4	22	118

※初動対応要員が滞在する「第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所」については，第二企業センターを起点として評価する。

第 2 図　荒浜側高台保管場所からの除灰ルート及び仮復旧時間

別紙 29

森林火災発生時における屋外アクセスルートの影響

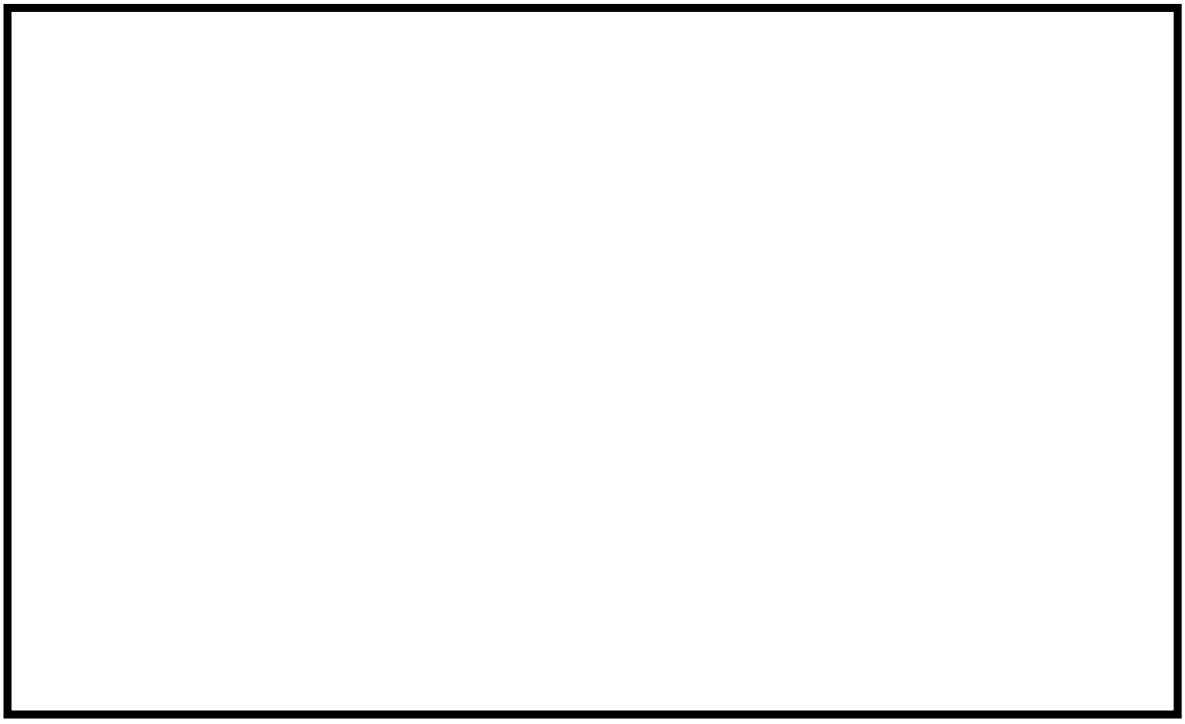
森林火災が発生し発電所構内へ延焼するおそれがある場合には，構内道路の一部を防火帯として機能させる。その際には，防火帯内の車両を規制し，防火帯内から車両がない状態を確立する。

森林火災発生時のアクセスルートは下図のとおりである。アクセスルートが防火帯に近接しており，通行不可能な場合の影響が大きい中央交差点における森林火災時の放射熱強度を評価したところ，最大でも 2.1kW/m^2 ※程度であり，車両等の通行に影響を及ぼすことはないことを確認している。

よって，森林火災が発生した場合においても，アクセスルートは通行が可能である。

なお，中央交差点近傍における森林火災の燃焼継続時間（約 14 時間）のうち，中央交差点において，人が長時間さらされても苦痛を感じない放射熱強度（1.6kW/m^2）※を超えている時間は数十秒程度である。

※石油コンビナートの防災アセスメント指針（別紙 8 参照）



第 1図　森林火災発生時のアクセスルート

別紙 30

降水に対する影響評価結果について

1. はじめに

柏崎刈羽原子力発電所において，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する。

2. 評価概要

柏崎刈羽原子力発電所における雨水流出量と排水量を比較し，降雨の影響を評価する。

2．1 降雨強度

柏崎観測所の観測記録（1976 年～2012 年）のうち最大 1 時間降水量は 52㎜(2007 年 8 月 22 日)であるが，外部事象の考慮において，年超過確率評価に基づき設計基準を設定していることから，柏崎市の 10^{-4}/年確率降水量（1 時間降水量 101.3㎜）の設計雨量強度を用いて評価する。

2．2 雨水流出量

柏崎刈羽原子力発電所の雨水は，集水範囲ごとに設置される排水路を通じて海域に排水する。

雨水流出量の評価に当たっては，集水範囲ごとに集水面積を積算した上で 101.3㎜/h 降雨時の第 1 図に示す排水路流末への雨水流出量を算出する。

雨水流出量 Q_1 の算出には，「新潟県農林水産部:新潟県林地開発許可申請審査要領，2014」を参照して，以下のラショナル式を用いる。

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

Q_1：雨水流出量（m^3/s）

f ：流出係数

r ：設計雨量強度（㎜/h）

A ：集水区域面積（ha）

2．3　排水量

排水路流末における排水量Q_2及び排水用フラップゲートの排水量Q_3は「新潟県農林水産部:新潟県林地開発許可申請審査要領，2014」を参照して，以下のマニング式に基づき評価する。

$Q_2(Q_3)=V\times A$

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

$Q_2(Q_3)$：排水量（m^3/s）

V：平均流速（m/s）

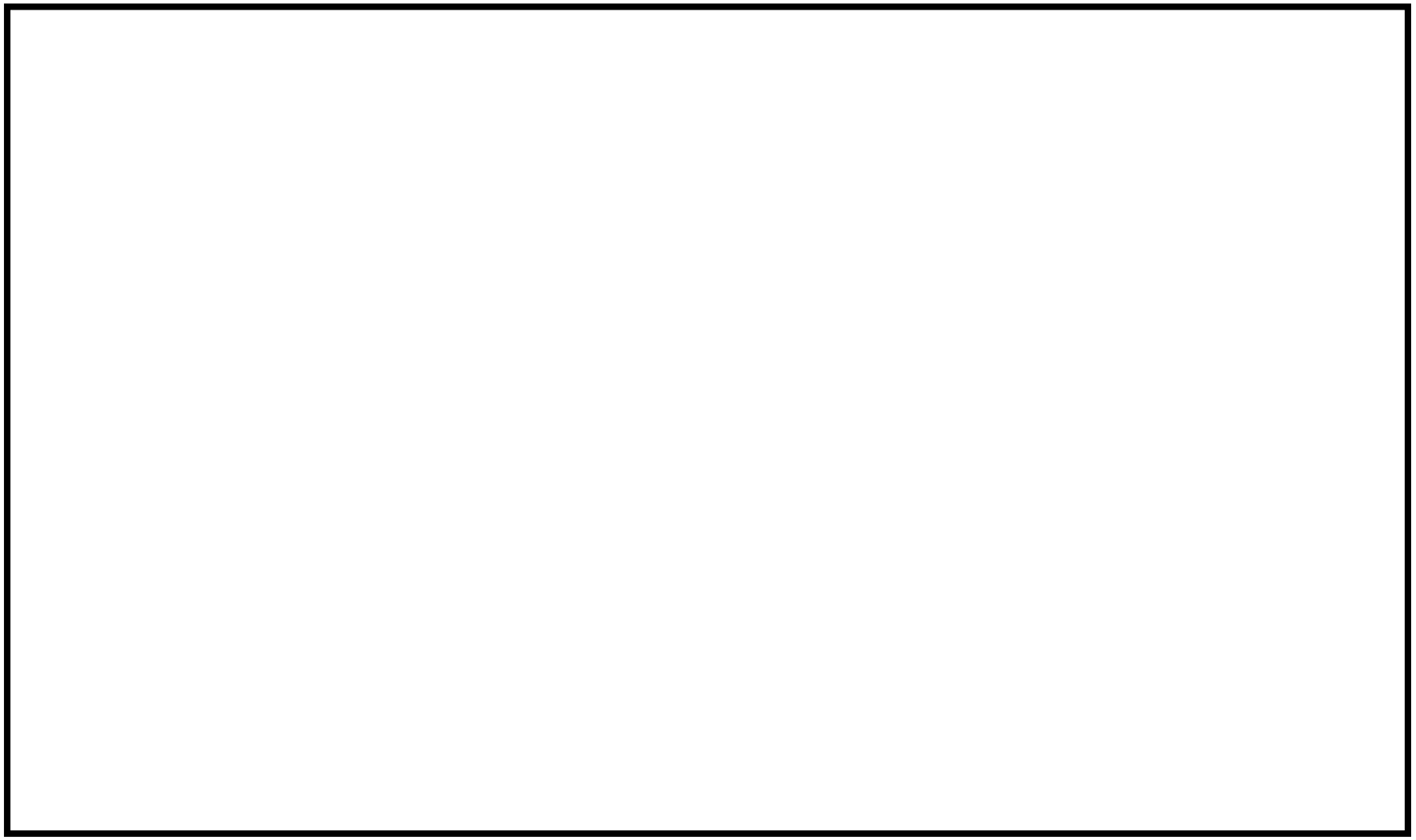
n：マニングの粗度係数

R：径深=A/P（m）

A：流水断面積（m^2）

P：潤辺（m）

I：勾配



第１図　集水範囲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排水量の比較結果を第1表に，雨水流出量が排水量を上回る場合の滞留水発生位置及び想定範囲を第2図に，滞留水深さの算定結果を第2表に，排水用フラップゲート位置を第3図に示す。

〔荒浜側〕

荒浜側については，流域 A，B を除いて，排水量が雨水流出量を上回り，既存の排水路から雨水を海域に排水することが可能である。

流域A，Bについては，T.M.S.L.+約13mの地点で排水量が雨水流出量を下回ることから，全ての滞留水が流域Bに流れ込むと保守的に仮定すると，その滞留水深さは約8cm/hとなる。

ただし，荒浜側には第3図に示すとおり排水路とは別に排水用フラップゲートが設置されており，この滞留水は排水用フラップゲートを通じて速やかに排水されるため，屋外アクセスルートのアクセス性に支障はない。

〔中央土捨場〕

中央土捨場については，流域Gの排水量が雨水流出量を上回り，既存の排水路から雨水を海域に排水することが可能である。

〔大湊側〕

大湊側については，流域 H，K を除いて，排水量が雨水流出量を上回り，既存の排水路から雨水を海域に排水することが可能である。

流域 I については，放水路を通じて排水しているが，運転時の放水流量が 7 号炉で92m^3/s に対して，放水路への雨水流出量は0.73m^3/s と小さいことから放水路の排水に影響はない。

流域Hについては，T.M.S.L.+約8mの地点で排水量が雨水流出量を下回るが，大湊側の6号及び7号炉の設置高さT.M.S.L.+12mよりも低いため，滞留せずに海に流出する。流域Kについては，T.M.S.L.+12mの地点で排水量が雨水流出量を下回ることから，全ての滞留水が流域 K の T.M.S.L.+12m の範囲に流れ込むと保守的に仮定すると，その滞留水深さは約2cm/h となる。

ただし，大湊側には第3図に示すとおり排水路とは別に排水用フラップゲートが設置されており，この滞留水は排水用フラップゲートを通じて速やかに排水されるため，屋外アクセスルートのアクセス性に支障はない。

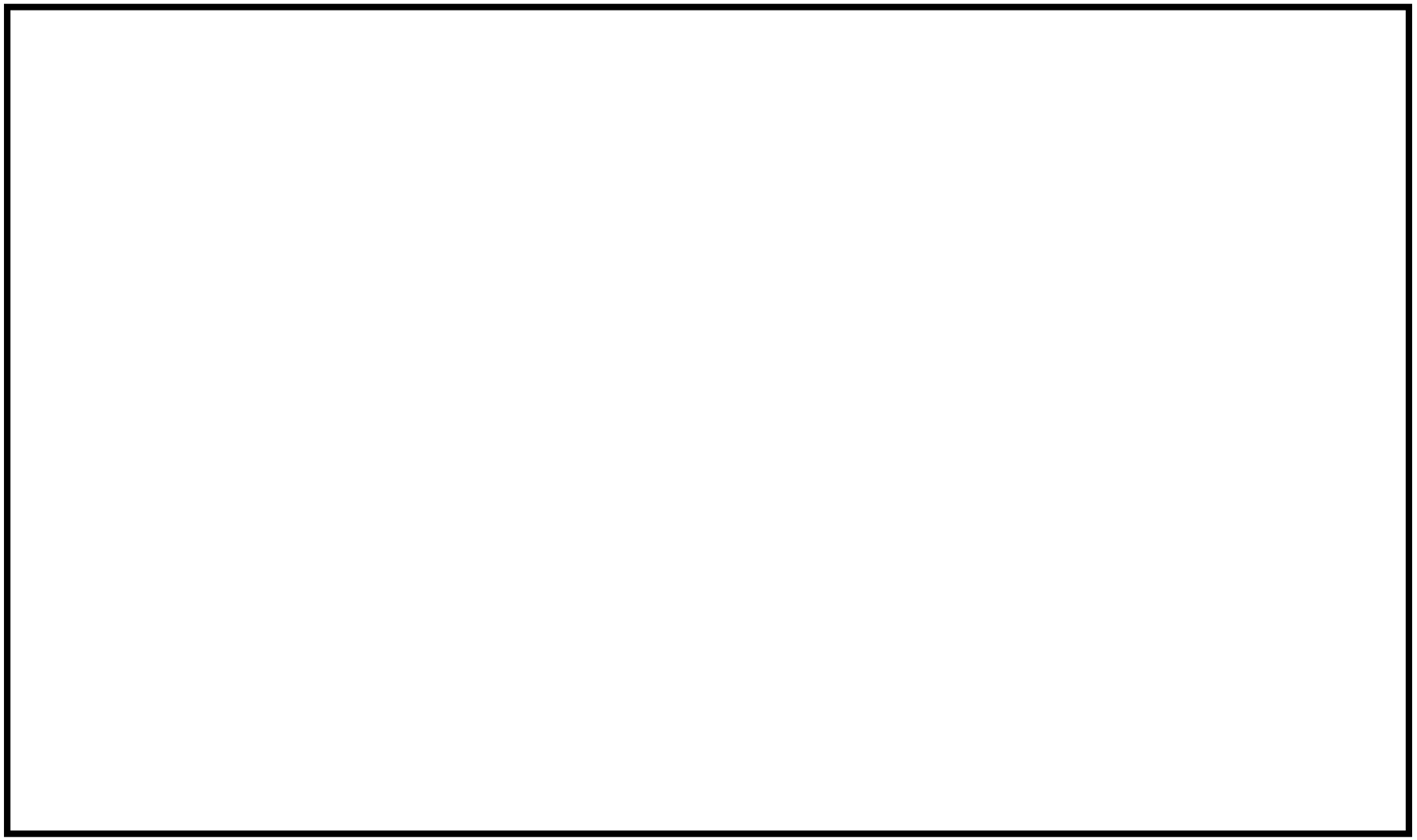
以上のことから，一部滞留水が発生するものの排水用フラップゲートから滞留水を速やかに海域に排水することが可能であることから，屋外アクセスルートのアクセス性に支障はない。

なお，排水用フラップゲートについては，本評価の中では排水設備の一部として位置付けている。

第1表　雨水流出量と排水路流末排水量の比較結果

流域			集水区域面積 A_1 (ha)	雨水流出量 Q_1 (m^3/s)	排水路流末排水量 Q_2 (m^3/s)	安全率 Q_2/Q_1	滞留水量 $(Q_1-Q_2)\times 3600$ (m^3/h)	備考（接続先）
荒浜側	A		121.98※	11.20※	7.57	0.67	13,068※	
	B		20.81	3.52	3.72	1.05	－	流域A排水路
	C		3.29	0.66	1.75	2.65	－	
	D		3.08	0.51	1.75	3.43	－	
	E		13.50	2.36	3.32	1.40	－	
	F		22.28	3.27	4.62	1.41	－	
中央 土捨場	G		19.46	2.15	5.48	2.54	－	
大湊側	H	①	65.31	6.84	6.42	0.93	1,512	
		②	4.96	0.56	1.12	2.00	－	
	I		3.99	0.73	1.06	1.45	－	7号炉放水路
	J		5.88	1.17	11.99	10.24	－	
	K		62.76	6.21	5.72	0.92	1,764	

※　合流する流域Bを含む

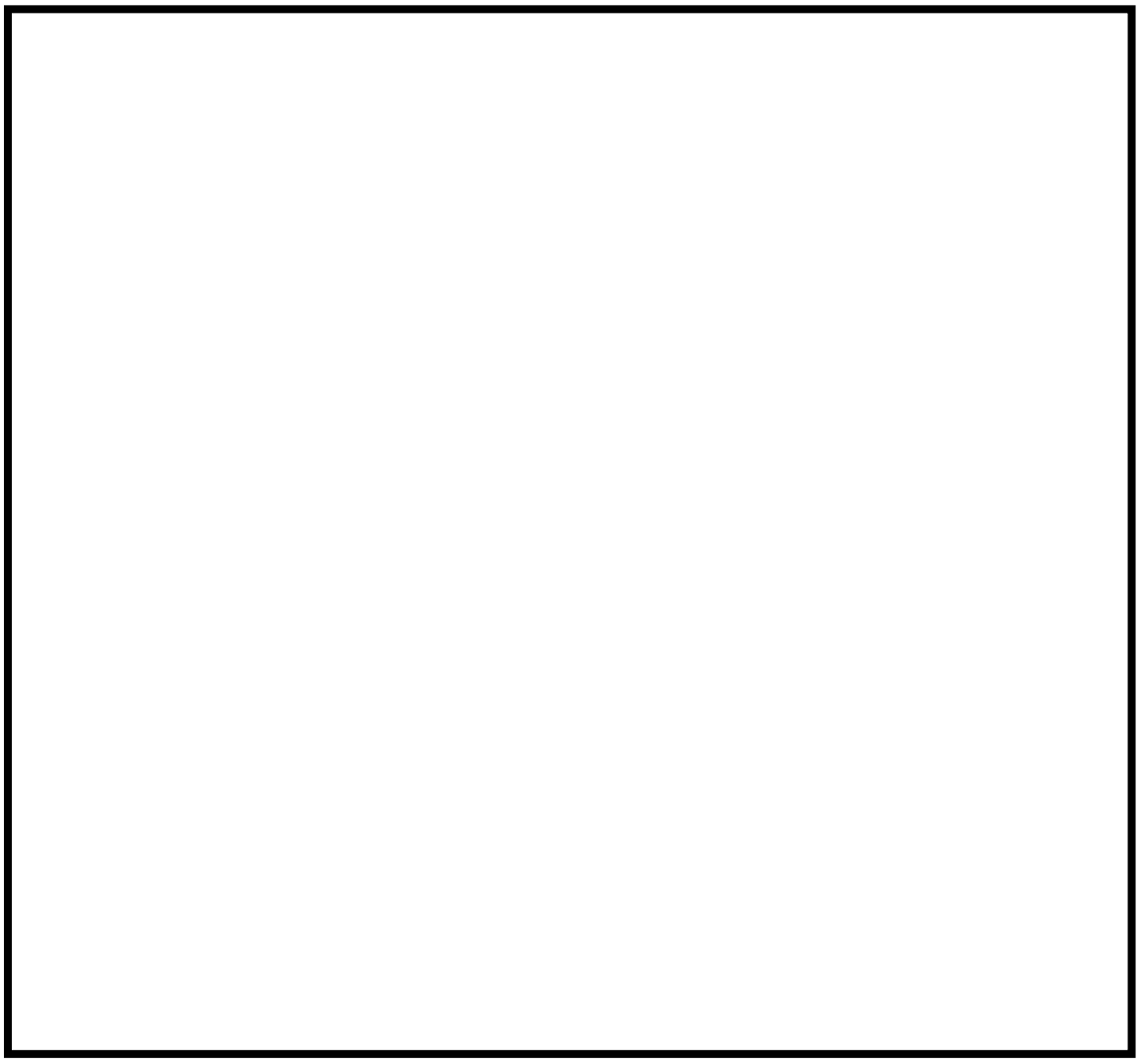


第２図　滞留水発生位置及び想定範囲

第2表　滞留水深さの算定結果

流域		滞留水量 (m^3/h)	滞留水拡散面積※ (ha)	滞留水深さ (m/h)
荒浜側	A	13,068	17.6	0.08
大湊側	H	1,512	T.M.S.L.+約 8m の地点で排水量が雨水流出量を下回るが，大湊側の 6 号及び 7 号炉の設置高さ T.M.S.L.+12m よりも低いため，滞留せずに海に流出する	－
	K	1,764	9.1	0.02

※　原子炉・タービン・サービス建屋等主要建屋の面積を除く



第3図　排水用フラップゲート位置図

次に，排水路が閉塞した事態を想定した場合の降水の影響について，検討する。

この検討では，第 1 図に示す流域の全ての雨水が荒浜側，大湊側の建屋周りに流れ込むと保守的に仮定した場合の雨水流出量と排水用フラップゲートの排水量を比較し，降水の影響を評価する。

検討の結果は第 3 表に示すとおり，荒浜側，大湊側ともに排水量が雨水流出量を上回り，排水用フラップゲートから雨水を海域に排水することが可能であることから，排水路が閉塞した事態を想定した場合においても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。

第 3 表　雨水流出量とフラップゲート排水量の比較結果

流域			集水区域 面積 A_1 (ha)	雨水流出量 Q_1 (m^3/s)	ﾌﾗｯﾌﾟｹﾞｰﾄ排水量 Q_3 (m^3/s)	安全率 Q_3/Q_1
荒浜側	A		121.98※1	11.20※1	ﾌﾗｯﾌﾟｹﾞｰﾄ 1 本当たり 3.44 a：18 本 b：12 本	－
	B		20.81	3.52		
	C		3.29	0.66		
	D		3.08	0.51		
	E		13.50	2.36		
	F		22.28	3.27		
	G		9.73※2	1.08※2		
	合計		－	19.08※3	103.20	5.40
大湊側	G		9.73※2	1.08※2	ﾌﾗｯﾌﾟｹﾞｰﾄ 1 本当たり 6.65 c：1 本 d：1 本 e：1 本	－
	H	①	65.31	6.84		
		②	4.96	0.56		
	I		3.99	0.73		
	J		5.88	1.17		
	K		62.76	6.21		
	合計		－	16.59	19.95	1.20

※1　合流する流域 B を含む
※2　流域 G からの雨水は，荒浜側，大湊側にそれぞれ 1/2 が流れ込むと仮定
※3　流域 B の雨水流出量は流域 A に含まれることから，合計に加算しない

別紙 31

可搬型設備の小動物対策について

屋外保管場所に保管している可搬型設備については，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。

以下に現状の可搬型設備の開口部有無と対策内容を示す。

(1) 可搬型設備の開口部確認結果

可搬型設備名	開口部有無	対策内容
可搬型代替交流電源設備 （電源車）	有	貫通部パッキン処理
可搬型代替注水ポンプ （A-2 級消防車）	有	貫通部シール処理
可搬型代替注水ポンプ （A-1 級消防車）	有	貫通部シール処理
6 号炉用，7 号炉用 代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット	有	貫通部シール処理
6 号炉用，7 号炉用 可搬型窒素供給装置	有	金網設置
大容量送水車	有	貫通部シール処理
泡原液搬送車	有	貫通部シール処理
タンクローリ(4kl/16kl)	無	－
ホイールローダ	無	－

(2) 可搬型設備の対策実施例

①可搬型代替交流電源設備

②可搬型代替注水ポンプ（A-2 級消防車）

③可搬型代替注水ポンプ（A-1 級消防車）

④大容量送水車

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，影響評価における建物の倒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。

(4) 屋外アクセスルート近傍の構造物の抽出

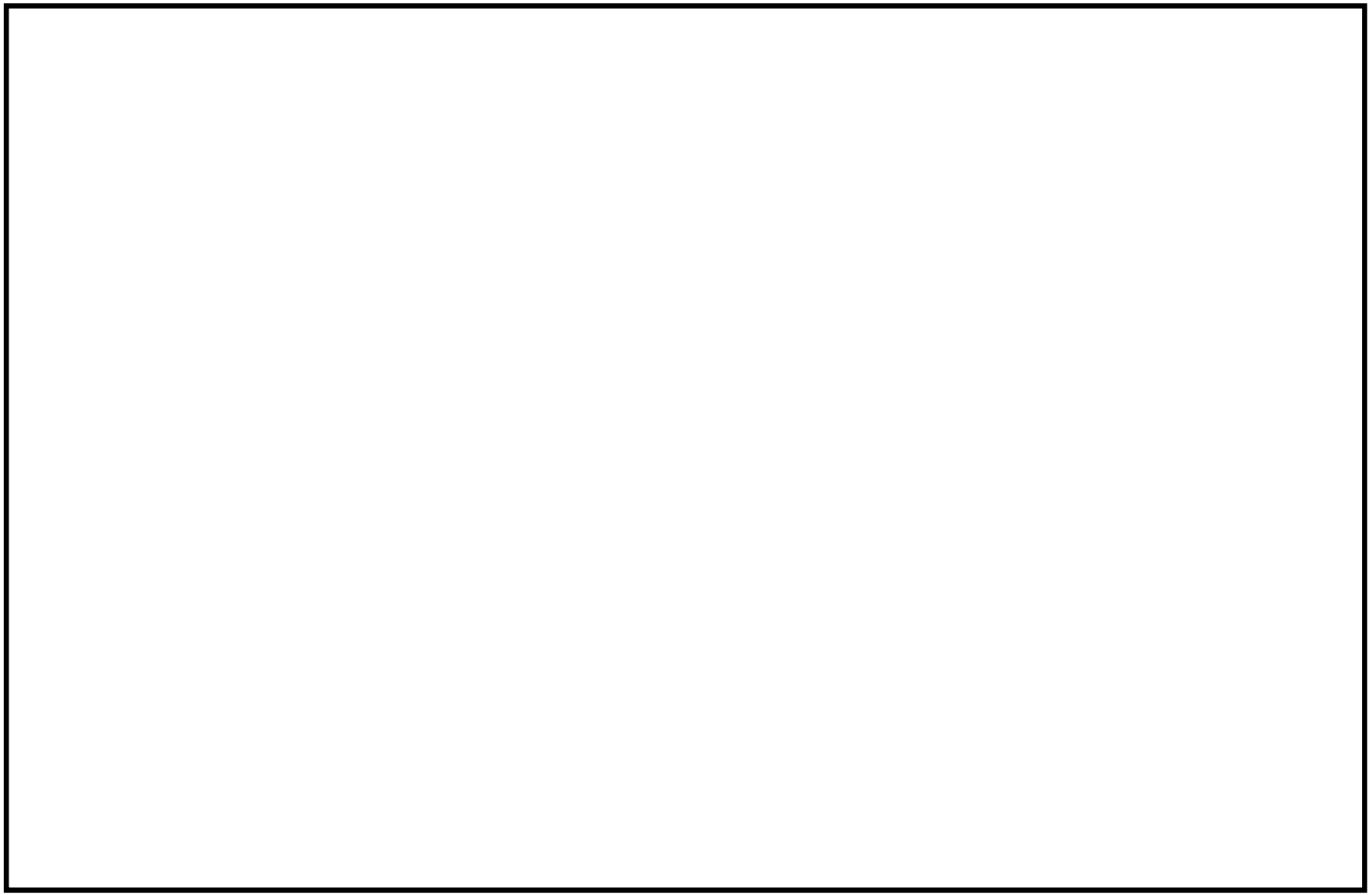
図面確認並びに現場調査により，屋外アクセスルート近傍の障害となり得る構造物を第 1-1 表，第 1-2 表に示すとおり抽出した。抽出した構造物の配置を第 1-1 図～第 1-5 図に示す。

第 1-1 表 アクセスルートの周辺構造物（建屋）

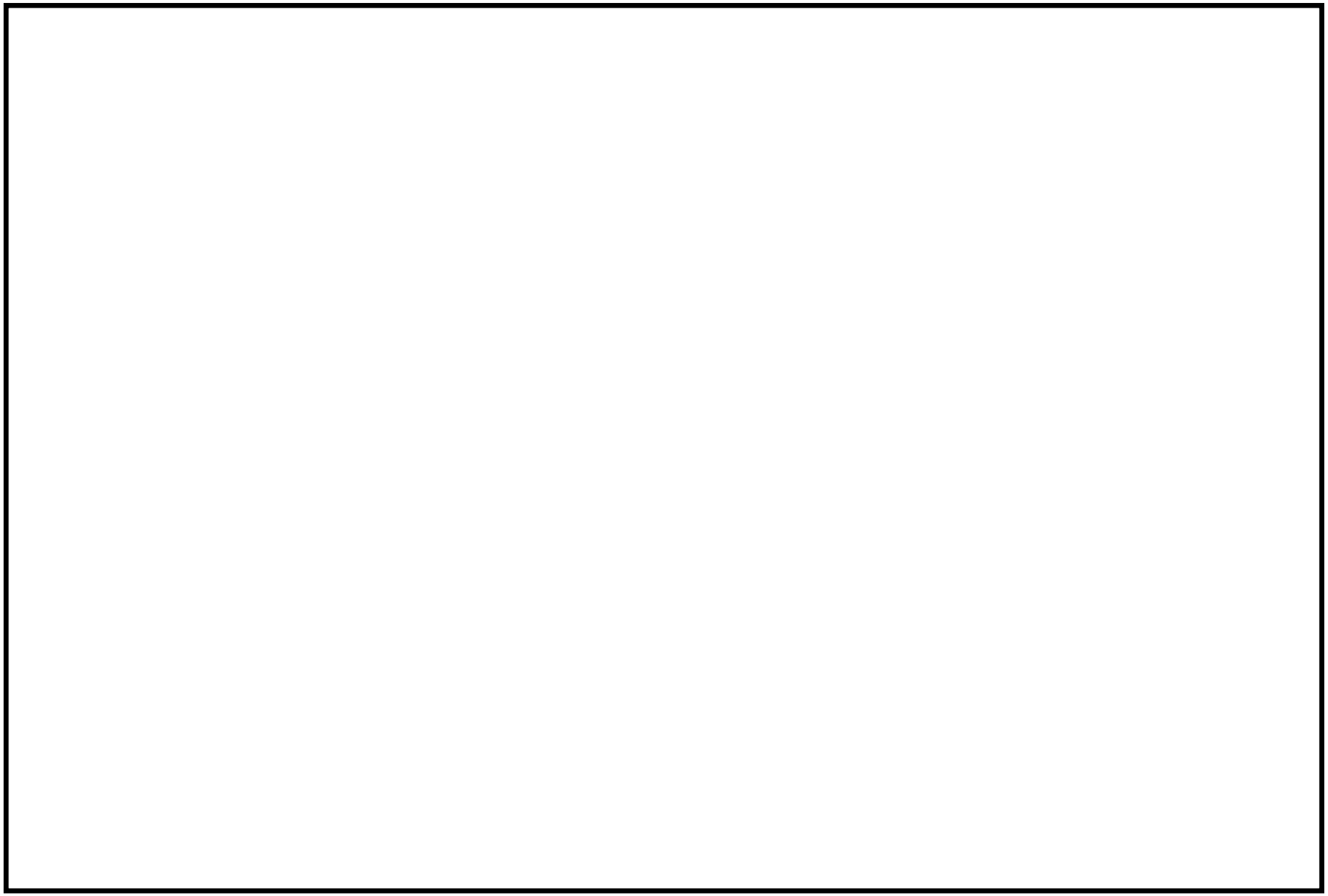
管理番号	構造物名称	参照図面	管理番号	構造物名称	参照図面
1	環境管理棟	第 1-1 図	51	6/7 号炉廃棄物処理建屋	第 1-3 図
2	水循環ポンプ小屋		52	6/7 号炉コントロール建屋	
3	社員駐車場連絡通路(東側)	第 1-2 図	53	6/7 号炉サービス建屋	
4	No.2 保全部倉庫		54	6/7 号炉連絡通路	
5	総務部倉庫		55	6 号炉タービン建屋	
6	詰所		56	6 号炉原子炉建屋	
7	発電所車庫（F 棟）		57	OF-CV 洞道入口建屋	
8	電気自動車電源設備用倉庫		58	5 号炉 H2,O2,CO2 ボンベ建屋	
9	情報センター棟増築		59	5 号炉 N2,CO2 ボンベ建屋	
10	総合情報センター棟		60	5 号炉海水熱交換器建屋排風機室	
11	事務建屋（第Ⅲ期）		61	5 号炉ボール捕集器ピット上屋	
12	事務建屋（第Ⅰ期）		62	5 号炉大物搬入建屋	
13	事務建屋（第Ⅱ期）		63	5 号炉タービン建屋	
14	免震重要棟		64	補助ボイラー建屋	
15	免震重要棟雑排水槽用貯水槽ポンプ室		65	雑固体廃棄物焼却設備建屋（大湊側）	
16	宿直棟		66	5 号炉サービス建屋車庫	
17	重量品倉庫 1		67	5 号炉格納容器圧力逃がし装置基礎	
18	重量品倉庫 2		68	5 号炉主排気モニタ建屋	
19	技術部倉庫		69	5 号炉原子炉建屋	
20	燃料 G 倉庫		70	5 号炉サービス建屋	
21	備品倉庫		71	大湊側緊急用電気品室	第 1-4 図
22	純水移送ポンプ室		72	大湊側高台資機材倉庫	
23	飲料水ポンプ室		73	大湊側津波対策品倉庫	
24	No.1 倉庫		74	固体廃棄物処理建屋	
25	保安倉庫		75	固体廃棄物貯蔵庫	
26	荒浜側発電倉庫		76	固体廃棄物ポンプ室建屋	
27	第二資材倉庫		77	協力企業 A 社　事務所	第 1-5 図
28	No.1～3 高圧ガスボンベ倉庫		78	協力企業 A 社　倉庫	
29	荒浜側予備品倉庫		79	協力企業 B 社　柏崎事業所	
30	潤滑油倉庫（危険物倉庫）		80	協力企業 C 社　事務所棟	
31	北側 66Kv 開閉所		81	協力企業 C 社　食堂売店棟	
32	荒浜立坑換気塔		82	協力企業 D 社/E 社合同棟　事務所・詰所	
33	荒浜側緊急用 M/C 建屋		83	協力企業 D 社/E 社合同棟　仮設事務所	
34	154kV 変電所遮風壁		84	協力企業 D 社/E 社合同棟　倉庫棟	
35	大湊立坑換気塔	第 1-3 図	85	協力企業 D 社/E 社合同棟　仮設事務所 2	
36	大湊側予備品倉庫		86	協力企業 F 社　事業所	
37	給水建屋		87	協力企業事務所	
38	大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ建屋		88	協力企業 G 社　仮設詰所・倉庫	
39	5 号炉地震観測計器室		89	協力企業 G 社　仮設詰所・倉庫 2	
40	出入管理建屋（大湊側）（増築）		90	協力企業 G 社　仮設詰所・倉庫 3	
41	出入管理建屋（大湊側）		91	協力企業 G 社　事務所	
42	7 号炉 H2,O2,CO2 ボンベ建屋		92	協力企業 G 社　詰所	
43	7 号炉ボール捕集器ピット上屋		93	協力企業 H 社　事務所	
44	7 号炉復水器連続洗浄装置制御盤室他		94	土木企業体　現場事務所①	第 1-6 図
45	6 号炉 H2,O2,CO2 ボンベ建屋		95	土木企業体　現場事務所②	
46	6 号炉ボール捕集器ピット上屋		96	土木企業体　現場事務所③	
47	6 号炉復水器連続洗浄装置制御盤建屋		97	土木企業体　現場事務所④	
48	6 号炉 CO2 ボンベ建屋		98	土木企業体　現場事務所⑤	
49	7 号炉タービン建屋		99	土木企業体　現場事務所⑥	
50	7 号炉原子炉建屋		100	土木企業体　現場事務所⑦	

第 1-2 表 アクセスルートの周辺構造物（建屋以外）

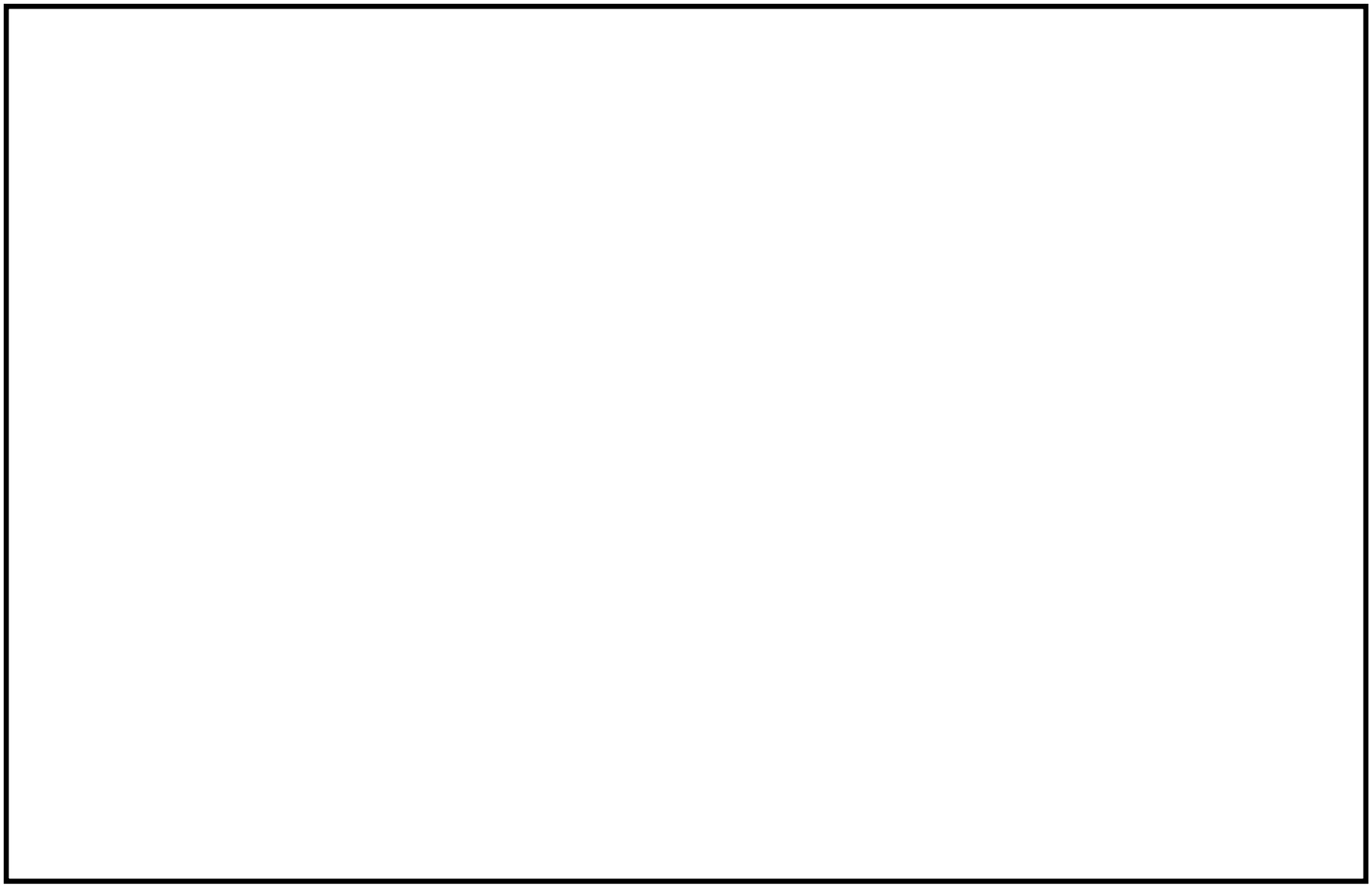
管理番号	構造物名称	参照図面
A	154kV 荒浜線鉄塔　No.25,No.26	第1-1図
B	500kV 新新潟幹線鉄塔 No.1,No.2	
C	500kV 南新潟幹線鉄塔 No.1,No.2	
D	通信鉄塔	
E	1/2 号炉主排気筒	第1-2図
F	3 号炉主排気筒	
G	4 号炉主排気筒	
H	免震重要棟屋外遮蔽壁	
I	No.1 ろ過水タンク	
J	No.2 ろ過水タンク	
K	6 号炉軽油タンク	第1-3図
L	5 号炉主変圧器	
M	6 号炉主変圧器	
N	7 号炉軽油タンク	
O	7 号炉主変圧器	
P	6/7 号炉非放射性廃液収集タンク	
Q	5 号炉非放射性廃液収集タンク	
R	5 号炉軽油タンク(A)	
S	5 号炉軽油タンク(B)	
T	泡原液貯蔵タンク	
U	圧力抑制室プール水サージタンク（大湊側）	
V	5 号炉主排気筒	
W	大湊側　純水タンク No.3	



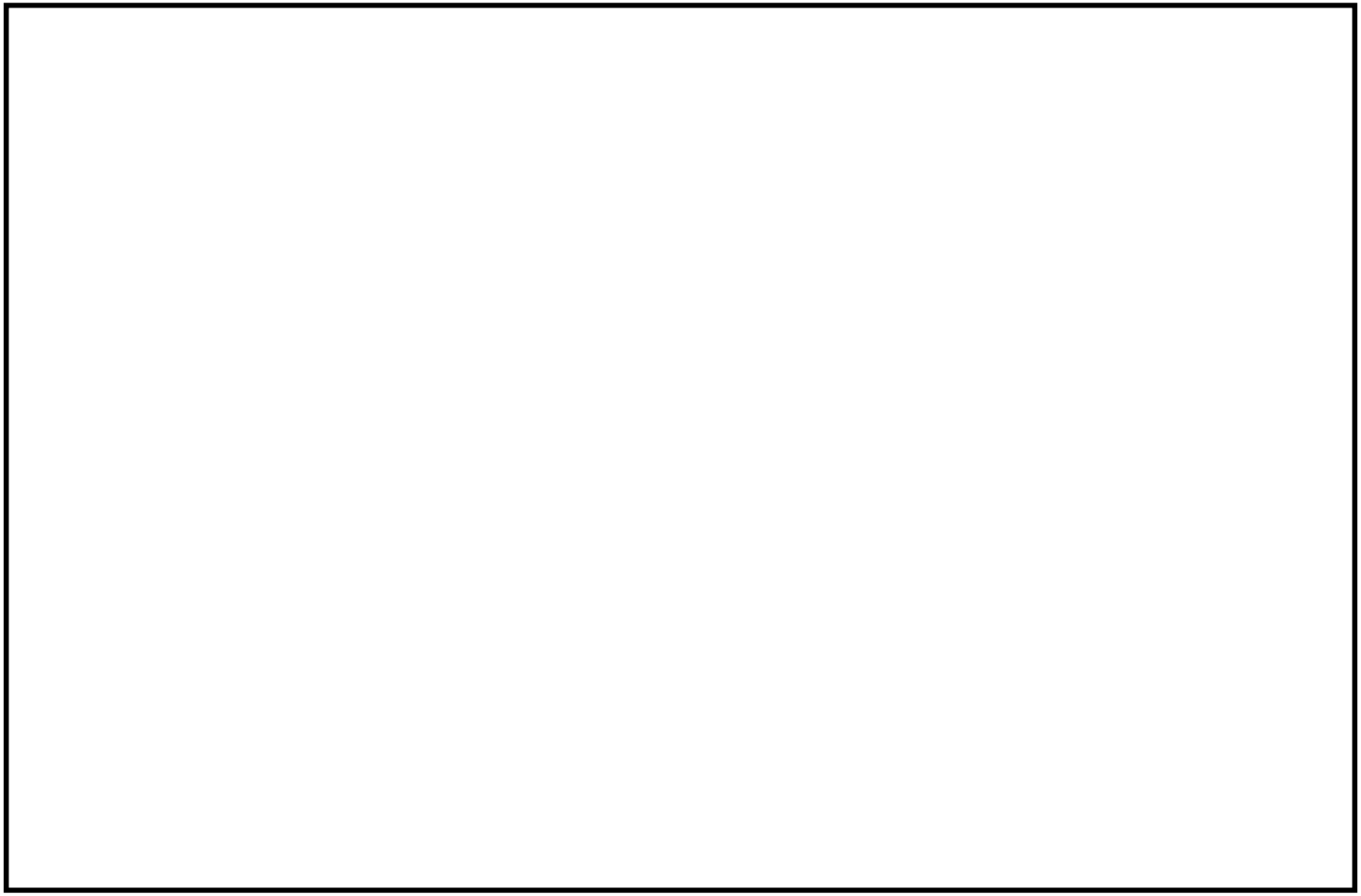
第 1-1 図　アクセスルートの周辺構造物（発電所全体図）



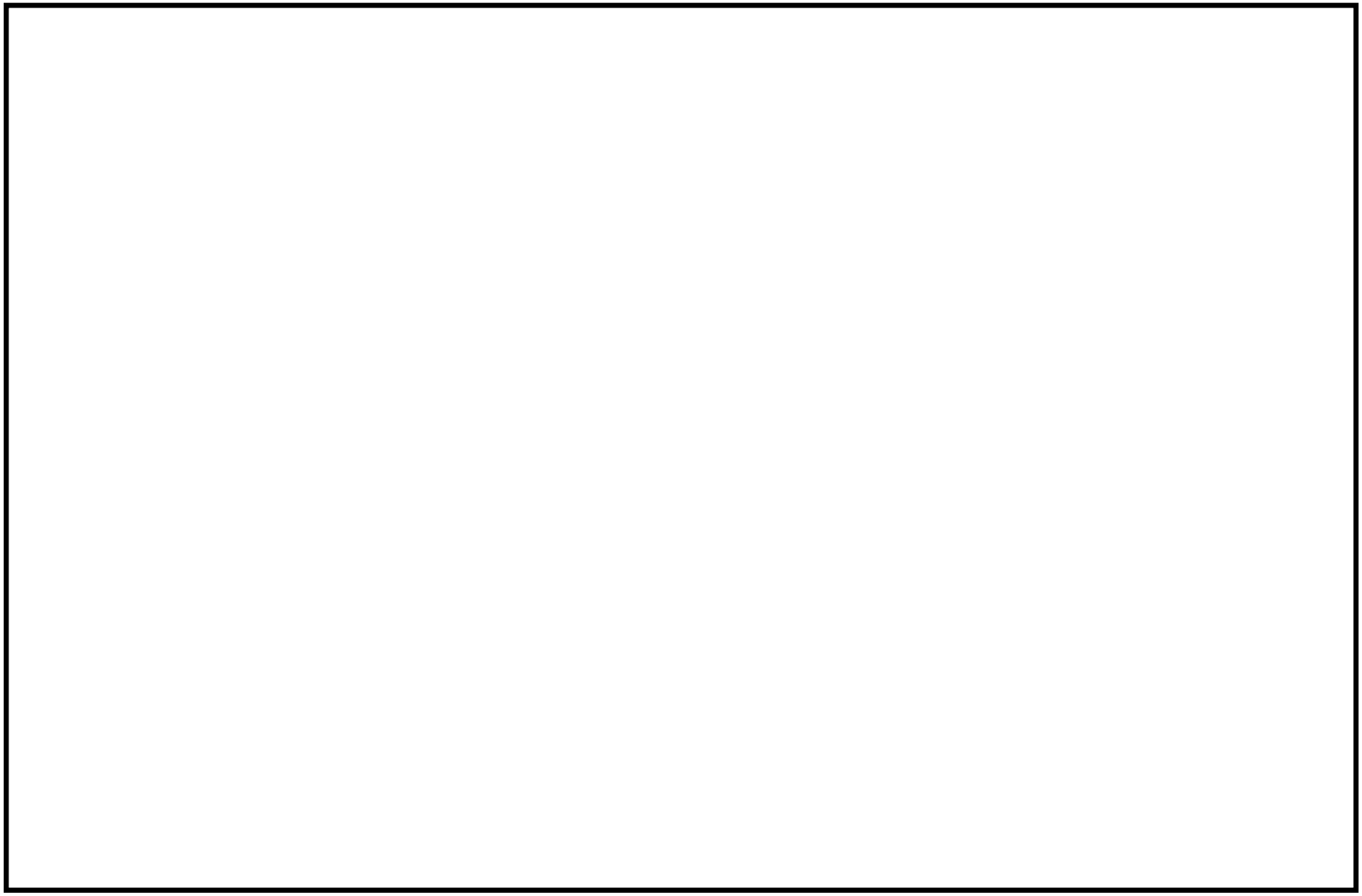
第 1-2 図　アクセスルートの周辺構造物（別紙 1　荒浜側詳細図）



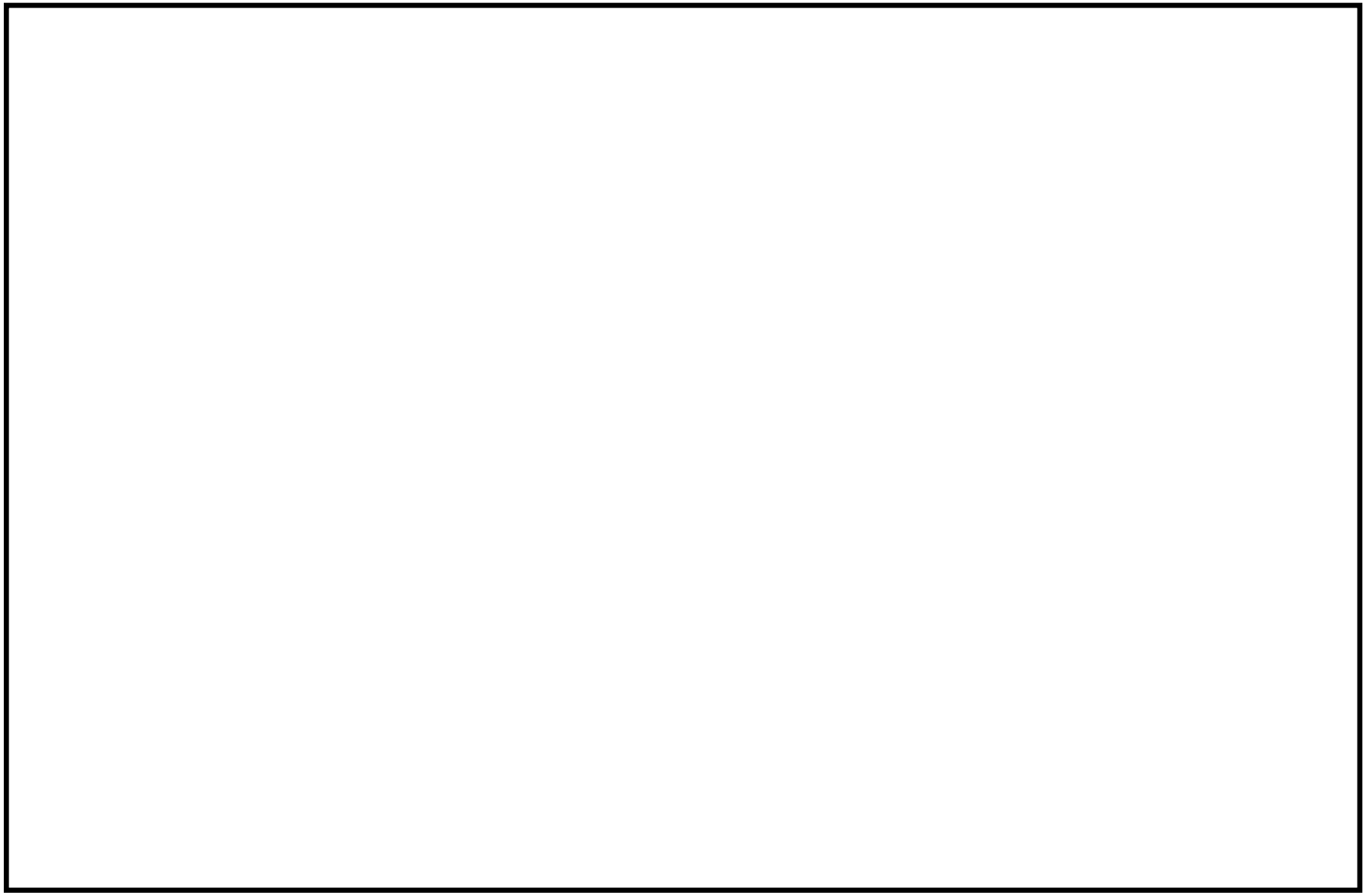
第 1-3 図　アクセスルートの周辺構造物（別紙 2　大湊側詳細図）



第 1-4 図　アクセスルートの周辺構造物（別紙 3　大湊側高台詳細図）



第 1-5 図　アクセスルートの周辺構造物（別紙 4　企業棟詳細図）



第 1-6 図　アクセスルートの周辺構造物（別紙 5　淡水貯水池周辺詳細図）

(5) 構造物の倒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構造物のうち,耐震Sクラス(Ss機能維持含む）以外の構造物については，基準地震動 Ss により損壊し，倒壊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。

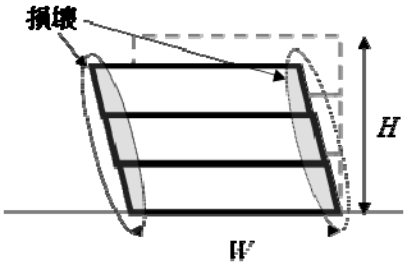
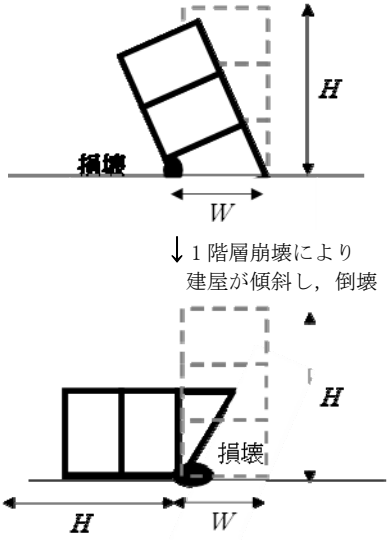
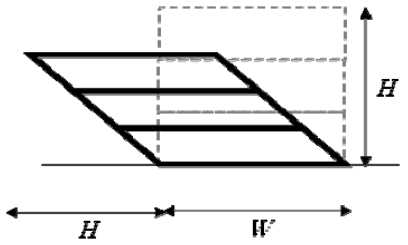
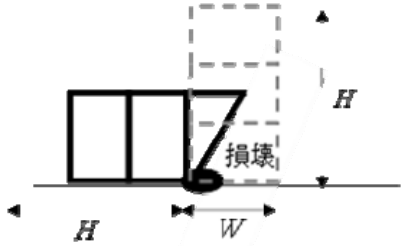
構造物のうち建屋の倒壊による影響範囲は，過去の被害事例から建屋の損傷モードを想定し評価した。第2表に示すとおり，建屋の損傷モードを層崩壊，転倒崩壊とし，影響範囲は全層崩壊，又は建屋の根元から転倒するものとして建屋高さ分を設定した。

建屋以外の構造物の損壊による影響範囲は，構造物が根元からアクセスルート側に倒壊するものとして設定し評価した。

構造物の倒壊によるアクセスルートへの影響評価結果を第3-1表～第3-4表，倒壊により影響を与える構築物の位置を第4-1図～第4-3図に示す。アクセスルートに必要な幅員（3m※）を確保できないと想定される場合は倒壊の影響を受けると評価した。

※可搬型設備のうち最大幅の代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラー(2.7m)から保守的に設定。

第 2 表　建屋の損傷モード及び倒壊による影響範囲

損傷モード	層崩壊	転倒崩壊
阪神・淡路大震災時の被害の特徴※	○崩壊形状としては，1 階層崩壊・中間層崩壊・全層崩壊。 ○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な原因に挙げられる。 ○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。	○1 層層崩壊後に建築物が大きく傾き転倒に至ったケースが確認されている。
想定される損傷モード	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。 	1 階層崩壊後に転倒に至る崩壊を想定。 
想定する建屋の倒壊範囲	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配分することから，各層の損傷は小さいため，建屋全体の傾斜は過去の被害事例からも小さいが，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。 	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。 
建屋の倒壊による影響範囲	*H* （建屋高さ分を設定）	

※「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 3-1 表　屋外アクセスルートへの影響評価結果（建屋）(1/3)

参照図面	管理番号	アクセスルート周辺構造物名称	構造物諸元					評価方法	影響評価	
			耐震クラス	建物構造	階数 n	高さ(m) H	アクセスルート対象距離 (m) L		判定値 (L-H)	判定
第 1-1 図	1	環境管理棟	N	RC 造	2	8.65	31.20	倒壊による影響範囲を H として評価	22.55	アクセスルートへ影響なし
	2	水循環ポンプ小屋	N	S 造	1	3.17	33.15	倒壊による影響範囲を H として評価	29.98	アクセスルートへ影響なし
第 1-2 図	3	社員駐車場連絡通路(東側)	N	S 造	1	3.39	12.80	倒壊による影響範囲を H として評価	9.41	アクセスルートへ影響なし
	4	No.2 保全部倉庫	N	S 造	1	6.37	16.50	倒壊による影響範囲を H として評価	10.13	アクセスルートへ影響なし
	5	総務部倉庫	N	S 造	1	6.30	16.50	倒壊による影響範囲を H として評価	10.20	アクセスルートへ影響なし
	6	詰所	N	S 造	2	6.98	16.00	倒壊による影響範囲を H として評価	9.02	アクセスルートへ影響なし
	7	発電所車庫（F 棟）	N	S 造	1	2.70	15.80	倒壊による影響範囲を H として評価	13.10	アクセスルートへ影響なし
	8	電気自動車電源設備用倉庫	N	S 造	1	2.58	16.30	倒壊による影響範囲を H として評価	13.72	アクセスルートへ影響なし
	9	情報センター棟増築	N	S 造	3	14.35	18.00	倒壊による影響範囲を H として評価	3.65	アクセスルートへ影響なし
	10	総合情報センター棟	N	S 造	3	18.05	18.00	倒壊による影響範囲を H として評価	-0.05	影響あり
	11	事務建屋（第Ⅲ期）	N	S 造	2	14.10	13.00	倒壊による影響範囲を H として評価	-1.10	影響あり
	12	事務建屋（第Ⅰ期）	N	S 造	2	14.10	24.00	倒壊による影響範囲を H として評価	9.90	アクセスルートへ影響なし
	13	事務建屋（第Ⅱ期）	N	S 造	2	14.10	14.50	倒壊による影響範囲を H として評価	0.40	影響あり
	14	免震重要棟	N	S 造	2	12.56	20.10	倒壊による影響範囲を H として評価	7.54	アクセスルートへ影響なし
	15	免震重要棟雑排水槽用貯水槽ポンプ室	N	S 造	1	2.63	16.00	倒壊による影響範囲を H として評価	13.37	アクセスルートへ影響なし
	16	宿直棟	N	S 造	1	3.62	14.00	倒壊による影響範囲を H として評価	10.38	アクセスルートへ影響なし
	17	重量品倉庫 1	N	S 造	1	7.84	13.00	倒壊による影響範囲を H として評価	5.16	アクセスルートへ影響なし
	18	重量品倉庫 2	N	S 造	1	9.36	13.00	倒壊による影響範囲を H として評価	3.64	アクセスルートへ影響なし
	19	技術部倉庫	N	S 造	1	10.32	12.20	倒壊による影響範囲を H として評価	1.88	影響あり
	20	燃料 G 倉庫	N	S 造	2	12.25	12.20	倒壊による影響範囲を H として評価	-0.05	影響あり
	21	備品倉庫	N	S 造	1	12.83	22.00	倒壊による影響範囲を H として評価	9.17	アクセスルートへ影響なし
	22	純水移送ポンプ室	N	S 造	1	5.75	13.00	倒壊による影響範囲を H として評価	7.25	アクセスルートへ影響なし
	23	飲料水ポンプ室	N	S 造	1	5.90	13.00	倒壊による影響範囲を H として評価	7.10	アクセスルートへ影響なし
	24	No.1 倉庫	N	S 造	1	8.60	14.80	倒壊による影響範囲を H として評価	6.20	アクセスルートへ影響なし
	25	保安倉庫	N	S 造	2	5.88	11.50	倒壊による影響範囲を H として評価	5.62	アクセスルートへ影響なし
	26	荒浜側発電倉庫	N	S 造	2	6.13	11.50	倒壊による影響範囲を H として評価	5.37	アクセスルートへ影響なし
	27	第二資材倉庫	N	S 造	2	6.85	11.50	倒壊による影響範囲を H として評価	4.65	アクセスルートへ影響なし
	28	No.1～3 高圧ガスボンベ倉庫	N	S 造	1	4.07	11.50	倒壊による影響範囲を H として評価	7.43	アクセスルートへ影響なし
	29	荒浜側予備品倉庫	N	S 造	1	8.55	11.50	倒壊による影響範囲を H として評価	2.95	影響あり
	30	潤滑油倉庫（危険物倉庫）	N	S 造	1	4.10	11.50	倒壊による影響範囲を H として評価	7.40	アクセスルートへ影響なし
	31	北側 66kV 開閉所	C	S 造	1	5.90	29.00	倒壊による影響範囲を H として評価	23.10	アクセスルートへ影響なし
	32	荒浜立坑換気塔	N	RC 造	1	7.00	18.00	倒壊による影響範囲を H として評価	11.00	アクセスルートへ影響なし
	33	荒浜側緊急用 M/C 建屋	C	RC 造	1	5.50	15.00	倒壊による影響範囲を H として評価	9.50	アクセスルートへ影響なし
	34	154kV 開閉所遮風壁	N	RC 造	1	10.90	10.60	倒壊による影響範囲を H として評価	-0.30	影響あり（徒歩ルート：周辺平坦であり迂回可）
第 1-3 図	35	大湊立坑換気塔	N	RC 造	1	6.30	30.00	倒壊による影響範囲を H として評価	23.70	アクセスルートへ影響なし
	36	大湊側予備品倉庫	N	S 造	1	8.50	26.00	倒壊による影響範囲を H として評価	17.50	アクセスルートへ影響なし
	37	給水建屋	N	S 造	1	5.70	14.20	倒壊による影響範囲を H として評価	8.50	アクセスルートへ影響なし
	38	大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ建屋	B	RC 造	1	7.90	14.00	倒壊による影響範囲を H として評価	6.10	アクセスルートへ影響なし
	39	5 号炉地震観測計器室	N	RC 造	1	2.95	17.00	倒壊による影響範囲を H として評価	14.05	アクセスルートへ影響なし
	40	出入管理建屋（大湊側）（増築）	N	RC 造	2	8.92	13.00	倒壊による影響範囲を H として評価	4.08	アクセスルートへ影響なし
	41	出入管理建屋（大湊側）	N	RC 造	2	8.92	25.50	倒壊による影響範囲を H として評価	16.58	アクセスルートへ影響なし
	42	7 号炉 H2,O2,CO2 ボンベ建屋	N	RC 造	1	3.80	20.00	倒壊による影響範囲を H として評価	16.20	アクセスルートへ影響なし
	43	7 号炉ボール捕集器ピット上屋	N	S 造	1	5.15	9.70	倒壊による影響範囲を H として評価	4.55	アクセスルートへ影響なし
	44	7 号炉復水器連続洗浄装置制御盤室他	N	RC 造	1	4.20	12.00	倒壊による影響範囲を H として評価	7.80	アクセスルートへ影響なし
	45	6 号炉 H2,O2,CO2 ボンベ建屋	N	RC 造	1	4.45	15.00	倒壊による影響範囲を H として評価	10.55	アクセスルートへ影響なし
	46	6 号炉ボール捕集器ピット上屋	N	S 造	1	5.15	12.00	倒壊による影響範囲を H として評価	6.85	アクセスルートへ影響なし
	47	6 号炉復水器連続洗浄装置制御盤建屋	N	RC 造	1	4.20	12.00	倒壊による影響範囲を H として評価	7.80	アクセスルートへ影響なし

第 3-2 表　屋外アクセスルートへの影響評価結果（建屋）（2/3）

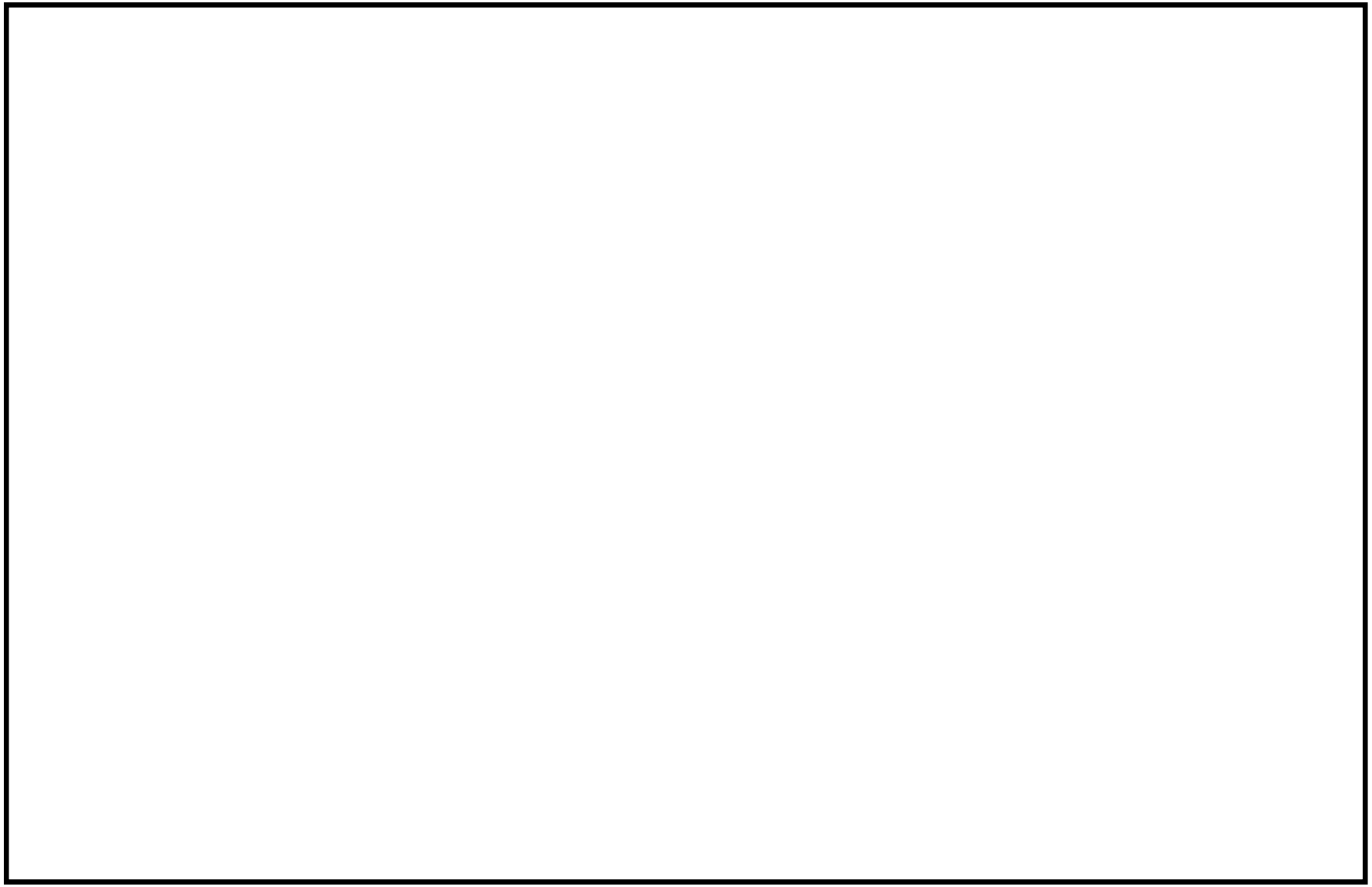
参照図面	管理番号	アクセスルート周辺構造物名称	構造物諸元					評価方法	影響評価	
			耐震クラス	建物構造	階数 n	高さ(m) H	アクセスルート対象距離 (m) L		判定値 (L-H)	判定
第 1-3 図	48	6 号炉 CO２ボンベ建屋	N	RC 造	1	4.40	6.10	倒壊による影響範囲を H として評価	1.70	影響あり
	49	7 号炉タービン建屋	B	RC 造	－	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	50	7 号炉原子炉建屋	S	RC 造	－	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	51	6/7 号炉廃棄物処理建屋	B	RC 造	－	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	52	6/7 号炉コントロール建屋	S	RC 造	－	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	53	6/7 号炉サービス建屋	N	RC 造	2	9.85	24.00	倒壊による影響範囲を H として評価	14.15	アクセスルートへ影響なし
	54	6/7 号炉連絡通路	N	RC 造	1	3.96	12.43	倒壊による影響範囲を H として評価	8.47	アクセスルートへ影響なし
	55	6 号炉タービン建屋	B	RC 造	－	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	56	6 号炉原子炉建屋	S	RC 造	－	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	57	OF-CV 洞道入口建屋	N	RC 造	1	3.60	14.00	倒壊による影響範囲を H として評価	10.40	アクセスルートへ影響なし
	58	5 号炉 H2,O2,CO2 ボンベ建屋	N	RC 造	1	3.30	17.00	倒壊による影響範囲を H として評価	13.70	アクセスルートへ影響なし
	59	5 号炉 N2,CO2 ボンベ建屋	N	RC 造	1	6.08	17.00	倒壊による影響範囲を H として評価	10.92	アクセスルートへ影響なし
	60	5 号炉海水熱交換器建屋排風機室	C	RC 造	1	6.50	9.50	倒壊による影響範囲を H として評価	3.00	アクセスルートへ影響なし
	61	5 号炉ボール捕集器ピット上屋	N	S 造	1	4.85	13.00	倒壊による影響範囲を H として評価	8.15	アクセスルートへ影響なし
	62	5 号炉大物搬入建屋	N	RC 造	1	10.70	18.00	倒壊による影響範囲を H として評価	7.30	アクセスルートへ影響なし
	63	5 号炉タービン建屋	B	RC 造	－	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	64	補助ボイラー建屋	N	S 造	2	12.70	9.00	倒壊による影響範囲を H として評価	-3.70	影響あり
	65	雑固体廃棄物焼却設備建屋（大湊側）	C	S 造	4	21.30	9.00	倒壊による影響範囲を H として評価	-12.30	影響あり
	66	5 号炉サービス建屋車庫	N	RC 造	1	3.30	22.00	倒壊による影響範囲を H として評価	18.70	アクセスルートへ影響なし
	67	5 号炉格納容器圧力逃がし装置基礎	B	RC 造	－	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	68	5 号炉主排気モニタ建屋	N	RC 造	1	5.40	15.00	倒壊による影響範囲を H として評価	9.60	アクセスルートへ影響なし
	69	5 号炉原子炉建屋	S	RC 造	－	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	70	5 号炉サービス建屋	N	RC 造	3	17.89	10.00	倒壊による影響範囲を H として評価	-7.89	影響あり（徒歩ルート：周辺平坦であり迂回可）
第 1-4 図	71	大湊側緊急用電気品室	N	S 造	1	5.95	33.00	倒壊による影響範囲を H として評価	27.05	アクセスルートへ影響なし
	72	大湊側高台資機材倉庫	N	S 造	1	7.45	56.00	倒壊による影響範囲を H として評価	48.55	アクセスルートへ影響なし
	73	大湊側津波対策品倉庫	N	S 造	1	7.35	25.50	倒壊による影響範囲を H として評価	18.15	アクセスルートへ影響なし
	74	固体廃棄物処理建屋	B	RC 造	1	13.60	10.80	倒壊による影響範囲を H として評価	-2.80	影響あり（徒歩ルート：周辺平坦であり迂回可）
	75	固体廃棄物貯蔵庫	B	RC 造	1	5.20	27.50	倒壊による影響範囲を H として評価	22.30	アクセスルートへ影響なし
	76	固体廃棄物ポンプ室建屋	B	RC 造	1	5.00	15.00	倒壊による影響範囲を H として評価	10.00	アクセスルートへ影響なし
第 1-5 図	77	協力企業 A 社　事務所	N	S 造	3	12.00	16.00	倒壊による影響範囲を H として評価	4.00	アクセスルートへ影響なし
	78	協力企業 A 社　倉庫	N	S 造	2	9.00	14.60	倒壊による影響範囲を H として評価	5.60	アクセスルートへ影響なし
	79	協力企業 B 社　柏崎事業所	N	S 造	2	7.45	27.85	倒壊による影響範囲を H として評価	20.40	アクセスルートへ影響なし
	80	協力企業 C 社　事務所棟	N	S 造	2	7.50	32.00	倒壊による影響範囲を H として評価	24.50	アクセスルートへ影響なし
	81	協力企業 C 社　食堂売店棟	N	S 造	1	3.65	15.96	倒壊による影響範囲を H として評価	12.31	アクセスルートへ影響なし
	82	協力企業 D 社/E 社合同棟　事務所・詰所	N	S 造	2	9.08	16.28	倒壊による影響範囲を H として評価	7.20	アクセスルートへ影響なし
	83	協力企業 D 社/E 社合同棟　仮設事務所	N	S 造	2	6.00	13.00	倒壊による影響範囲を H として評価	7.00	アクセスルートへ影響なし
	84	協力企業 D 社/E 社合同棟　倉庫棟	N	S 造	2	9.23	13.00	倒壊による影響範囲を H として評価	3.77	アクセスルートへ影響なし
	85	協力企業 D 社/E 社合同棟仮設事務所 2	N	S 造	2	6.00	13.00	倒壊による影響範囲を H として評価	7.00	アクセスルートへ影響なし
	86	協力企業 F 社　事業所	N	S 造	2	8.70	25.00	倒壊による影響範囲を H として評価	16.30	アクセスルートへ影響なし
	87	協力企業事務所	N	S 造	2	6.00	15.40	倒壊による影響範囲を H として評価	9.40	アクセスルートへ影響なし
	88	協力企業 G 社　仮設詰所・倉庫	N	S 造	2	6.00	14.90	倒壊による影響範囲を H として評価	8.90	アクセスルートへ影響なし
	89	協力企業 G 社　仮設詰所・倉庫 2	N	S 造	1	3.00	11.40	倒壊による影響範囲を H として評価	8.40	アクセスルートへ影響なし
	90	協力企業 G 社　仮設詰所・倉庫 3	N	S 造	1	3.00	11.40	倒壊による影響範囲を H として評価	8.40	アクセスルートへ影響なし
	91	協力企業 G 社　事務所	N	S 造	2	6.00	11.80	倒壊による影響範囲を H として評価	5.80	アクセスルートへ影響なし
	92	協力企業 G 社　詰所	N	S 造	2	6.00	11.90	倒壊による影響範囲を H として評価	5.90	アクセスルートへ影響なし
	93	協力企業 H 社　事務所	N	S 造	2	9.03	19.00	倒壊による影響範囲を H として評価	9.97	アクセスルートへ影響なし

第 3-3 表　屋外アクセスルートへの影響評価結果（建屋）（3/3）

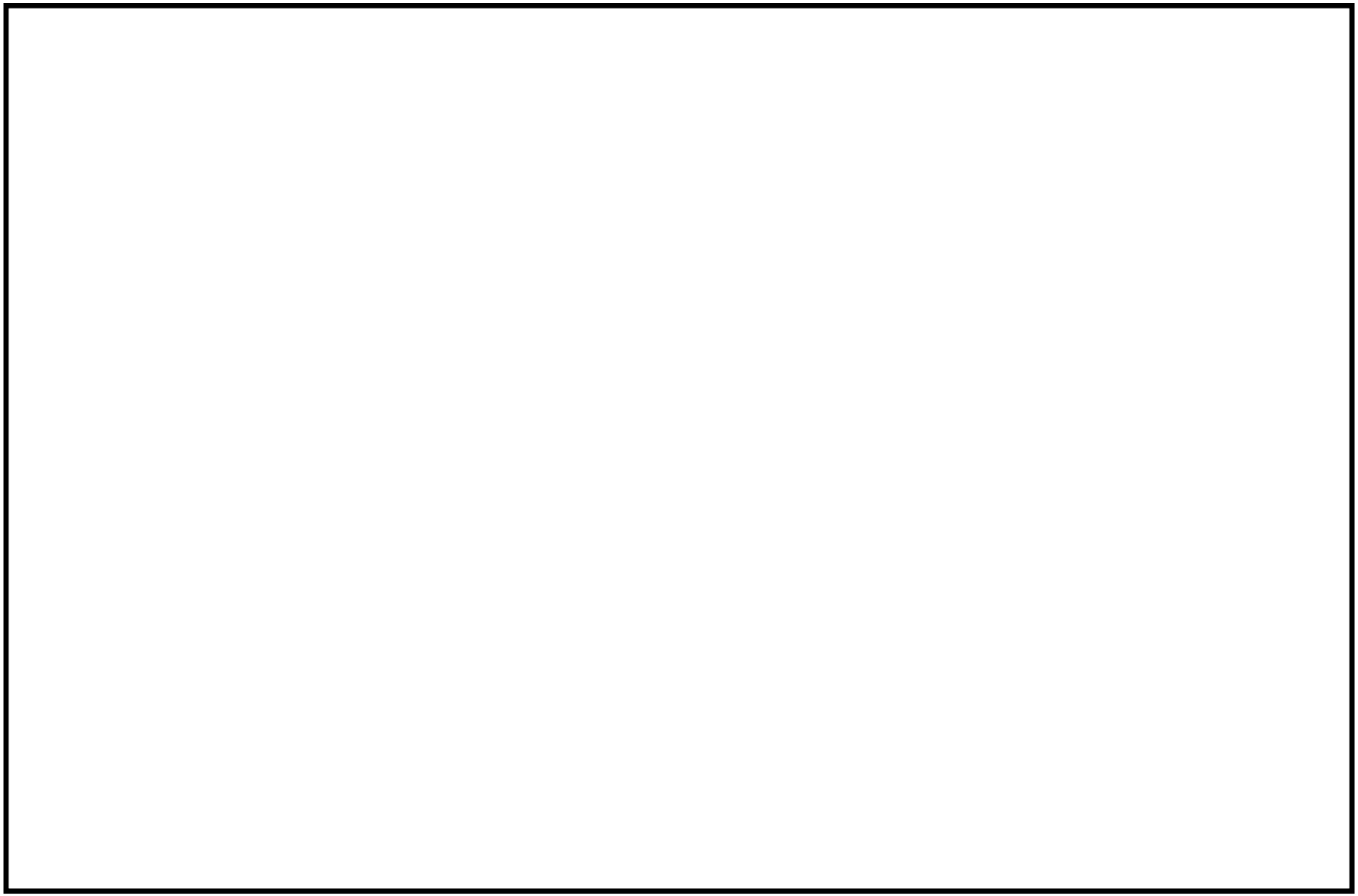
参照図面	管理番号	アクセスルート周辺構造物名称	構造物諸元					評価方法	影響評価	
			耐震クラス	建物構造	階数 n	高さ(m) H	アクセスルート対象距離 (m) L		判定値 (L-H)	判定
第 1-6 図	94	土木企業体　現場事務所①	N	S 造	2	5.30	15.60	倒壊による影響範囲を H として評価	10.30	アクセスルートへ影響なし
	95	土木企業体　現場事務所②	N	S 造	1	5.80	19.00	倒壊による影響範囲を H として評価	13.20	アクセスルートへ影響なし
	96	土木企業体　現場事務所③	N	S 造	2	5.60	10.90	倒壊による影響範囲を H として評価	5.30	アクセスルートへ影響なし
	97	土木企業体　現場事務所④	N	S 造	2	5.50	13.40	倒壊による影響範囲を H として評価	7.90	アクセスルートへ影響なし
	98	土木企業体　現場事務所⑤	N	S 造	1	3.00	12.10	倒壊による影響範囲を H として評価	9.10	アクセスルートへ影響なし
	99	土木企業体　現場事務所⑥	N	S 造	1	2.75	9.50	倒壊による影響範囲を H として評価	6.75	アクセスルートへ影響なし
	100	土木企業体　現場事務所⑦	N	S 造	2	5.60	9.50	倒壊による影響範囲を H として評価	3.90	アクセスルートへ影響なし

第 3-4 表　屋外アクセスルートへの影響評価結果（建屋以外）

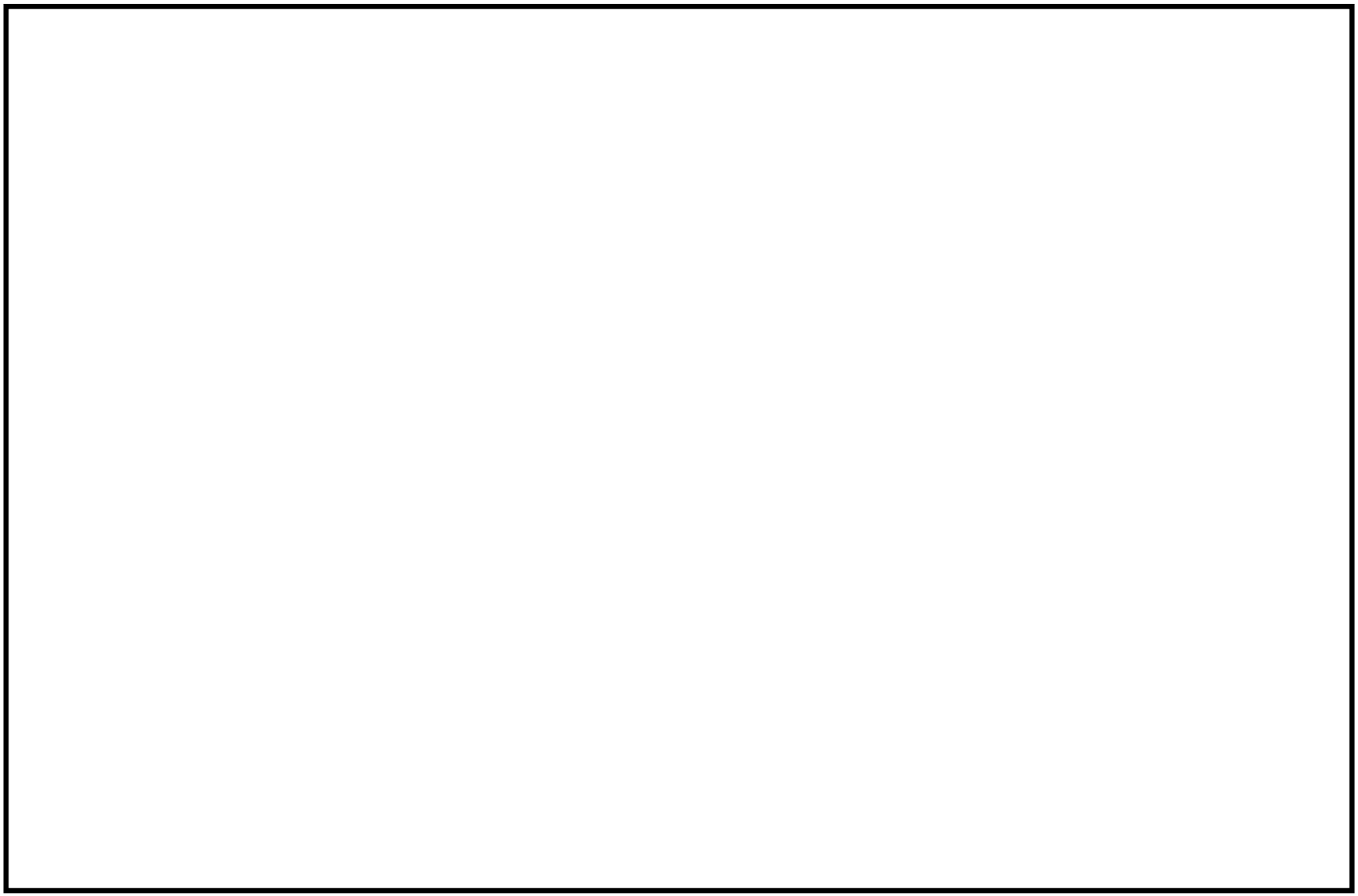
参照図面	管理番号	アクセスルート周辺構造物名称	構造物諸元			評価方法	影響評価	
			耐震クラス	高さ(m) H	アクセスルート対象距離 (m) L		判定値 (L-H)	判定
第 1-1 図	A	154kV 荒浜線鉄塔　No.25,No.26	N	No.25:44 No.26:33	－	送電線の影響を別途評価	－	－
	B	500kV 新新潟幹線鉄塔 No.1,No.2	N	No.1:72 No.2:68	－	送電線の影響を別途評価	－	－
	C	500kV 南新潟幹線鉄塔 No.1,No.2	N	No.1:73 No.2:77	－	送電線の影響を別途評価	－	－
	D	通信鉄塔	N	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
第 1-2 図	E	1/2 号炉主排気筒	C	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	F	3 号炉主排気筒	C	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	G	4 号炉主排気筒	C	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	H	免震重要棟屋外遮蔽壁	N	3.85	13.00	倒壊による影響範囲を H として評価	9.15	アクセスルートへ影響なし
	I	No.1 ろ過水タンク	N	7.40	22.50	倒壊による影響範囲を H として評価	15.10	アクセスルートへ影響なし
	J	No.2 ろ過水タンク	N	13.50	22.50	倒壊による影響範囲を H として評価	9.00	アクセスルートへ影響なし
第 1-3 図	K	6 号炉軽油タンク	S	－	－	耐震評価により倒壊しないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	L	5 号炉主変圧器	C	11.00	26.30	倒壊による影響範囲を H として評価	15.30	アクセスルートへ影響なし
	M	6 号炉主変圧器	C	11.20	10.90	倒壊による影響範囲を H として評価	-0.30	影響あり
	N	7 号炉軽油タンク	S	－	－	耐震評価により倒壊しないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	O	7 号炉主変圧器	C	10.15	15.05	倒壊による影響範囲を H として評価	4.90	アクセスルートへ影響なし
	P	6/7 号炉非放射性廃液収集タンク	C	3.00	9.00	倒壊による影響範囲を H として評価	6.00	アクセスルートへ影響なし
	Q	5 号炉非放射性廃液収集タンク	C	3.00	17.80	倒壊による影響範囲を H として評価	14.80	アクセスルートへ影響なし
	R	5 号炉軽油タンク（B）	S	－	－	耐震評価により倒壊しないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	S	5 号炉軽油タンク（A）	S	－	－	耐震評価により倒壊しないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	T	泡原液貯蔵タンク	C	1.75	7.35	倒壊による影響範囲を H として評価	5.60	アクセスルートへ影響なし
	U	圧力抑制室プール水サージタンク（大湊側）	B	11.52	20.20	倒壊による影響範囲を H として評価	8.68	アクセスルートへ影響なし
	V	5 号炉排気筒	C	－	－	耐震評価に基づき影響がないことを確認	－	アクセスルートへ影響なし
	W	大湊側　純水タンク No.3	C	12.30	29.10	倒壊による影響範囲を H として評価	16.80	アクセスルートへ影響なし



第 4-1 図　建屋倒壊時の影響評価結果（別紙 1　荒浜側詳細図）



第 4-2 図　建屋倒壊時の影響評価結果（別紙 2　大湊側詳細図）



第 4-3 図　建屋倒壊時の影響評価結果（別紙 3　大湊側高台詳細図）

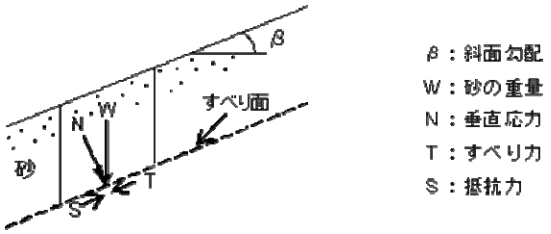
別紙 33

斜面の崩壊形状について

1. アクセスルートの斜面すべり検討：斜面崩壊形状

・アクセスルート斜面の崩壊形状は，安息角と内部摩擦角の関係及び土砂の移動時の内部摩擦角の下限値を考慮し，崩壊土砂の堆積時の角度を 15 度と設定する。

・安息角とは，自然にとりうる土の最大傾斜角で，乾燥した粗粒土の場合は高さに関係しないが，粘性土の場合は高さに影響されるので，安息角は一定の値にならない（土質工学会：技術手帳 1，1978）。



第1図　斜面の応力状態

・第 1 図の応力状態時の斜面が安定するには，滑り力 T と抵抗力 S の間に T≦S の条件が成り立つ必要がある。これを展開すると以下のようになる。

$W \cdot \sin\beta \leqq W \cdot \cos\beta \cdot \tan\phi$

$\tan\beta \leqq \tan\phi$

$\phi \geqq \beta$

すなわち，内部摩擦角 ϕ は斜面勾配 β 以上の値であり，安全率 1.0 の極限状態では内部摩擦角 ϕ は斜面勾配 β と等しくなる。

・土砂の移動時の内部摩擦角

【砂防フロンティア整備推進機構：土砂災害防止に関する基礎調査の手引き，2001】

急傾斜地の崩壊に伴う土石等の内部摩擦角 ϕ

15°～40°

【全国治水砂防協会：砂防設計公式集（マニュアル），1984】

普通土（固いもの）　　：25°～35°

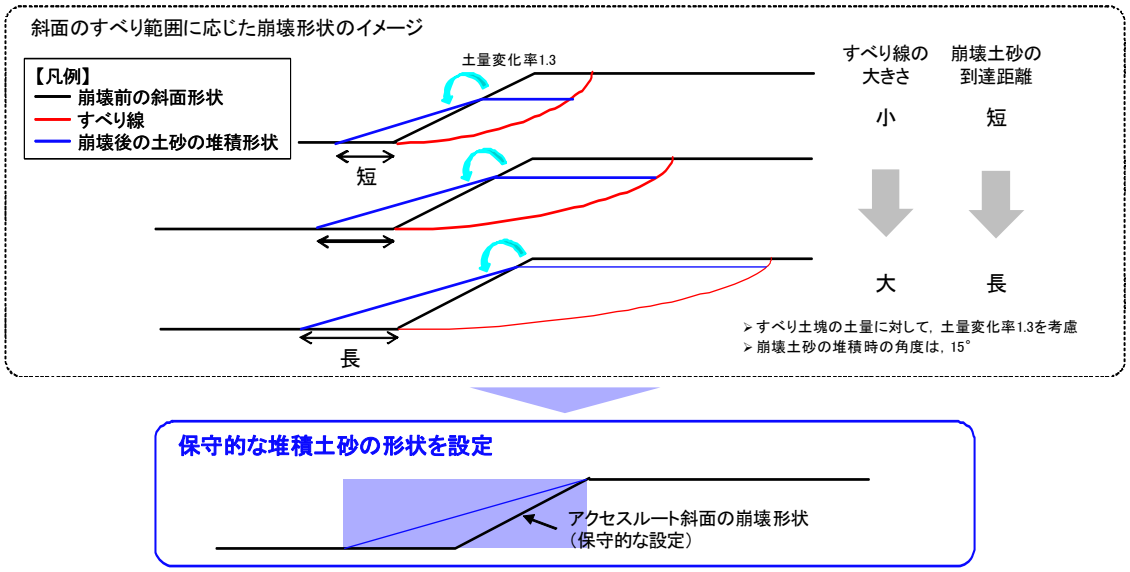
普通土（やや軟らかいもの）：20°～30°

普通土（軟らかいもの）　　：15°～25

2. アクセスルートの斜面すべり検討：斜面崩壊形状の設定

・第 2 図に示すとおり，すべり範囲に応じた崩壊形状は，すべり線が大きいほど崩壊土砂の到達距離は長くなり，崩壊後の法肩位置は崩壊前の法肩位置に近づいていく。

・このことから，アクセスルート斜面における崩壊後の土砂堆積形状は，保守的に崩壊前の斜面形状の法肩を基点にして堆積角度が 15° となるように設定した。



第2図　斜面のすべり範囲に応じた崩壊形状のイメージ

揺すり込み沈下の影響評価

1. 揺すり込み沈下率について：（参考）鉄道構造物等設計標準による評価

・不飽和地盤の揺すり込みによる沈下量を，「鉄道総合技術研究所：鉄道構造物等設計標準・同解説　土構造物，2007」に示されている方法に基づき算定した。

・結果，沈下率は最大 0.17%であり，北爪ら（2012）の方法により算定した沈下率より小さいことから，3.(3)3)にて設定した沈下率 2.0%は十分に保守的であるといえる。

一次元地震応答解析より収束せん断剛性を算定する。

↓

収束せん断剛性を劣化した後のせん断剛性とし，
地震前の変形係数E_{bef}および地震後の劣化した変形係数E_{aft}を算定する。

↓

鉄道構造物等設計標準の地震時における地盤の揺すり込み沈下量の算定法に従って，
下記の式より揺すり込み沈下量を算定する。

$$S_R=\int_h^H\left(\frac{1}{E_{aft}(z)}-\frac{1}{E_{bef}(z)}\right)\sigma_v(z)\,dz \qquad (解\ 3.1.16)$$

ここに，z：盛土上面から深度方向の距離，H：盛土上面から基盤層までの距離
h：盛土高さ，σ_v：鉛直応力，E_{aft}：地震後の変形係数，E_{bef}：地震前の変形係数

鉄道総合技術研究所：鉄道構造物等設計標準･同解説・土構造物，2007より引用

① 3号及び4号炉CV 4号炉OFケーブルダクト
地下水位以浅の揺すり込み沈下量：0.00665m
〃　の地盤の層厚：4.0m
〃　の揺すり込み沈下による体積ひずみ：0.17%
③ 3号炉OFケーブルダクト
地下水位以浅の揺すり込み沈下量：0.00110m
〃　の地盤の層厚：3.0m
〃　の揺すり込み沈下による体積ひずみ：0.04%

第1図　鉄道構造物等設計標準・同解説による評価

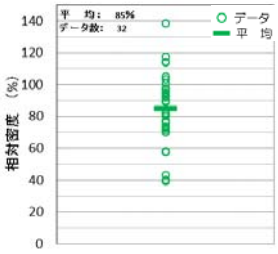
2. 埋戻土の相対密度

・A－1 地点周辺の埋戻土の相対密度は，平均値 85%である。

・敷地内の埋戻土の施工は，締固め度を指標に品質管理しており，A－1 地点を含む 1 号炉取水路周辺の締固め度と他号炉建屋及び取水路周辺並びに保管場所･アクセスルートの締固め度は同程度である。

対象層の相対密度

地層	相対密度 [%]	備考 (調査位置)
	平均	
埋戻土	85	A-1ほか



埋戻土の相対密度

埋戻土の締固め度（建屋周辺）

埋戻土の締固め度（海側）

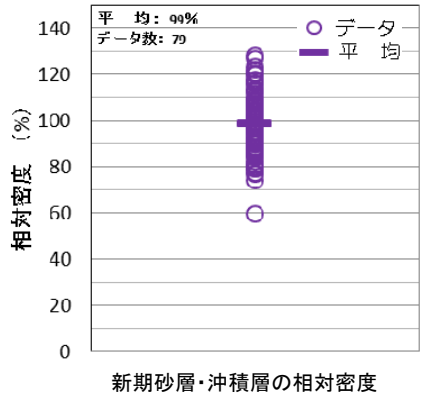
第2図　埋戻土の相対密度

3. 新期砂層・沖積層の相対密度

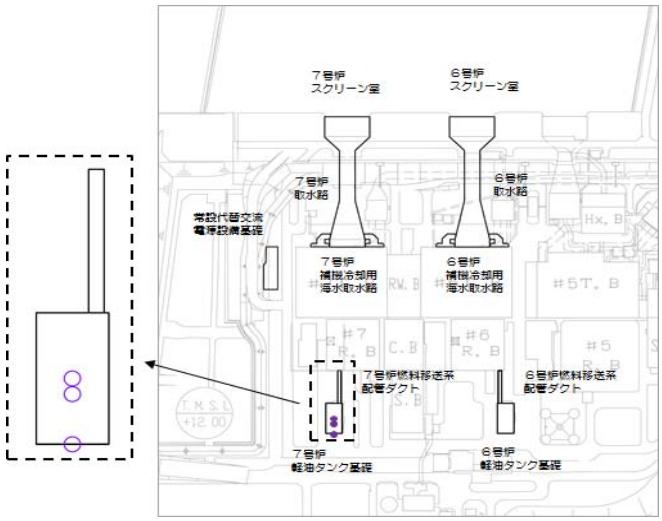
・新期砂層・沖積層の相対密度は，平均値 99%である。

対象層の相対密度

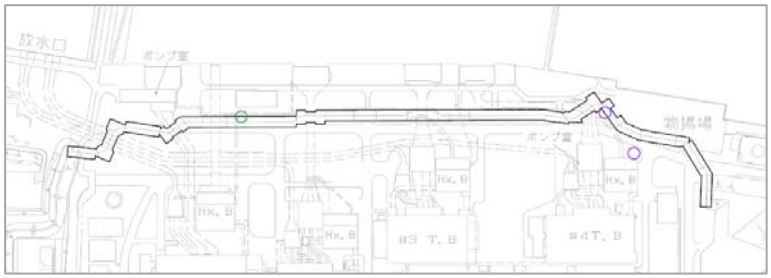
地層	相対密度 [%] 平均	備考 （調査位置）
新期砂層 ・沖積層	99	A-3及びその周辺，7号炉軽油タンク



新期砂層・沖積層の相対密度



大湊側 試料採取地点位置図



荒浜側 試料採取地点位置図

新期砂層・沖積層調査位置

埋戻土調査位置

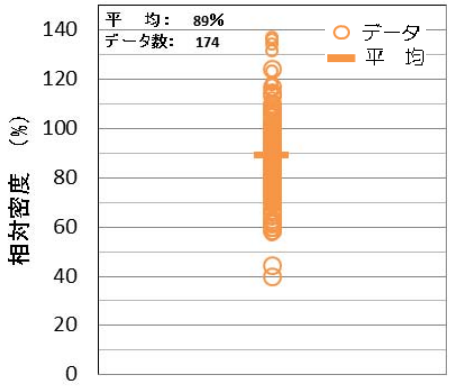
第3図　新期砂層・沖積層の相対密度

4. 古安田層の砂層の相対密度

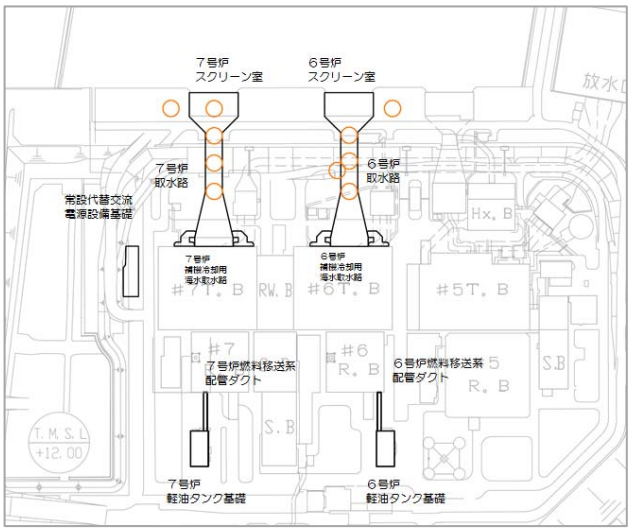
・古安田層中の砂層の相対密度は，平均値 89%である。

対象層の相対密度

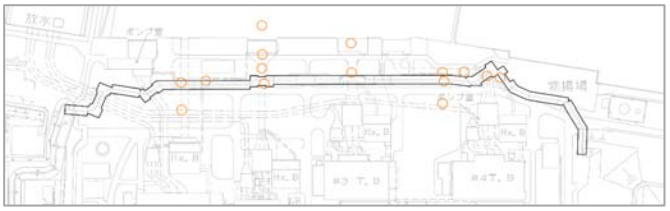
地層	相対密度 [%] 平均	備考 （調査位置）
古安田層中の砂層	89	荒浜側，大湊側海側



古安田層中の砂層の相対密度



大湊側 試料採取地点位置図

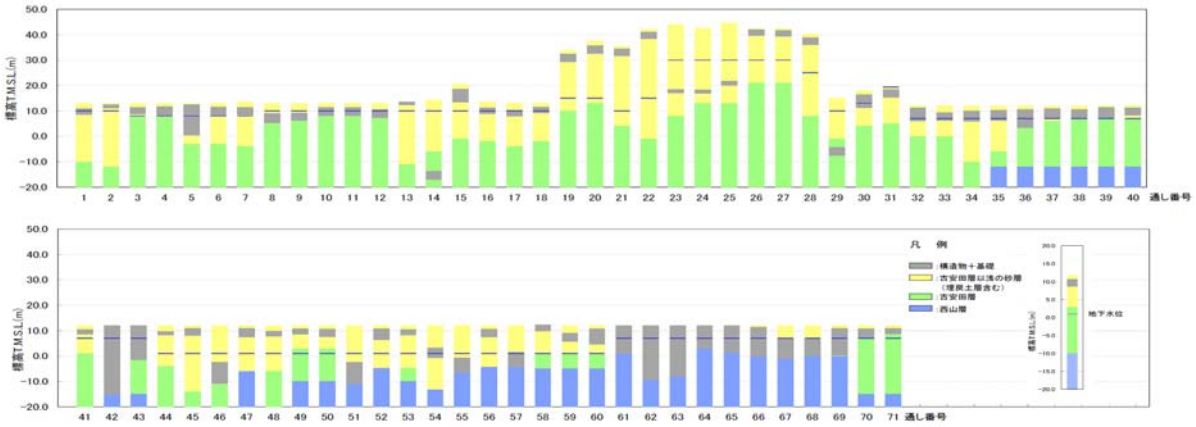


荒浜側 試料採取地点位置図

古安田層中の砂層調査位置

第4図　古安田層の相対密度

5．段差評価位置の地質構成



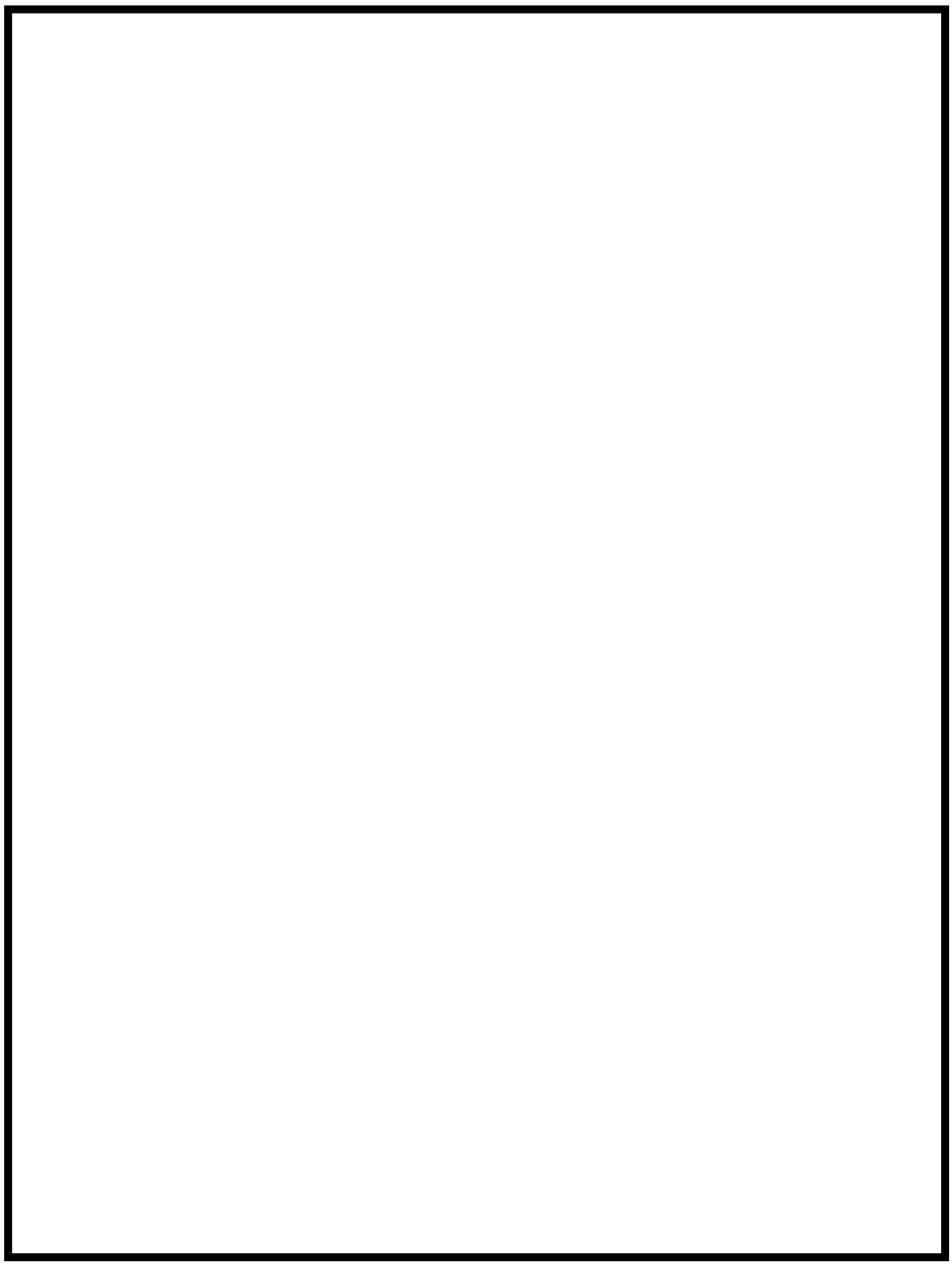
第5図　段差評価位置の地質構成

6．6 号炉軽油タンク周辺に発生する段差への対応

・段差評価の結果，段差が比較的大きく復旧箇所が複数ある 6 号炉軽油タンク周辺への対応について検討した。

・6 号炉軽油タンク南側は，最大 40cm 程度の段差が生じるものの，事前に迂回ルートを設けることでアクセスルートを確保する（別紙 38 参照）。

・6 号炉軽油タンク北側・西側は，事前に段差緩和対策を行うことでアクセスルートを確保する（別紙 38 参照）。



第 6 図　6 号炉軽油タンク部地盤改良周辺状況

別紙 35

津波発生時のアクセスルートのアクセス性について

アクセスルート上で想定される液状化及び揺すり込みによる沈下量並びに斜面崩壊の影響による沈下量を考慮したアクセスルート位置での高さと遡上域最大水位を比較し，地震時の沈下を想定しても津波の影響を受けずにアクセスルートは使用可能であることを確認する。

検討の対象は，荒浜側のアクセスルートのうち，海側の標高が低いエリア（T.M.S.L.+13m 程度）のアクセスルート及び大湊側のアクセスルートのうち，防潮堤の外側の海側において標高が低いエリア（T.M.S.L.+15.1m～+20.5m 程度）のアクセスルートとする。

1. 液状化及び揺すり込みによる沈下

1．1 評価方法

アクセスルート上の液状化及び揺すり込みによる沈下については，本文 3.(4)3)a.において，液状化による沈下量は地下水位以深の飽和地盤を液状化の対象とし，その堆積層厚の 2%，揺すり込みによる沈下量は地表～地下水位以浅の不飽和地盤をすべて揺すり込み沈下の対象とし，その堆積層厚の 2%としている。

上記の評価方法により，検討対象箇所のアクセスルートについて，液状化及び揺すり込みによる沈下量の合計を総沈下量として算出する。

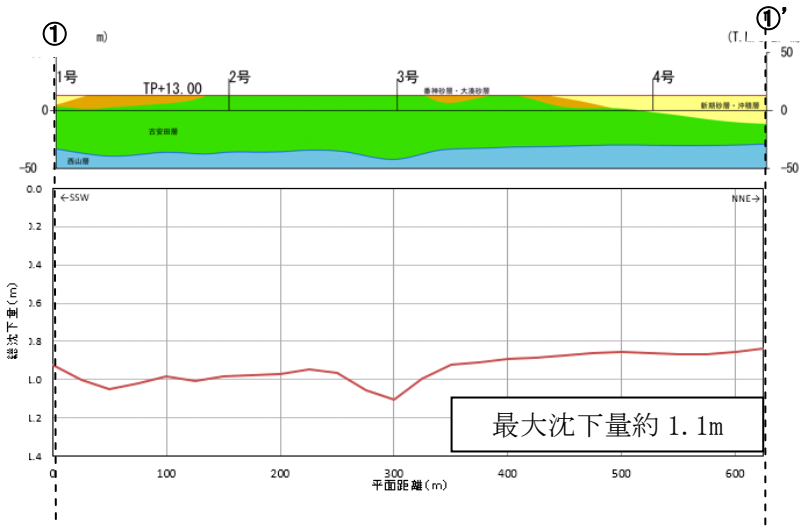
第 1 図に沈下量を算出する断面位置を示す。

第 1 図　液状化及び揺すり込みによる沈下量算出断面位置

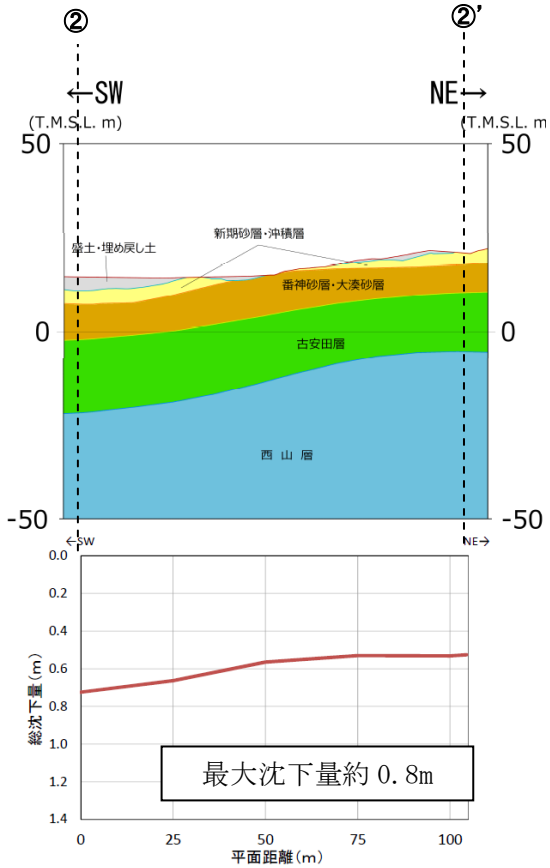
1．2　評価結果

第２－１図，第２－２図に断面位置の地質図及び総沈下量を示す。

地震・津波時にアクセスルートとして期待する範囲①－①’区間において，最大 1.1m，②－②’区間において，最大 0.8m の沈下である。



第２－１図　地質断面図及び総沈下量（荒浜側）



第２－２図　地質断面図及び総沈下量（大湊側）

2．斜面崩壊の影響による沈下

2．1　評価方法

検討対象箇所のアクセスルートについて，斜面崩壊の影響を考慮した沈下量を評価する。

本文 4．(4)③2)に示すとおり，当該箇所は斜面崩壊の影響を受ける可能性があることから，斜面崩壊後の堆積土砂形状を想定し，アクセスルート位置における沈下量を算出する。

斜面崩壊後の堆積土砂形状は，以下の条件により設定した。

・すべり土塊の土量に対して土量変化率 1.3 を考慮する。

・斜面崩壊時における堆積土砂形状の斜面角度は 15 度とする。

検討断面は，荒浜側（1．の検討における①－①’）の範囲のうち山側の迂回エリアの幅が東西方向に最も狭い位置に，また，大湊側（1．の検討における②－②’）の範囲のうち最も海岸に近い位置※に選定した。

第 3 図に評価断面位置（③－③’断面，④－④’断面）を示す。

※標高が T.M.S.L.+15.1m のエリアもあるが，地盤改良土で盛土されていることからすべりが発生する可能性は小さく，海岸からの距離も選定断面位置よりも遠いため，最も海岸に近い位置に設定した。

第 3 図　斜面崩壊の影響による沈下量算出断面（③－③’断面），（④－④’）位置

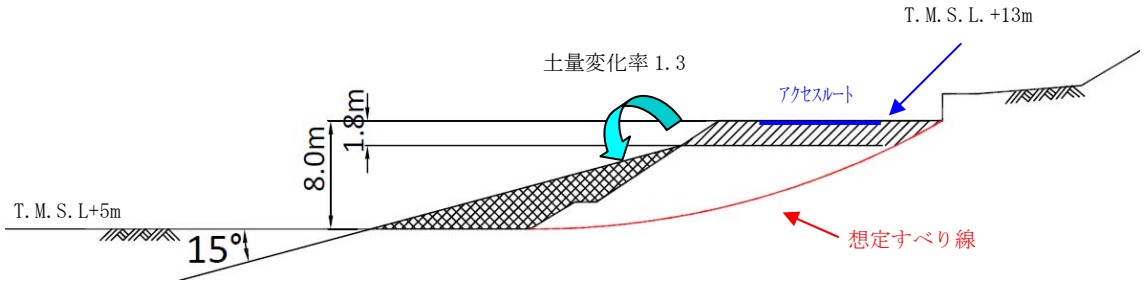
2．2　評価結果

第 4 - 1 図，第 4 - 2 図にアクセスルート及び迂回エリア（アクセスルートと同じ標高の平地）が斜面崩壊の影響を受ける場合のすべり線及び斜面崩壊後の土砂堆積形状を示す。

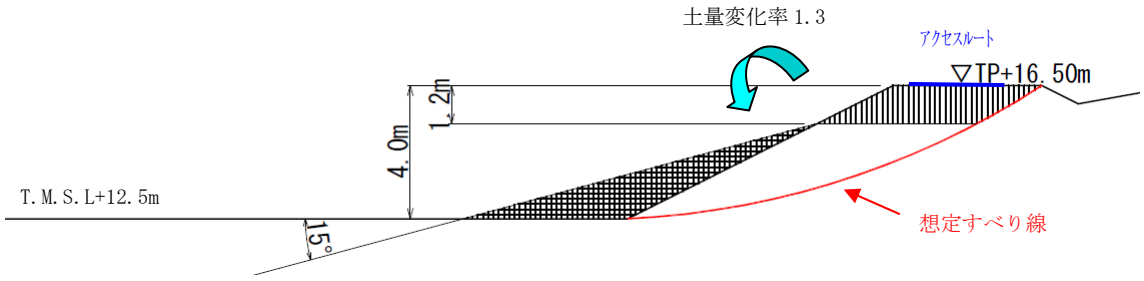
斜面崩壊後のアクセスルート位置の沈下量は荒浜側で約 1.8m，大湊側で約 1.2m である。

第 5 図に斜面のすべり範囲に応じた沈下量のイメージ（荒浜側を例示）を示す。

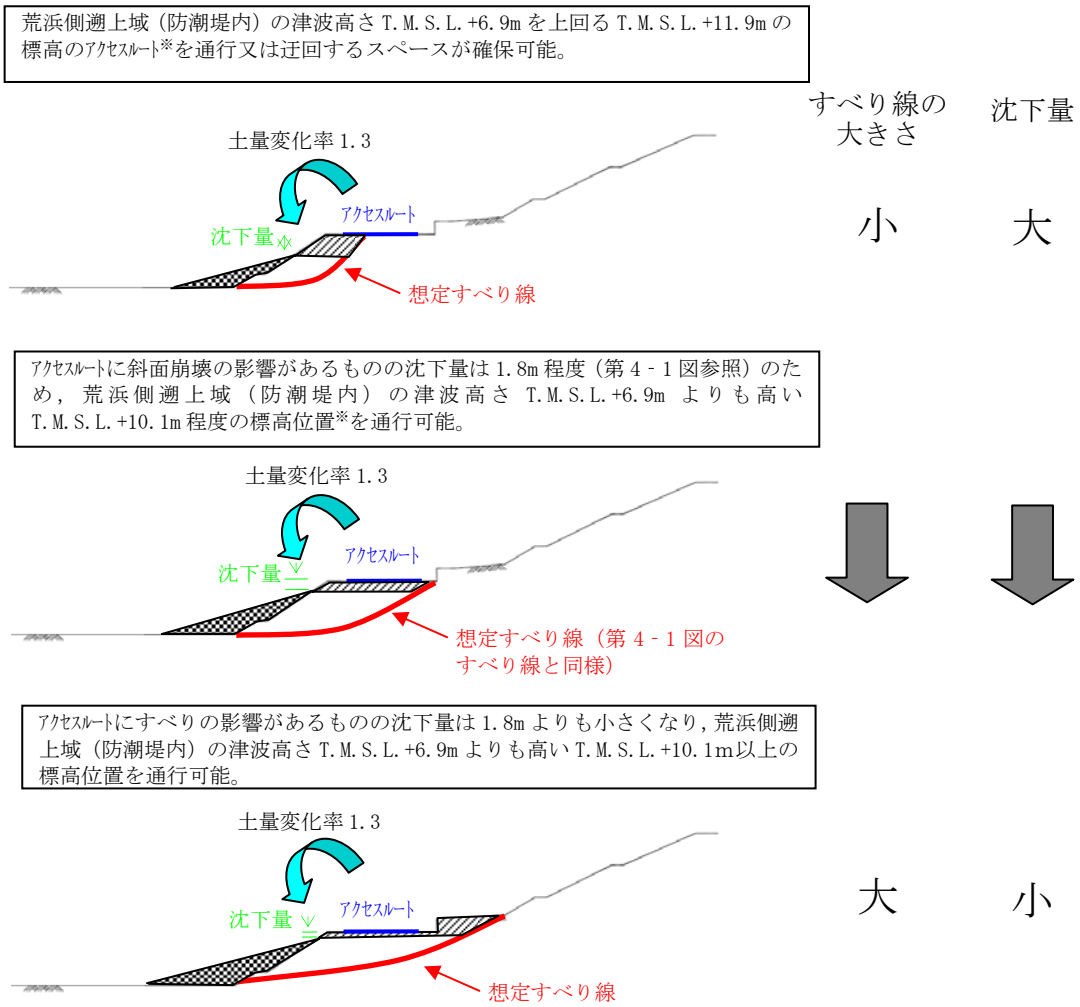
想定するすべり線が第 4 - 1 図で示すすべり線よりも小さい場合，沈下量は大きくなるが，アクセスルート上を通行可能である。想定するすべり線が第 4 - 1 図で示すすべり線よりも大きい場合，アクセスルート位置の沈下量は小さくなり，津波浸水の影響を受けにくくなる。



第 4 - 1 図　想定されるすべり線と斜面崩壊時の土砂堆積形状（③ - ③’断面）



第 4 - 2 図　想定されるすべり線と斜面崩壊時の土砂堆積形状（④ - ④’断面）



※第2-1図で想定した最大1.1mの沈下を考慮した標高。

第5図　斜面のすべり範囲に応じた沈下量のイメージ

3．地震時のアクセスルートの総沈下量

3．1　荒浜側の総沈下量

荒浜側のアクセスルートにおいて「1．液状化及び揺すり込みによる沈下」による最大沈下量約1.1m及び「2．斜面崩壊の影響による沈下」による沈下量約1.8mを考慮すると，総沈下量は約2.9mとなり，標高はT.M.S.L.+10.1m程度となる。

3．2　大湊側の総沈下量

大湊側のアクセスルートにおいて「1．液状化及び揺すり込みによる沈下」による最大沈下量約0.8m及び「2．斜面崩壊の影響による沈下」による海岸に最も近い地点（T.M.S.L.+16.5m）における沈下量約1.2mを考慮すると，総沈下量は約2.0mとなり，標高はT.M.S.L.＋14.5m程度となる。

また，標高がT.M.S.L.+15.1mのエリアについては，地盤改良土で盛土されていることからすべりが発生する可能性は小さいものの，液状化及び揺すり込みによる最大

沈下量0.8mを考慮すると標高はT.M.S.L.+14.3mとなる。

以上のことから，大湊側の評価標高はT.M.S.L.+14.3mとする。

4.地震時の沈下を考慮したアクセス性について

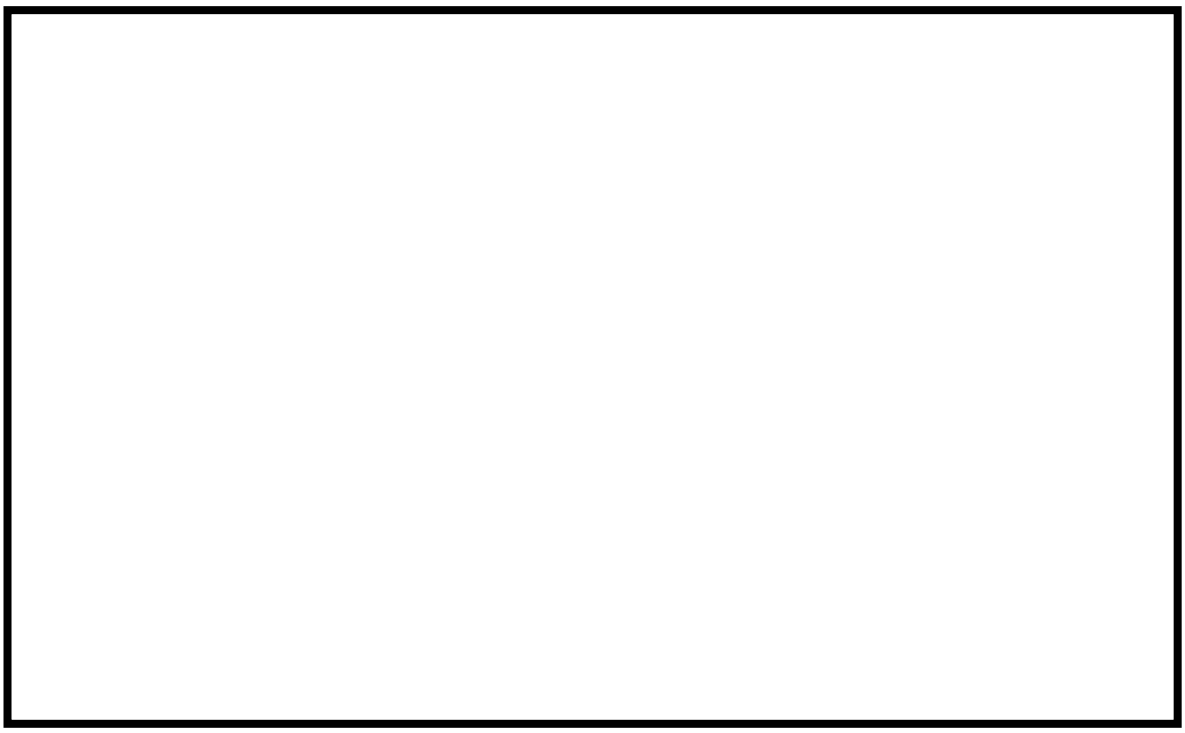
別途実施している遡上域最高水位はT.M.S.L.＋8.3mであり，荒浜側遡上域（防潮堤内）では津波高さはT.M.S.L.＋6.9m（本文第3図参照）であることから，地震時の沈下を想定しても津波の影響を受けずにアクセスルートは使用可能である。

別紙 36

代表的な災害時における通行可能なアクセスルートについて

代表的な災害（地震，津波，森林火災，中央交差点の通行不能）時におけるアクセスルートを第 1 図～第 3 図に示す。

第 1 図　地震・津波発生時のアクセスルート



第2図　森林火災発生時のアクセスルート

第3図　中央交差点が通行不能時のアクセスルート

別紙 37

地震による建屋直近の地盤沈下に伴う
可搬型重大事故等対処設備の接続作業等への影響について

1. 屋外作業に想定される影響と対策

原子炉建屋，タービン建屋等，建屋近傍での地盤の沈下が生じた場合には，次に示す屋外作業に影響が生じると想定される。

・建屋壁面近傍でのホース等の接続作業

・建屋内への要員のアクセス

・建屋内への車両のアクセス

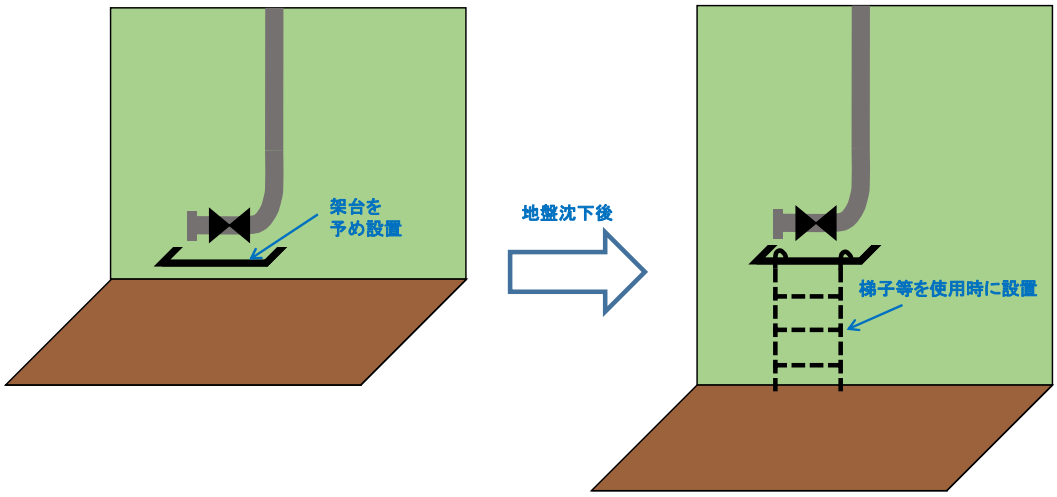
これらの作業については，安全対策の優先度に応じ，以下に示す方針に基づいて対策を講じる。

建屋壁面近傍でのホース等の接続作業のうち，原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイに用いる可搬型代替注水ポンプの接続作業及び建屋内への要員のアクセスについては，あらかじめ梯子等を配備しておくことにより，対応操作が可能となるよう対策する。概要を第 1 図に示す。

一方，使用済燃料プールへの注水や復水貯蔵槽への補給に用いる可搬型代替注水ポンプの接続作業については，対応操作に時間的裕度があり，また，結合金具等により簡便に実施可能であることから，接続作業については，脚立等を用いることで対応操作が可能となるよう対策する。

また，代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニット（以下「熱交換器ユニット」という。）のホース接続作業については，対応操作に時間的裕度があるとともに，熱交換器ユニット用ホースが重く，梯子等を用いての作業が困難なため，地盤の沈下箇所を埋め戻すことにより，地盤の沈下前と同様に対応操作が可能となるよう対策する。

建屋内への車両のアクセスについては，対応操作に関して，建屋内へのアクセスが必要となる車両が熱交換器ユニットのみであることから，下記に示すとおり車両進入箇所近傍の沈下した地盤を埋め戻すことにより対応する。



第 1 図　梯子を用いた対応操作概要

2.　沈下した地盤の埋め戻しによる復旧

2．1　段差復旧時間の評価

代替熱交換器ユニットを使用する場合，重量のあるホースを接続する，若しくは建屋内にアクセスする必要があることから，地震に伴う建屋直近の地盤沈下に対して，埋め戻しによる仮復旧を行うこととする。

復旧時間については，車両が接続口のあるタービン建屋内にアクセスするために，幅 3m（アクセスルートの復旧幅）で段差を復旧する時間を評価し，本文 4.(7)3)にて作業の成立性を確認する。

なお，代替熱交換器ユニットのホースをタービン建屋外側にて接続する場合，必要な段差の復旧幅を 3m と想定すると，上記の評価時間に包含される。

(1) 沈下量の想定

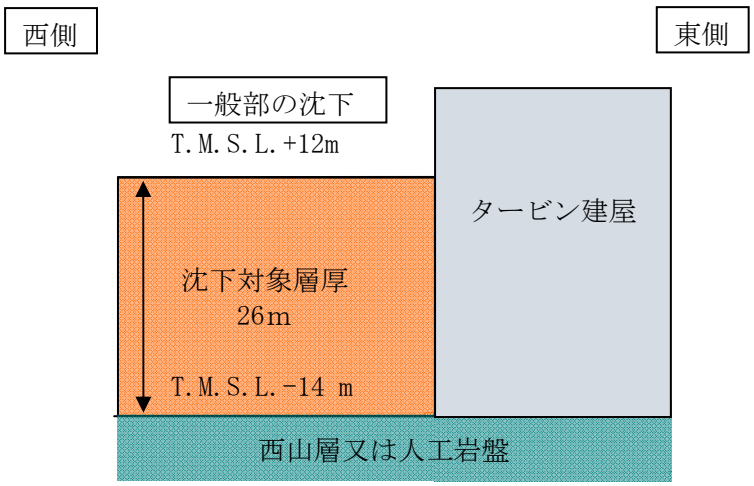
中越沖地震時に構造物周辺では，建屋直近及び一般部で沈下が確認されている（別紙 2 第 3 図参照）ことから，本検討においても同様に建屋直近及び一般部の沈下を想定する。

タービン建屋直近はサブドレンにて地下水が汲み上げられていることから地下水位が低く，液状化に伴う沈下は想定しにくいものの，液状化及び揺すり込みによる沈下を想定する。

a.　一般部の沈下量

代替熱交換器ユニットがタービン建屋内にアクセスする西側の液状化及び揺すり込み沈下の対象層※厚は 26m であり（第 2 図），沈下量 2%（本文 3.(4)3)）を考慮し，0.52m を想定する。

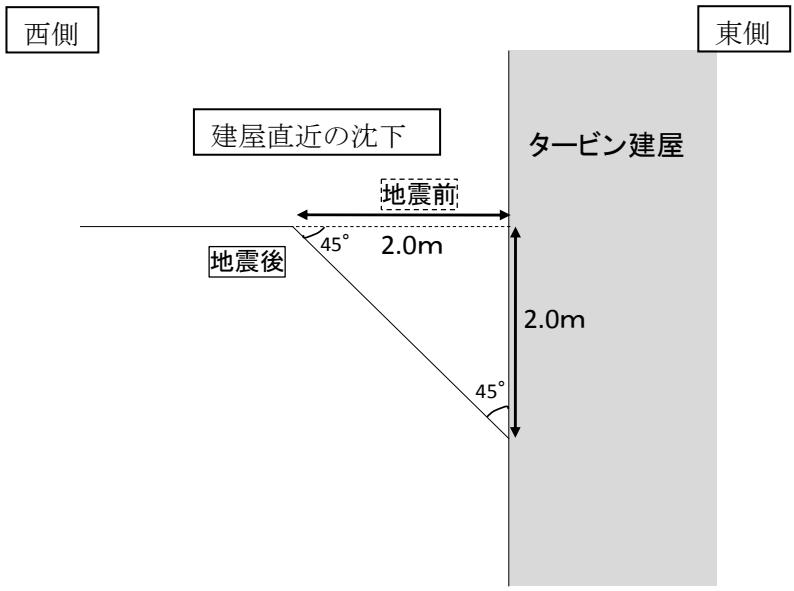
※液状化については，地下水位以深の飽和地盤（埋戻土，新期砂層・沖積層，番神砂層・大湊砂層，古安田層（保守的に粘土層も含む)），揺すり込みについては，地表～地下水位以浅の不飽和地盤を対象とする。



第 2 図　想定する沈下対象層厚

b.　建屋直近の沈下量

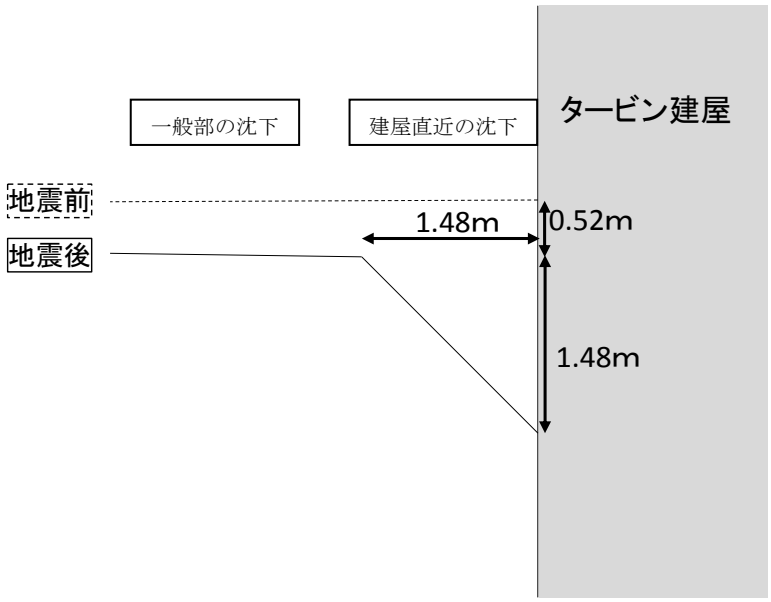
建屋直近の沈下について，中越沖地震後の実績が一般部の 3.5 倍である（別紙 2 第 3 図参照）ことを踏まえ，一般部の想定 0.52m の 3.5 倍である 1.82m に対し第 3 図に示すとおり保守的に 2m として想定する。



第 3 図　建屋直近の想定沈下

c.　地震後の想定地盤形状

a.及びb.の想定を踏まえ，地震後の想定形状を第4図に示す。



第4図　地震後の想定地盤形状

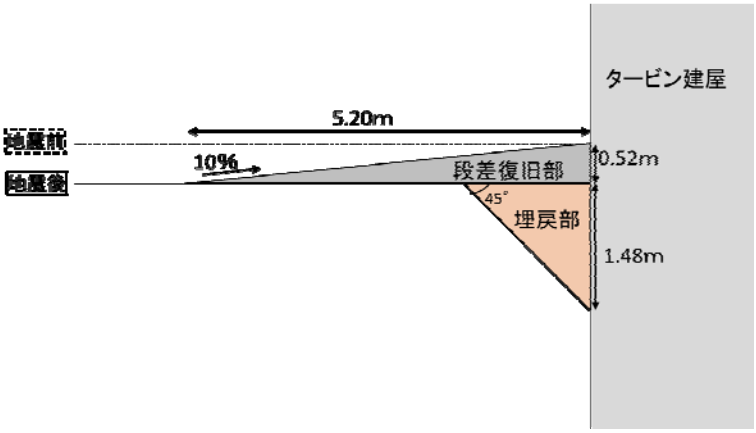
(2) 復旧方法及び復旧時間の評価

a.　復旧方法

復旧方法のイメージを第5図に示す。

①　建屋直近は，砕石を用いてホイールローダにより埋戻す。

②　①の作業後，砕石を用いてホイールローダにより段差を仮復旧し，地震前のアクセス高さに復旧する。



第5図　復旧方法イメージ

b.　復旧時間の評価

アクセスルートの復旧幅である 3m を復旧する場合の埋め戻し及び段差復旧イメージを第 6 図に，作業に使用する砕石の作業量を第 1 表に示す。

①埋め戻し及び②段差復旧に必要な砕石量はそれぞれ約 5.6m^3，約 4.6m^3 である。

一方，別紙 11 5.(3)にて検証した 50cm の段差復旧は，おおむね同様の作業の流れであり，約 4.2m^3 の砕石を用いて 4～6 回（約 0.7～約 1.0m^3/サイクル，約 5～約 6 分/サイクル）のサイクルで復旧している。

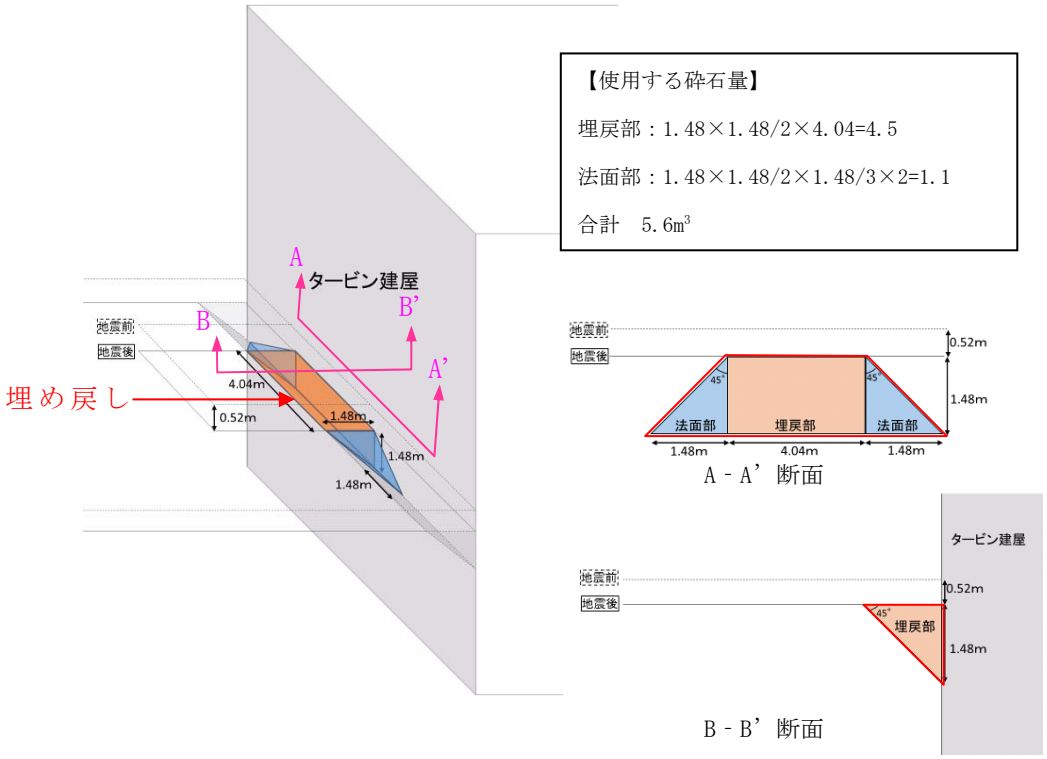
これらのことから，①の作業は 50cm の段差復旧の作業量に加えて，追加で 2 サイクル（12 分，1.4m^3），②の作業は 50cm の段差復旧の作業量に加えて，追加で 1 サイクル（6 分，0.7m^3）の作業を実施すれば，必要な砕石量を用いて想定される沈下の復旧が可能であり，その時間を①42 分，②36 分，合計 78 分と想定する。

なお，必要な砕石は，段差復旧と同様に使用場所から 100m 以内にストック場所を確保・管理する。

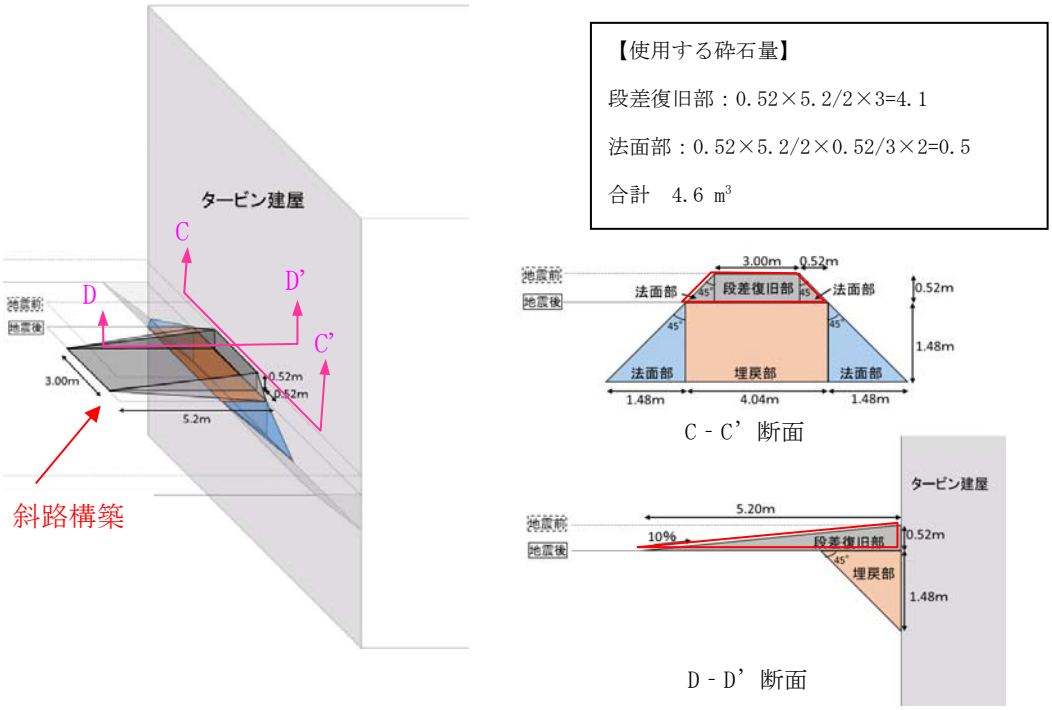
2．2　復旧した段差の通行性

別紙 12 2.(2)において，50cm の段差復旧後に代替原子炉補機冷却系熱交換器トレーラーが通行可能であることを確認していることから，復旧した段差の通行性は問題ないと評価した。

① 埋め戻し



② 段差復旧



第 6 図　段差復旧作業量

第1表　沈下の仮復旧時間の想定

作業	作業の流れ	使用する砕石量	50cmの段差復旧に使用する砕石量及び作業時間等（別紙11 5.(3)参照）	50cmの段差復旧作業量と比較して，追加で必要な砕石量及び作業サイクル	想定作業時間[2]
①埋め戻し	移動～すくい上げ～移動～埋め戻し（最終回は転圧も実施）	合計　5.6 m^3	● 砕石量：約4.2m^3 ● 作業時間：30分 ● 4～6サイクル ● 約0.7～約1.0m^3/ｻｲｸﾙ ● 約5～約6分/ｻｲｸﾙ	必要砕石量：1.4 m^3 2サイクル （1.4m^3，12分）[1]	30+12＝42分
②段差復旧	移動～すくい上げ～移動～巻きだし～転圧	合計　4.6m^3		必要砕石量：0.4m^3 1サイクル （0.7m^3，6分）[1]	30+6＝36分
①＋②	－	10.2 m^3	－	－	78分

1） 保守的に，0.7m^3/ｻｲｸﾙ，約6分/ｻｲｸﾙを採用

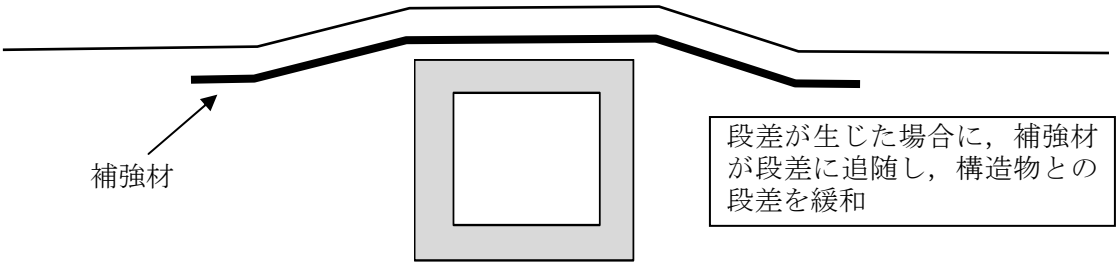
2） 50cmの段差復旧の作業時間30分に追加で必要作業サイクルの時間を加えた時間

不等沈下に対する事前対策

大湊側（T.M.S.L.+12m）敷地にあるアクセスルートにおいて，第 1 図に示す 15cm を超える段差発生が想定される箇所がある。これらの箇所に対し，仮復旧を行わずに可搬型車両が 6 号炉及び 7 号炉まで寄りつくことが可能となるよう，あらかじめ段差緩和対策を行う，又は迂回ルートを確保する。

第 2 図に段差緩和対策例を示す。

第 1 図　沈下量評価結果



第 2 図　段差緩和対策例

別紙 39

保管場所と周辺斜面の離隔について

第 1 図に大湊側高台保管場所と周辺斜面との離隔，第 2 図に 5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所と周辺斜面との離隔を示す。

保管場所の周辺斜面の法尻から 50m の範囲及び斜面高さの 1.4 倍の高さの範囲には安定性評価の対象とすべき斜面がないことを確認した。

なお，荒浜側高台保管場所には周辺斜面が存在しない。

第 1 図　大湊側高台保管場所と周辺斜面との離隔

第 2 図　5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所と周辺斜面との離隔

※ 斜面崩壊土砂の到達距離に関する参考文献
- 「日本電気協会：原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-2015，2015」：斜面高さの1.4倍若しくは50m
- 「宅地防災研究会：宅地防災マニュアルの解説，2007」：斜面高さの2倍（上限50m）

10. 補足資料

補足 1

第 159 回審査会合（2014 年 11 月）からの主要な変更点

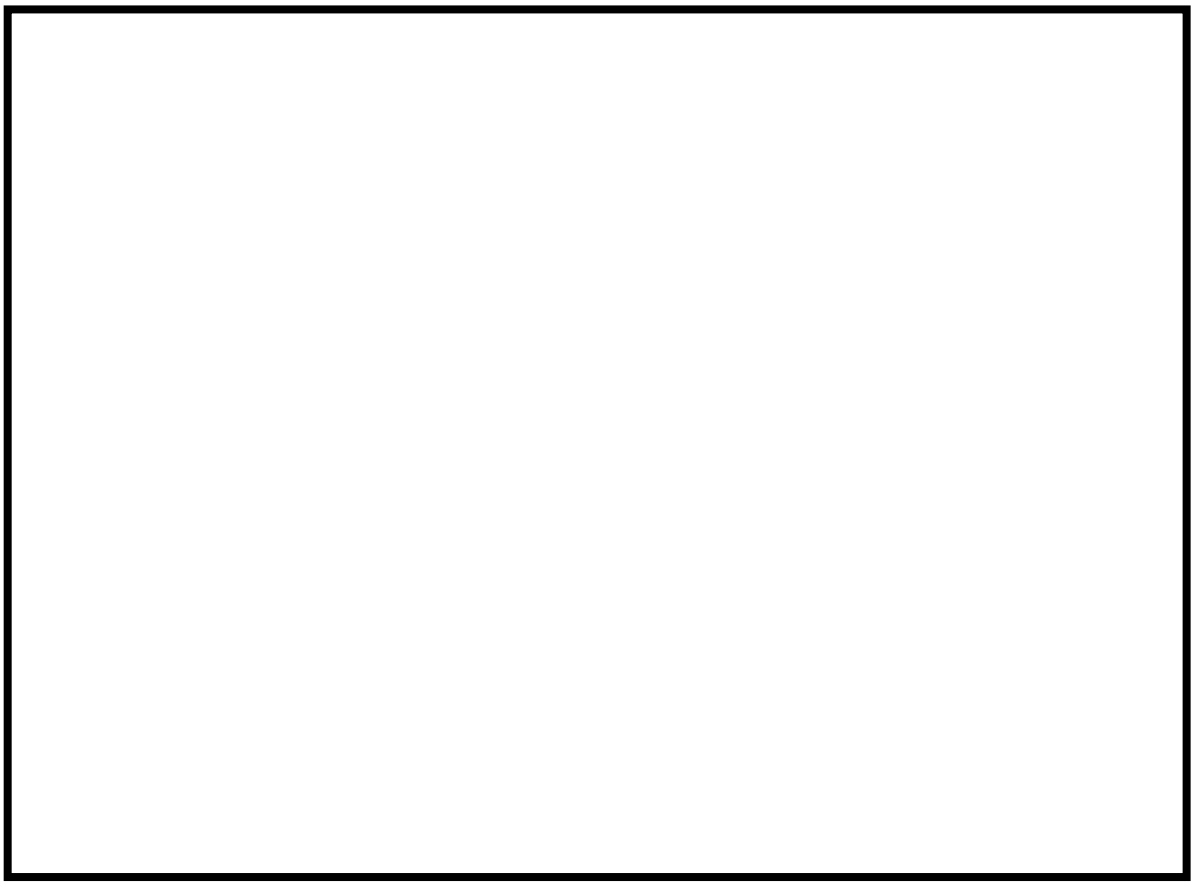
1. 荒浜側と大湊側をつなぐアクセスルートについて

第 159 回審査会合において，荒浜側と大湊側をつなぐアクセスルートについて，防潮堤外側道路を含むサブルートを設置することにより，複数のアクセスルートを確保する方針を説明していたが，更なるアクセス性向上の観点から，新たに高台側にアクセスルートを設置する。

2. 荒浜側高台保管場所のエリア一部変更，常設代替交流電源設備の移設について

第 159 回審査会合時の荒浜側高台保管場所は，万一，周辺の送電鉄塔が倒壊した場合の送電線影響範囲に入っていた。更なる安全性向上の観点から，送電線影響範囲は可搬型設備の保管場所としないよう，荒浜側高台保管場所のエリアを一部変更した。

また，荒浜側高台保管場所の南側には常設代替交流電源設備が設置されていたが，荒浜側高台保管場所と同様に周辺の送電鉄塔が倒壊した場合の送電線影響範囲に入っていたことから，常設代替交流電源設備についても送電線影響範囲外に移設する。



第 1 図　保管場所及びアクセスルート図（2015 年 8 月説明時点）

補足 2

屋外の純水・ろ過水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。

(1) 6 号及び 7 号炉への影響について

評価の結果，7 号炉原子炉建屋北側の可搬型設備接続口付近（第 2 図 Point3）では，タンクからの溢水後，過渡的に約 150cm の浸水深となるが，数分後には 20cm 以下の浸水深となること，また，同建屋南側の可搬型設備接続口付近（第 2 図 Point1）はほとんど浸水深がないことが確認されている。

（評価概要は，下記の「参考：溢水審査会合説明資料記載内容の抜粋」に記載）

(2) 5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所への影響について

溢水伝播挙動評価は，6 号及び 7 号炉の周辺に着目した解析に基づくものであり，浸水防護重点化範囲のうち，5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所は解析モデルの範囲外に位置する。しかしながら解析モデルの範囲外においては解析に影響を与える水源がないことから，これらの浸水防護重点化範囲に対する浸水範囲，浸水量の評価も 6 号及び 7 号炉の周辺に着目した評価に包含されるものと考えられる。本評価では，5 号炉側（第 2 図 Point6）はほとんど浸水深がないことが確認されている。

（評価概要は，下記の「参考：溢水審査会合説明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，過渡的に約 150cm の浸水深となる 7 号炉原子炉建屋北側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，同建屋北側接続口付近がアクセスできない場合であっても同建屋南側接続口付近は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，がれきの発生が想定されるが，迂回又は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も想定されるが，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。

3. その他

5 号炉東側保管場所及び 5 号炉東側第二保管場所では有意な浸水は生じないものと考えられるが，保管する可搬型設備については，保守的に地表面上 30cm（T.M.S.L+12.3m）の浸水が生じるものと想定し，必要な対策を実施する。

＜参考：溢水審査会合説明資料記載内容の抜粋＞

■溢水伝播挙動評価条件

○四つのタンク（No.3 及び No.4 純水タンク，No.3 及び No.4 ろ過水タンク）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 90 度分の側板が瞬時に消失するとして模擬する

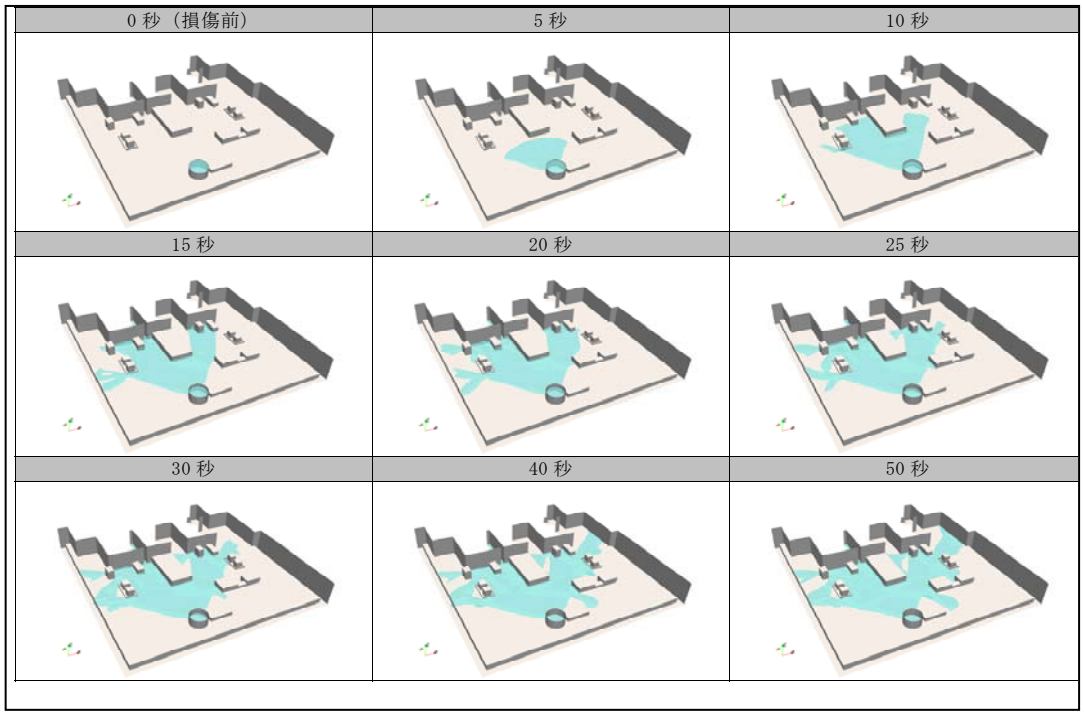
○溢水防護対象設備を内包する建屋に指向性を持って流出するように，消失する側板を建屋側の側板とする

○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

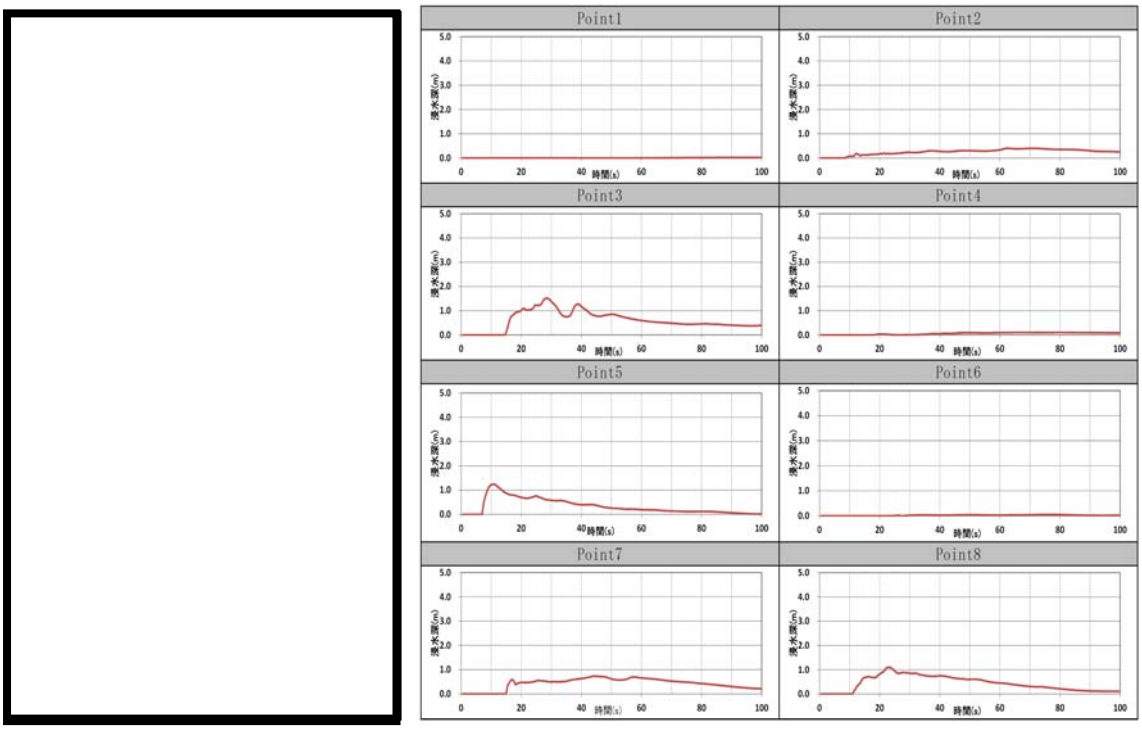
○構内排水路による排水機能は期待しない

■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 図に，また代表箇所における浸水深の時刻歴を第 2 図に示す。



第 1 図　屋外タンクの地震損傷時の溢水伝播挙動



第 2 図　代表箇所における浸水深時刻歴

4.　溢水時によるフィルタベント現場操作等への影響について

(1) 原子炉格納容器圧力逃がし装置内の水による溢水の影響

原子炉格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）の現場操作や計器の確認について，原子炉建屋内及び屋外での操作がある。

原子炉格納容器圧力逃がし装置自体は，基準地震による破損の影響はなく，操作場所は地震の溢水による影響は受けない。

万一，原子炉格納容器圧力逃がし装置使用後に漏えいが発生した場合でも

・遮蔽壁を設ける等，原子炉格納容器圧力逃がし装置外部へ水が漏えいしない設計としており，漏えい水をドレン移送ポンプでサプレッション・チェンバへ移送可能であること。

・ドレン移送ポンプは，軸封部からの漏えいのない構造であるキャンドモータポンプを用いており，堰や鉄板遮蔽を設置していること。

・ドレン移送ポンプから原子炉建屋までの屋外配管は，可撓性のあるメタルホースを用い，フレキシブルホースによる二重管構造としており，埋設U字溝内に格納の上鉄板遮蔽蓋を設置していること。

等，原子炉格納容器圧力逃がし装置からの漏えい対策，被ばく低減対策を講じている。

なお，格納容器ベント後の現場の操作としては，「フィルタ装置水位調整（水抜き）」，「フィルタ装置スクラバ水 pH 調整」，「ドレン移送ライン N2 パージ」，「ドレンタンク水抜き」の作業があるが，これらの操作に伴う被ばく量を評価し，緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても作業可能であることを確認している。（柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 重大事故等対処設備について 別添資料－1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置について））

(2) その他屋外タンク等の水による溢水の影響

その他の溢水源について，原子炉建屋内のアクセス性については，地震随伴内部溢水の影響評価を行っており，問題ないことを確認している。（本文 5.(4)参照）

屋外の操作については，フィルタベント遮蔽壁周辺の非管理区域における溢水評価を行っており（第 2 図における Point7，及び Point8 が該当），過渡的に水位が上昇するが，屋外の溢水による影響はないことを確認している。

また，現場計器については，一部，原子炉格納容器圧力逃がし装置の附室壁面内に設置されているが水密化されており，当該エリアは溢水による影響を受けない。

第3図　屋外操作場所

補足 3

作業に伴う屋外の移動手段について

(1) 作業に伴う屋外の移動手段について

重大事故等時の屋外の移動手段については，対応する要員の負担及び対応する作業の迅速化の観点から，車両が使用可能な場合には車両による移動を基本とする。

なお，地震による重大事故等時において，緊急時対策所から可搬型重大事故等対処設備の保管場所までのアクセスルートは必要な幅員を確保できないことから（別紙 23 参照），徒歩で移動することを想定している。

(2) 徒歩移動が必要となる作業に関する作業員の負担

アクセスルートが確保できず車両による移動が困難な場合は，重機を操作する要員が保管場所まで徒歩で移動する必要がある。

この場合，アクセスルートの確保作業は初動対応作業でありベント実施前であるため，放射線防護具を付けて移動することはなく，その後の作業も重機での操作となること，重機にはエアコンが装備されていることから，酷暑期であっても作業負担は軽減される。

また，アクセスルートが確保されてからは車両で移動できることから，徒歩による移動はないものと考えている。

(3) 徒歩移動速度の検証

通常状態の道路における徒歩移動速度が時速 4km であることの妥当性について，保守的に放射線防護具を着用した状況（全面マスク等を着用）での移動時間を検証した。

第 1 図　徒歩移動検証ルート

第 1 表　事務建屋（免震重要棟内緊急時対策所）～大湊側高台保管場所までの徒歩による移動時間

ケース		所要時間	参　考	
			天候等	被験者年齢
ケース 1	全面マスク＋雨合羽（上下）	26 分 46 秒	雨 気温：約 11℃	46 才
ケース 2	全面マスク	27 分 34 秒	曇り 気温：約 13℃	53 才

事務建屋（免震重要棟内緊急時対策所入口）から大湊側高台保管場所（約 2,500m）まで，徒歩での移動時間は約 27 分～28 分であった。移動時間は積雪や暑さ等の環境による影響も考えられるが，途中休憩を取る，又はスローペースで移動することにより想定する徒歩移動速度（時速 4km で想定すると 37 分）程度での移動は可能であることを確認した。

補足 4

屋内アクセスルート運用変更について

第 159 回審査会合（2014 年 11 月 13 日）において，内部溢水の事前評価によりアクセス困難な箇所が発生していると説明しており，必要な対策を講じることによりアクセス及び作業の成立性を確保するとしていた。事前評価におけるアクセス困難箇所と今回実施した対策について以下に記す。

＜参考：第 159 回審査会合説明資料記載内容の抜粋（2014 年 11 月 13 日）＞

原子炉建屋地下 3 階（管理区域最地下階）の残留熱除去系ポンプ室，原子炉建屋地下 1 階（非管理区域最地下階）の非常用電源室，及び廃棄物処理建屋地下 3 階（管理区域最地下階）の復水補給水系弁室へのアクセスが困難であるという評価となった。

そのため，地震による内部溢水により通常の通路からのアクセスが困難な場合においても，事故収束に向けた必要な対応が可能となるよう，必要な対策を講じる方針である。

① 異なるアクセスルートを確保する

残留熱除去系ポンプ室には，停止時冷却モード運転時に必要な系統構成を実施するためにアクセスするが，通常の通路からのアクセスが困難であるため，上層階の点検用ハッチを開放しアクセスする。

② 運用の変更によりアクセス不要とする

残留熱除去系ポンプ室への点検用ハッチからのアクセスも困難になることを想定し，停止時冷却モード運転時に必要な系統構成を運用により操作不要とする。具体的には，残留熱除去系ポンプの系統加圧に使用している封水ポンプの手動弁による隔離操作を不要とする。

また，復水補給水系弁室への通常の通路からのアクセスが困難であるため，復水移送ポンプの吸込側の系統構成を不要とする。具体的には，重大事故対処設備として復水移送ポンプを使用する際に，復水貯蔵槽の水を有効に使うために操作する常／非常用連絡弁を通常時から開運用とする。

③ アクセス通路から排水しアクセスルートを確保する

非常用電源室には，全交流動力電源喪失時の電源復旧を実施するためにアクセスするが，通常の通路がアクセス困難となる可能性があるため，他の通路への排水を実施した上で水密扉を開放し入室する。

なお，地震による内部溢水再評価に合わせて溢水量を減らす対策を講じる方針である。

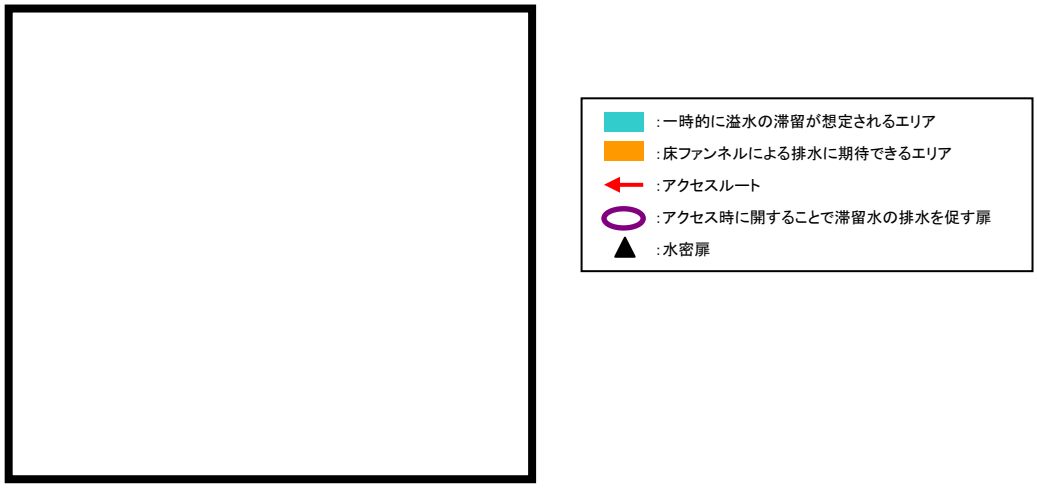
上記対策によって，地震による内部溢水により通常の通路からのアクセスが困難な場合においても，必要な対応は可能となる。

（参考）通常アクセスルート困難箇所

アクセスルート困難箇所	6 号炉	7 号炉
原子炉建屋　地下 3 階 （管理区域最地下階）	溢水量：約 1300m^3	溢水量：約 1400m^3
原子炉建屋　地下 1 階 （非管理区域最地下階）	溢水量：約 210m^3	溢水量：約 230m^3
廃棄物処理建屋　地下 3 階 （管理区域最地下階）	溢水量：約 5000m^3	

6 号炉　原子炉建屋　地下 2 階　　6 号炉　原子炉建屋　地下 3 階

第 1 図　6 号炉　点検用ハッチからのアクセス

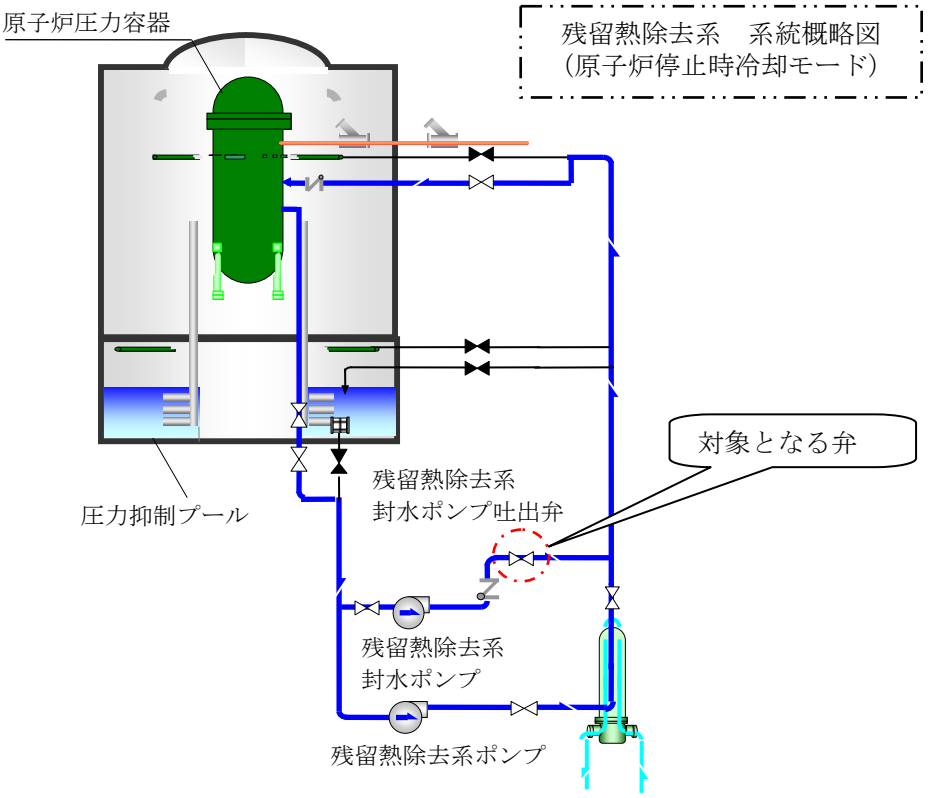


6 号炉　原子炉建屋　地下 1 階

第 2 図　6 号炉　アクセス通路からの排水

1.　原子炉建屋地下 3 階「残留熱除去系ポンプ室」

残留熱除去系ポンプ室には，停止時冷却モード運転時に必要な系統構成として封水ポンプを隔離するためにアクセスするとしていたが，停止時冷却モード運転時は封水ポンプを停止すること，及び封水ポンプ吐出側の逆止弁により水の移動が生じないため隔離操作は不要であり，アクセス不要と変更した。



第 3 図　残留熱除去系系統概略図及び対象となる弁

2.　原子炉建屋地下 1 階「非常用電源室」

非常用電源室へアクセスするための通路の溢水影響によりアクセスが困難になる可能性があるため排水等の必要な対策を講じることにしていたが，溢水源としていた系統からの基準地震動による漏えいが発生しないように対策することにより，当該エリアの溢水量を「0m^3」とすることでアクセス可能とした。

3.　廃棄物処理建屋地下3階「復水補給水系弁室」

復水移送ポンプ吸込側の系統構成のために，復水補給水系弁室へアクセスする通路が溢水影響によりアクセス困難となるため，系統構成の運用を変更するとしていたが，新たにアクセスルートを確保することで，運用の変更は不要となった。

第4図　廃棄物処理建屋地下3階「復水補給水系弁室」へのアクセスルート

補足 5

屋内アクセスルートにおける資機材設備の転倒調査について

屋内アクセスルートにおける資機材設備の転倒等による影響について，有効性評価の各事象の対応操作毎にウォークダウンを行っている。

具体的な確認内容については，有効性評価の事象の対応操作において，時間的裕度が少ないガスタービン発電設備から交流電源を受電する操作を例に，中央制御室から原子炉建屋地下 1 階にある非常用電源室までのウォークダウン結果を示す。

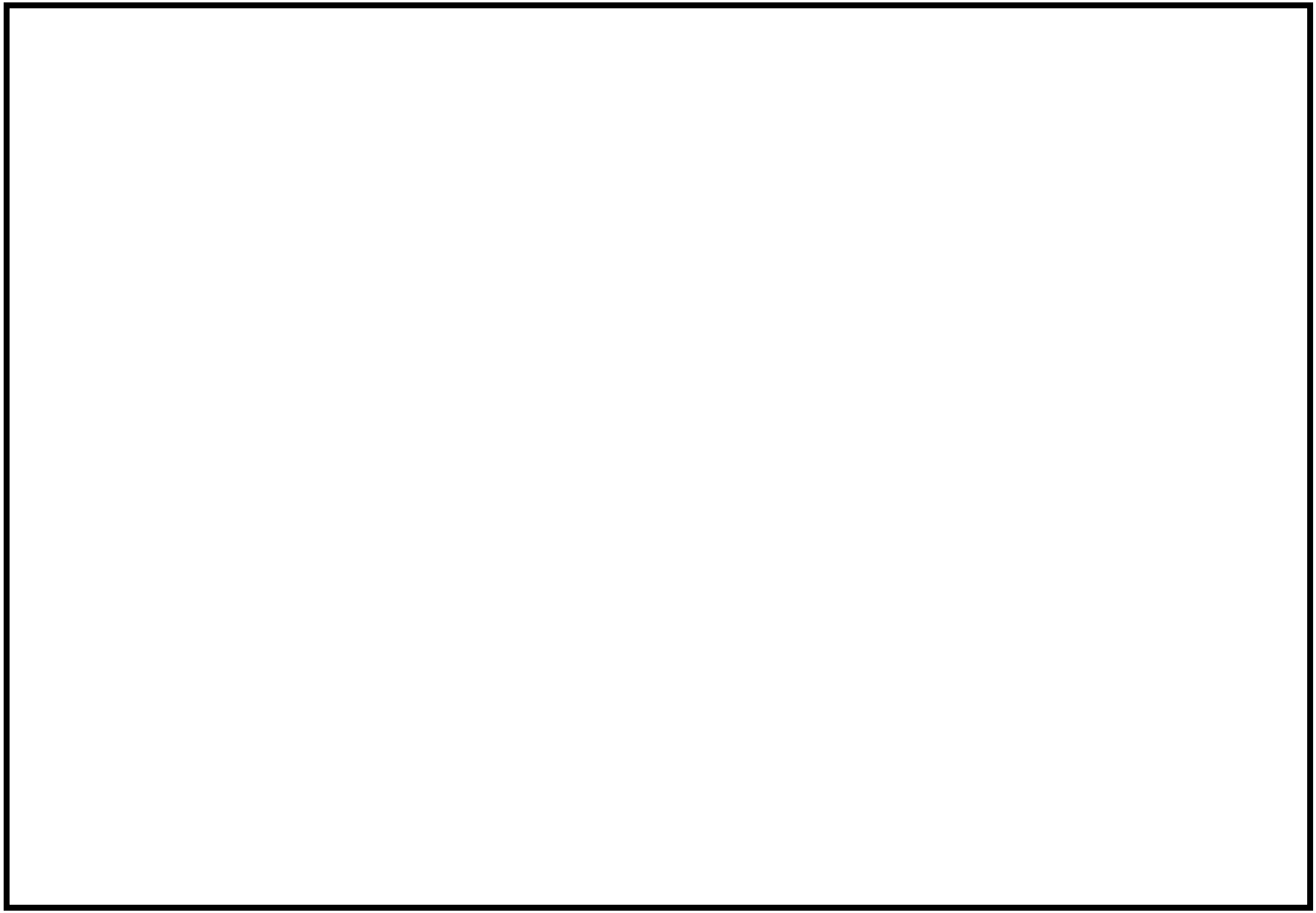
ウォークダウンに用いたアクセスルートは第 1 図のとおりである。

ルート近傍にある資機材設備の場所及び大きさ，通路幅を計測した結果は第 1 表のとおりであり，「アクセスルート近傍の設置物は，転倒防止処置を施している物を含めすべて転倒する」ものとし，「設置物が転倒した際，最も通路がふさがれるパターンを想定しても通行可能な幅が 30cm あれば通過可能」，「設置物が転倒した際に設置物の移動が可能な場合（重量物でない場合）は，通過可能」とした場合の各資機材設備に対する通行可能性評価を行った。通行できない場合は乗り越えることを想定する。

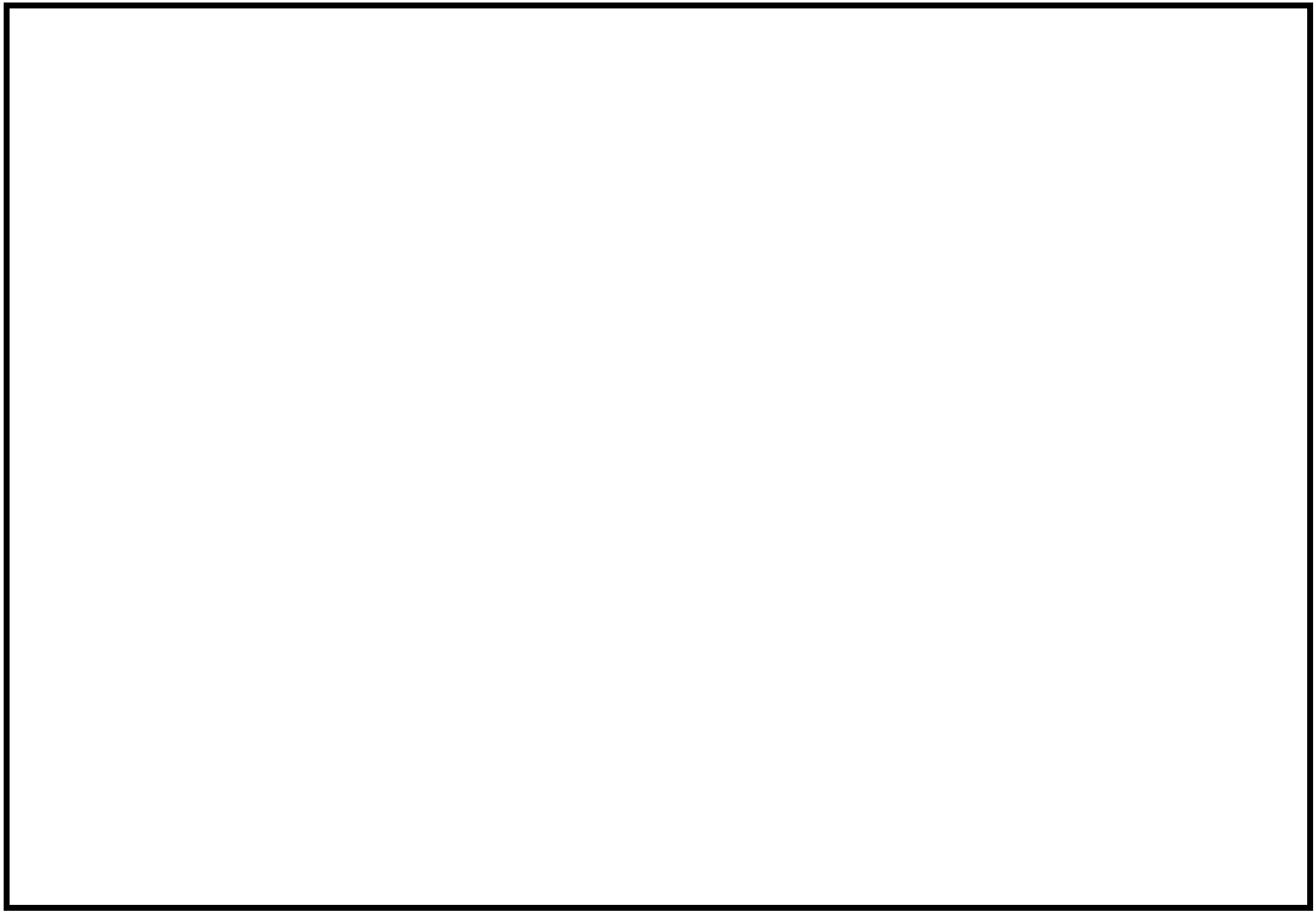
このケースの場合，6 号及び 7 号炉ともに 2 箇所（①，②）について転倒による乗り越えの可能性がある資機材設備として抽出した。（第 1 図の緑線上の設置物，第 1 表）

さらに，万一通常のアクセスルートが使用できない場合を想定し，他のアクセスルートについても通過可能であることを確認した。（第 1 図の水色線）

このケースの場合 6 号及び 7 号炉ともに転倒による乗り越えの可能性のある箇所がないことを確認した。



第１図　屋内アクセスルートにおける資機材設備の転倒調査アクセスルート（1／2）



第1図　屋内アクセスルートにおける資機材設備の転倒調査アクセスルート（2／2）

第 1 表　資機材設備の設置状況（1/4）

番号	場所 (フロア)	物品名	（上段）物品の計測結果[mm] （下段）評価結果 高さ	奥行	幅	最大長さ	通路の幅 [mm]	写真
①	サービス建屋 地下 1 階 西側 Ev 横	清掃用具保管ラック	1,920	710	2,170	2,900	2,430	
			設置物の転倒後，乗り越え可能なためアクセス性問題なし					
②	サービス建屋 地下 1 階 西側 Ev 横	工具棚	1,890	900	1,150	2,210	2,430	
			設置物の転倒後，乗り越え可能なためアクセス性問題なし					
③	コントロール建屋 地下 1 階 (共用) 通路	固定式消火設備用ボンベ(二酸化炭素ボンベ)	1,920	710	1,740	2,600	4,200	
			通路の幅が十分なためアクセス性問題なし					
④	6 号炉原子炉建屋 地下 1 階 A 系非常用電気品室	リフター	2,500	1,750	1,250	2,950	3,900	
			通路の幅が十分なためアクセス性問題なし					
⑤	6 号炉原子炉建屋 地下 1 階 A 系非常用電気品室	電源車用ドラム	1450	1720	1250	2100	3,900	
			通路の幅が十分なためアクセス性問題なし					
⑥	6 号炉原子炉建屋 地下 1 階 A 系非常用電気品室	治具ラック	1,620	720	1,330	2,080	1,400	
			アクセスルートと関係のない場所に設置されているため問題なし					

第1表　資機材設備の設置状況（2/4）

番号	場所 （フロア）	物品名	（上段）物品の計測結果[mm] 高さ	奥行	幅	最大長さ	通路の幅 [mm]	写真
			（下段）評価結果					
⑦	6号炉原子炉建屋 地下1階 A系非常用電気品室	ＡＣＢテスト用制御盤	1,050	560	570	1,200	1,200	
			アクセスルートと関係のない場所に設置されているため問題なし					
⑧	6号炉原子炉建屋 地下1階 南側通路 階段付近	Ｓ／Ｃベント用ボンベラック（空気ボンベ）	1,600	600	1,100	1,950	5,000 以上	
			通路の幅が十分なためアクセス性問題なし					
⑨	6号炉原子炉建屋 地下1階 B系非常用電気品室	リフター	2,500	1,750	1,250	2,950	3,600	
			通路の幅が十分なためアクセス性問題なし					
⑩	6号炉原子炉建屋 地下1階 B系非常用電気品室	ＡＣＢテスト用制御盤	1,050	560	570	1,200	2,500	
			アクセスルートと関係のない場所に設置されているため問題なし					
⑪	6号炉原子炉建屋 地下1階 B系非常用電気品室	治具ラック	1,620	720	1,330	2,080	2,550	
			アクセスルートと関係のない場所に設置されているため問題なし					
⑫	7号炉原子炉建屋 地下1階 A系非常用電気品室	緊急用資材ラック	870	510	1,200	1,480	2,900	
			アクセスルートと関係のない場所に設置されているため問題なし					

第1表　資機材設備の設置状況（3/4）

番号	場所 （フロア）	物品名	（上段）物品の計測結果[mm] （下段）評価結果 高さ	奥行	幅	最大長さ	通路の幅 [mm]	写真
⑬	7号炉原子炉建屋 地下1階 A系非常用電気品室	リフター	2,230	1,760	960	2,840	3,300	
			通路の幅が十分なため アクセス性問題なし					
⑭ ⑮	7号炉原子炉建屋 地下1階 A系非常用電気品室	リフター	1,520	1,370	1,070	2,040	3,300	
			アクセスルートと関係のない場所に設置されているため 問題なし					
⑯	7号炉原子炉建屋 地下1階 A系非常用電気品室	治具ラック	1,100	400	1,200	1,630	3,300	
			アクセスルートと関係のない場所に設置されているため 問題なし					
⑰	7号炉原子炉建屋 地下1階 南側通路	ＡＣ系空気ボンベラック（空気ボンベ）	1,970	400	850	2,150	2,700	
			通路の幅が十分なため アクセス性問題なし					
⑱	7号炉原子炉建屋 地下1階 南側通路	予備ボンベ（空気ボンベ）	1,500	450	400	1,570	2,700	
			通路の幅が十分なため アクセス性問題なし					
⑲	7号炉原子炉建屋 地下1階 B系非常用電気品室	リフター	2,200	1,260	900	2,530	5,000 以上	
			通路の幅が十分なため アクセス性問題なし					

第1表　資機材設備の設置状況（4/4）

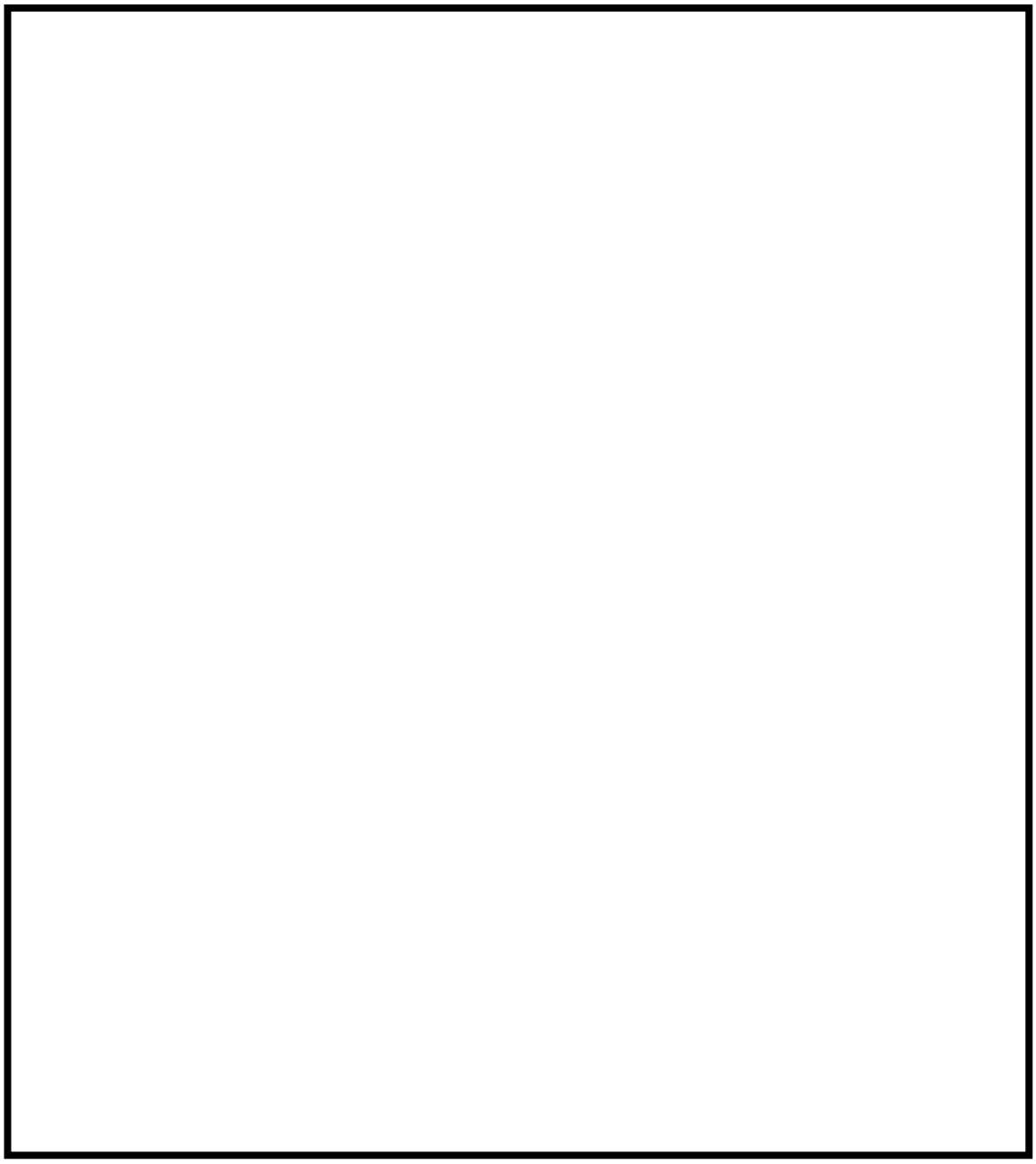
番号	場所 (フロア)	物品名	（上段）物品の計測結果[mm] 高さ	奥行	幅	最大長さ	通路の幅 [mm]	写真
			（下段）評価結果					
⑳	7号炉原子炉建屋 地下1階 B系非常用電気品室	治具ラック	1,100	400	1,200	1,630	5,000 以上	
			通路の幅が十分なため アクセス性問題なし					
㉑	7号炉原子炉建屋 地下1階 B系非常用電気品室	リフター	2,200	1,260	900	2,530	5,000 以上	
			通路の幅が十分なため アクセス性問題なし					

補足 6

作業時間短縮に向けた取り組みについて

重大事故等時における電源車からの電源供給を行う際，電源ケーブルを敷設する作業時間を短縮する観点で，2 箇所ある接続口のうち 1 箇所について，あらかじめ建屋内にケーブル等を敷設配置することを自主的な対策として実施している。例として，6 号炉原子炉建屋における電源ケーブル敷設について以下に記す。

（7 号炉も同様に実施済）



第 1 図　電源ケーブルの敷設状況（6 号炉の例）

補足 7

第 261 回審査会合（2015 年 8 月）からの主要な変更点：一時待避場所・追加ルートの設定（2015 年 9 月説明内容）

第 261 回審査会合（2015 年 8 月 18 日）において，「6 号及び 7 号炉の緊急時対策所を 3 号炉原子炉建屋内に設置すること（6 号及び 7 号炉と緊急時対策所が遠いこと）に対する短所・弱点を整理し，補強策・対策を説明すること。」「緊急時対策所から，大湊側高台保管場所へのアクセスルートについて（中央交差点が通行不能な場合の対策，車両は通行できないが，人員が通行できるルート等）拡充を検討すること。」とのご指摘を頂いた。

当社としては，緊急時対策所が 6 号及び 7 号炉との距離が長いことについて，重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまる点に着目すると放射線被ばく上有効であり，3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，新規制基準を満足していると考えている。

また，アクセスルートについては，中央交差点が通行不能な場合においても，迂回する，若しくは万一，仮復旧が必要な場合には重機にてがれきを撤去する等によりアクセスルートを確保可能であることから，新規制基準を満足していると考えている。

一方，新規制基準を満足するのみに止まらず，現場要員の安全性の向上の観点から重大事故等時の不測の事態における現場要員の一時待避のしやすさ，3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から大湊側高台保管場所へのアクセスの多様性確保の観点も踏まえて更なる検討を行い，以下の対策をとりまとめた。

- 6 号及び 7 号炉近傍における現場要員の一時待避場所の設定
- 徒歩ルート等の追加

柏崎刈羽原子力発電所は敷地が広大であり，緊急時対策所が 6 号及び 7 号炉との距離が長い特徴を踏まえ，緊急時対策所と現場が遠いことに対するメリット・デメリットを第 1 表に整理する。

第 1 表　緊急時対策所と現場が遠いことに対するメリット・デメリット

メリット	デメリット	対策
・通常の執務場所（事務建屋）から距離が短い場所に緊急時対策所を設けることとなり，初動がスムーズになる。 ・緊急時対策所は，プラント情報の分析や応急復旧方策の立案等の支援を行うスタッフの収容や，要員や資機材のロジスティクスのための発電所内ハブ拠点であり，人や資機材の出入管理が伴うことから，放射線被ばくを考慮すると，事故復旧現場からのアクセス性を確保した上で事故プラントからの離隔距離があることが望ましい。	・緊急時対策所から現場まで移動距離があり，車両が使用できない場合，要員の現場への移動や，現場からの退避に時間がかかる。	・車両が使用できない場合の待避に関する優先順位を付ける。 ・6 号及び 7 号炉周辺に一時待避場所を設ける。
	・荒浜側と大湊側をつなぐルートが海側と山側にしかなく，要員の徒歩による待避に時間がかかる。	・短時間で 6 号及び 7 号炉から緊急時対策所へ待避可能となる徒歩ルート（地下電気洞道を活用したルート）を設定する。

1.　緊急時対策所から 6 号及び 7 号炉へのアクセス性について

(1) 緊急時対策所

・ 新規制基準を満足する緊急時対策所は，「3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所」とし，緊急時対策本部が指揮命令を行う「指揮所」，及び現場要員が待機する「待機所」の機能は，3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に設ける。

・ これに加えて，上記「指揮所」，及び「待機所」の機能を有する「免震重要棟内緊急時対策所」を設ける。

・ 緊急時対策所は，

  ➢ 6 号及び 7 号炉と距離が離れていることで放射線の影響を受けにくい。

  ➢ 通常の執務場所（事務建屋）から近い。

  ➢ 常設代替交流電源設備や可搬型重大事故等対処設備の保管場所への移動に便利。

  という観点で，有効な場所に設置している。

(2) 作業に伴う屋外の移動手段

・ 重大事故等時において，万一，不測の事態が発生し現場からの待避が必要な場合，現場要員は，車両により緊急時対策所へ待避することを基本とする。また，対応する要員の負担及び対応する作業の迅速化の観点から，また，放射性物質の放出後の作業については，放射線被ばく低減の観点からも車両での移動を基本とする。

・ 重大事故等時において，緊急時対策所から可搬型重大事故等対処設備の保管場所までの車両によるアクセスルートは確保可能と評価しているが，万一，中央交差点が通行不能な場合でも，徒歩により大湊側高台保管場所まで移動し，大湊側高台保管場所に保管している可搬型設備を用いて重大事故等に対処するとともに，荒浜側高台保管場所に保管している重機により中央交差点の仮復旧を行い，車両が通行可能な環境を整備する。ここでは，中央交差点が通行不能な場合，荒浜側と大湊側を結び徒歩等で通行可能なルートを複数追加する。

(3) 一時待避場所

・緊急時対策所と 6 号及び 7 号炉の距離があることを踏まえ，重大事故等時の気象状況の急変，爆発等の不測の事態において，現場要員が一時的に待避できるよう「一時待避場所」を 6 号及び 7 号炉近傍に複数設定する。

・一時待避中においても，緊急時対策所との連絡が確実に行えるよう，通信連絡手段を確保する。

・一時待避場所は，緊急時対策所とは異なり，一時的な待避を前提としており，移動できる状況になり次第，緊急時対策所に向けて車両による待避を行う。

・放射性物質放出等の不測の事態において，現場要員の放射線被ばく低減の観点から車両又は徒歩により緊急時対策所へ待避する。なお，待避までに要する時間は，車両で 10 分程度，徒歩で 30 分程度であり，複数のルートがあることとあいまって，速やかな待避が可能であると考える。

2. 6 号及び 7 号炉近傍における現場要員の一時待避場所の設定

(1) 一時待避場所の設定の考え方

一時待避場所は，以下の考えに基づき設定している。

・地震に対して一時待避場所としての利用が見込めること。

［5 号炉原子炉建屋，5 号炉海水熱交換器建屋，大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ建屋，地下電気洞道（大湊側）］

・通常の出入管理の動線上にあり，地震以外では活用することが可能であること。

［大湊側出入管理建屋］

・6 号及び 7 号炉に対して，一時待避のしやすさを考慮すること。（配置に偏りのないこと。）

・放射性物質が放出された場合，一時待避場所は場所が近く，長期間待避することで被ばく量が増えることが予想されることから，放射性物質放出時における長時間の待避場所ではなく，緊急時対策所へ待避することを念頭に設定する。

(2) 現場からの待避及び一時待避の優先順位

1) 気象状況の急変，爆発等の不測の事態が発生した場合

重大事故等時において，万一，気象状況の急変，爆発等の不測の事態が発生し現場からの待避が必要となる場合，現場要員は，人身安全を以下の優先順位で確保する。

①現場にある車両で，緊急時対策所へ待避する。

②徒歩により，緊急時対策所へ待避する。なお，徒歩による待避において，待避時間短縮の観点から以下の手段を優先させる。

・現場に携行した無線連絡設備等の通信連絡手段により緊急時対策所に連絡し，車両による応援と合流して，極力短時間で待避できるようにする。

・状況に応じて短時間で待避できる最適な徒歩ルートにより待避する。（6 号及び 7

号炉からの待避の場合，地下電気洞道又は山側徒歩ルートを通行する。）

③待避する時間的な余裕がない場合，6 号及び 7 号炉近傍に複数設定している一時待避場所（5 号炉原子炉建屋，5 号炉海水熱交換器建屋，大湊側ディーゼル駆動消火ポンプ建屋，地下電気洞道（大湊側），大湊側出入管理建屋）のうち，最寄りの待避場所で一時待避し，移動できる状況になり次第，緊急時対策所に向けて車両による待避を行う。（車両が使えない場合は，現場に携行した無線連絡設備等の通信連絡手段により緊急時対策所に連絡し，車両による応援と合流して緊急時対策所へ待避する。）（第 1 図，敷地全体拡大図は第 8 図）

2) 放射性物質が放出した場合

重大事故等対処時において，万一，放射性物質放出等の不測の事態が発生し，現場からの待避が必要となる場合，現場要員の放射線被ばく低減の観点から現場要員は，人身安全を以下の優先順位で確保する。

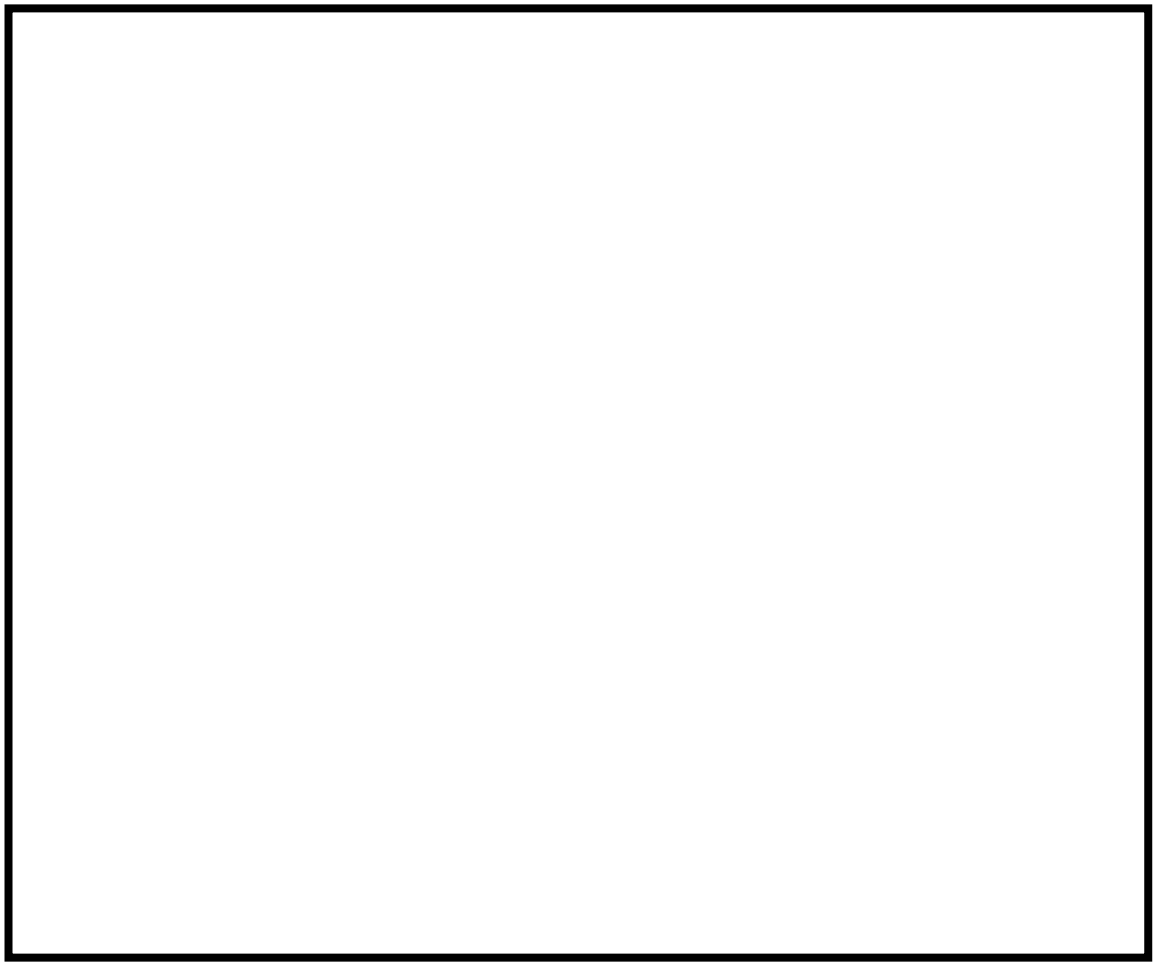
①現場にある車両で，緊急時対策所へ待避する。

②徒歩により，緊急時対策所へ待避する。なお，徒歩による待避において，待避時間短縮の観点から以下の手段を優先させる。

・現場に携行した無線連絡設備等の通信連絡手段により緊急時対策所に連絡し，車両による応援と合流して，極力短時間で待避できるようにする。

・状況に応じて短時間で待避できる最適な徒歩ルートにより待避する。（6 号及び 7 号炉からの待避の場合，地下電気洞道又は山側徒歩ルートを通行する。）

・徒歩ルートを選択する場合，地上での待避と比較し放射線影響に対して一定の効果が期待できる地下電気洞道によるルートを優先的に選択する。



第 1 図　一時待避場所の配置について（2015 年 9 月説明内容）

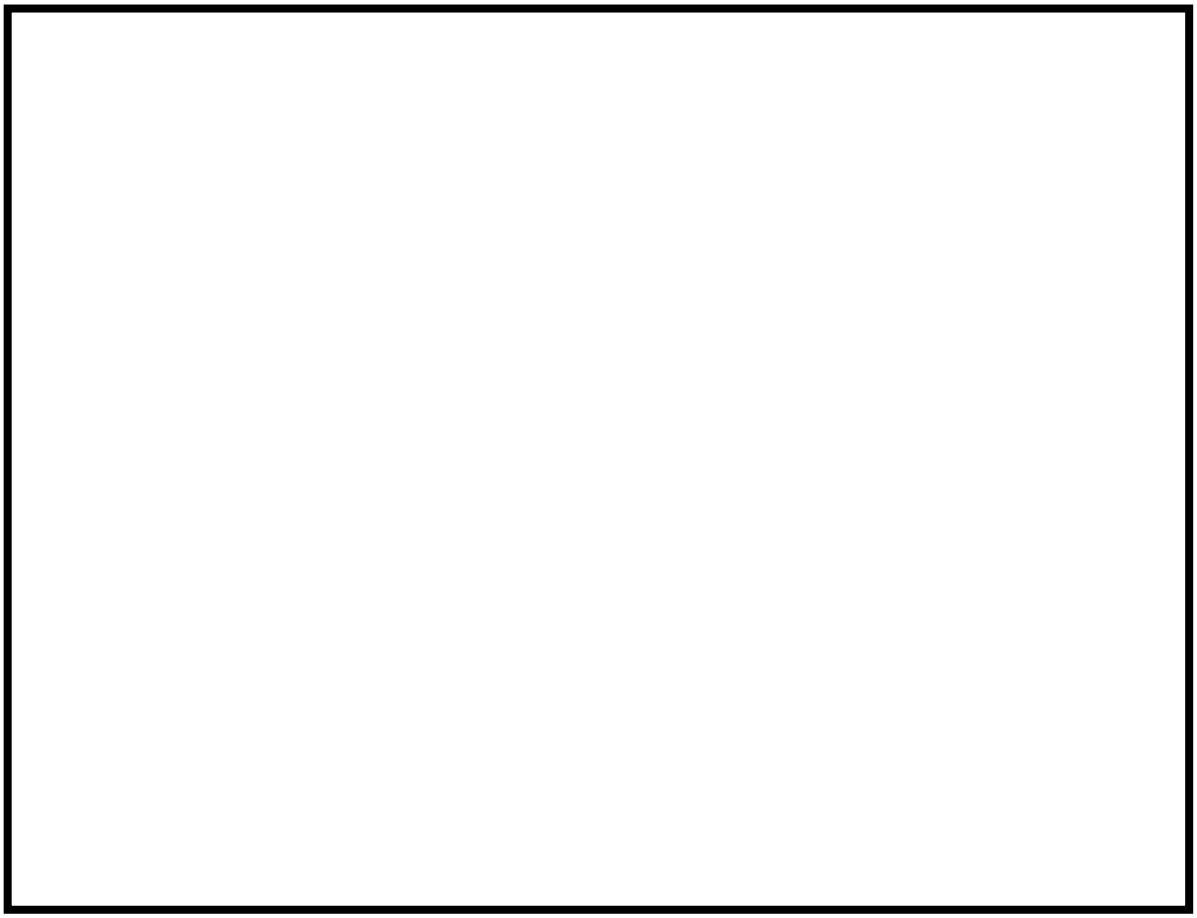
(3) 一時待避場所へ配備する備品

一時待避中においても，緊急時対策所との連絡が確実に行えるよう，通信連絡設備を確保するとともに，照明資機材を設置する。

3.　徒歩ルート等の追加

荒浜側と大湊側を結ぶアクセスルートについて，更なるアクセス性向上の観点から，新たに高台側にアクセスルートを設置する旨説明を行ったが「中央交差点」が唯一の単一ルートとなっており，中央交差点がアクセス不能な場合の重大事故等対処に課題がある旨のご指摘をいただいた（第2図）。

ここでは，主に中央交差点の状況を再度整理するとともに，現場要員の3号炉原子炉建屋内緊急時対策所から大湊側高台保管場所へのアクセス多様性の観点から，更なる対策について説明する。



第2図　保管場所及びアクセスルート図（2015年8月18日説明時）

(1) 中央交差点の状況

中央交差点は，T.M.S.L.+37m の高台にある発電所構内における主要な交差点である。正門側は 3 車線（路肩を含めると約 13m）で，それ以外の方向では 2 車線（路肩を含めると約 10m）の道路であり，周辺に通行を阻害するものはなく，地震・津波発生時においても影響を受けない防火帯内側の道路である（第 3 図）。

中央交差点の状況

中央交差点（①）

中央交差点（②）

第 3 図　中央交差点付近の状況（1/2）

中央交差点（③）

中央交差点（④）

中央交差点（⑤）

中央交差点（⑥）

中央交差点（⑦）

中央交差点（⑧）

第 3 図　中央交差点付近の状況（2/2）

(2) 中央交差点の通行に関する評価

中央交差点の通行に関する代表的な災害時の影響概略評価結果は第2表のとおり，主な災害に対し，通行への支障がない，若しくは別のアクセスルートが確保されることを確認した。

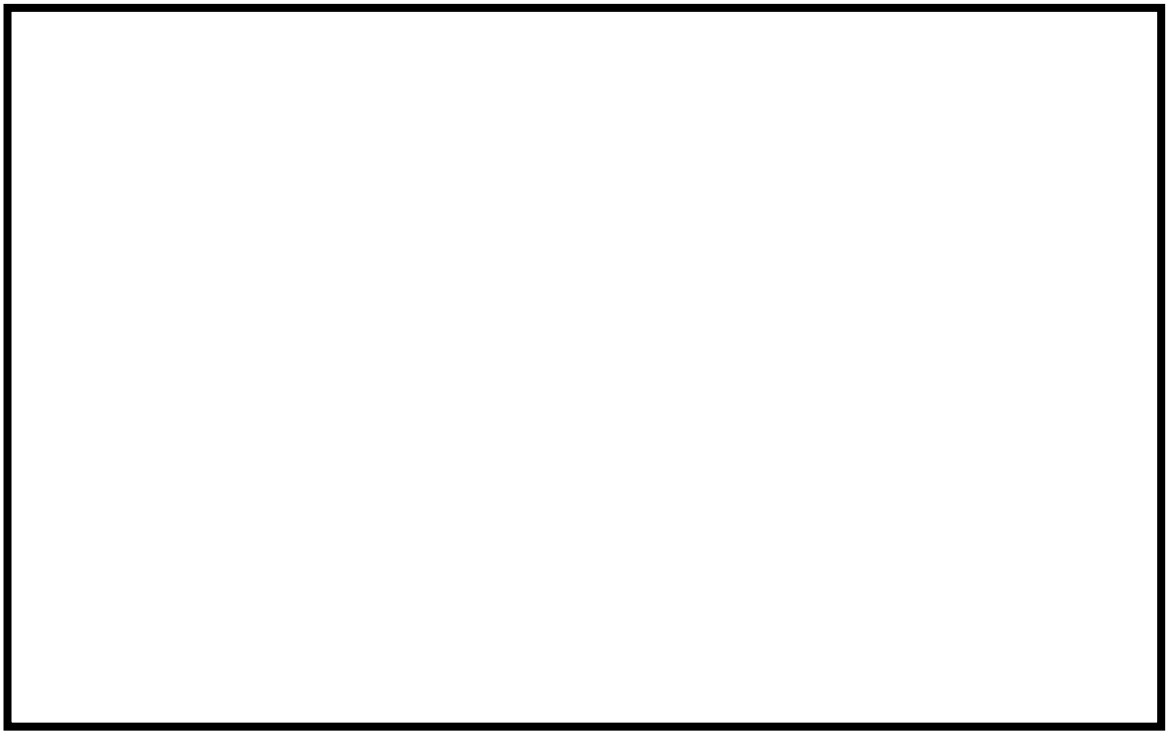
第2表　中央交差点の通行に関する影響概略評価

主な災害	評価結果	概略評価
地震	○	・中央交差点における周辺斜面の崩壊による影響，周辺構造物の倒壊・損壊・火災・溢水等による影響がないことを確認している（第4－1図）。
津波	○	・中央交差点は，津波遡上解析の結果，遡上域最大水位（荒浜側T.M.S.L.＋8.5m）よりも標高が高い位置（T.M.S.L.＋37m）に位置するため津波による被害は想定されない（第4－1図）。
森林火災	○	・中央交差点における森林火災時の放射熱強度を評価したところ，最大でも1.3kW/m$^{2※}$程度であり，車両等の通行に影響を及ぼすことはない（第4－2図）。
その他 （中央交差点が通行不能な場合）	○	・中央交差点が不測の事態により通行不能な場合，海側のサブルートを通行することで車両による移動が可能である（第4－3図）。 ・中央交差点が不測の事態により通行不能な場合であっても，プラント側が重大事故になるような事態は想定されない。

※　人が長時間さらされても苦痛を感じない強度（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，2013）

第4－1図　地震・津波発生時のアクセスルート（2015年9月説明時点）

第 4 - 2 図　森林火災発生時のアクセスルート（2015 年 9 月説明時点）



第 4 - 3 図　中央交差点が通行不能時のアクセスルート（2015 年 9 月説明時点）

(3) アクセスルートの追加

前述のとおり，中央交差点が通行不能となり，かつ，重大事故等の対処が必要になるようなケースはなく，仮にそのような事態になった場合には迂回，若しくは万一，仮復旧が必要な場合には重機にてがれきを撤去する等によりアクセスルートを確保することを基本とするものの，現場要員の3号炉原子炉建屋内緊急時対策所から大湊側高台保管場所へのアクセス多様性の観点及び，更なる安全性向上の観点から，徒歩及び車両ルートを追加する。

具体的には，以下のルートを追加する。このうち，主な災害として地震，津波，森林火災を考慮し，いずれの災害でも通行可能なルート（ルート①及び②）をアクセスルートとして設定する。

＜中央交差点他を迂回するルート＞

・ルート①（アクセスルート：徒歩）
　既設立坑及び洞道からなる地下電気洞道を活用したルート

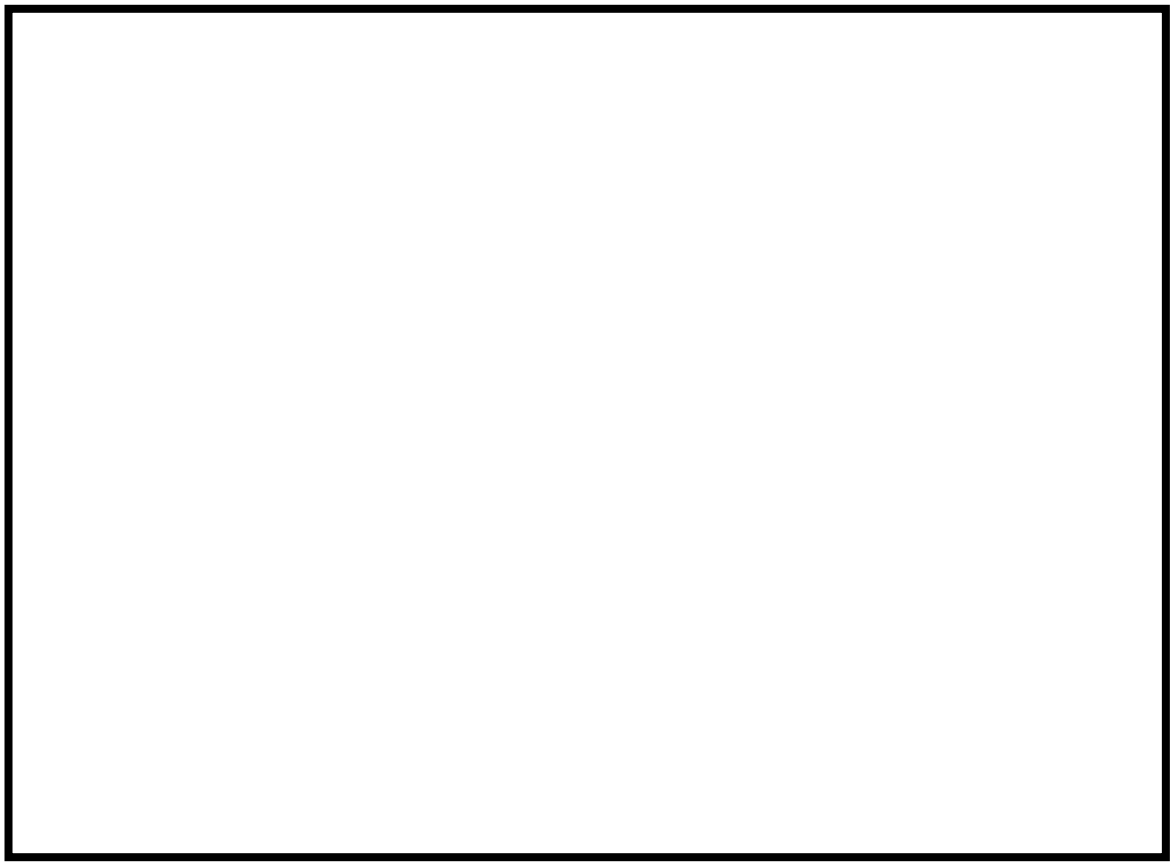
・ルート②（アクセスルート：徒歩）
　主に既設道路を活用し，斜面を通行するルート

・ルート③（自主整備ルート：徒歩）
　主に既設道路を活用し，防潮堤部分を通行するルート
　（防潮堤の外側へ接続するルートであり，津波発生時には通行しない）

・ルート④（自主整備ルート：車両）
　荒浜側高台保管場所東側から山側を通る既設道路を活用したルート
　（防火帯の外側を通行することとなるため，森林火災時には通行しない）

上記のように更なる対策を図ったルート及びアクセスルートを第5図（敷地全体拡大図は第8図）に示す。

また，地震・津波発生時，森林火災時，中央交差点が通行不能時におけるルート及びアクセスルートを第6－1図～第6－3図に示す。



第5図　保管場所及びアクセスルート図（追加後）（2015年9月説明時点）

第6－1図　地震・津波発生時のアクセスルート（追加後）（2015年9月説明時点）

第6－2図　森林火災発生時のアクセスルート（追加後）（2015年9月説明時点）

第6－3図　中央交差点が通行不能時のアクセスルート（追加後）（2015年9月説明時点）

(4) 追加後の 3 号炉原子炉建屋から大湊側高台保管場所への徒歩移動の所要時間評価

追加前後における，3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から大湊側高台保管場所への徒歩移動の所要時間の相違を評価するために，追加前後の主なアクセスルートの距離，所要時間を算定・比較した。

検討対象ルートを第 7 - 1 図～第 7 - 5 図に，所要時間の評価結果を第 3 表に示す。

1) 検討条件

徒歩速度：4km/h

斜面・階段昇降時間：約 3 分※/箇所（高低差最大約 20m（電気洞道の立坑部分））

※階段昇降速度（老人）：0.21m/秒（内閣府政策統括官（防災担当）：津波避難ビル等に係るガイドライン，2005）を参考に，その 1/2 程度と仮定。

2) 検討対象ルート

＜追加前＞

・中央交差点通行可能時

① 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所～中央交差点～大湊側高台保管場所

（第 7 - 1 図）

・中央交差点通行不能時

② 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所～海側サブルート～大湊側高台保管場所

（第 7 - 2 図）

＜追加後＞

・中央交差点通行不能時

③ 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所～ルート①～大湊側高台保管場所

（第 7 - 3 図）

④ 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所～ルート②～大湊側高台保管場所

（第 7 - 4 図）

⑤ 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所～ルート③～大湊側高台保管場所

（第 7 - 5 図）

3) 評価結果

追加後の山側のルートについては，追加前の中央交差点通行可能時と比較して 10 分程度増長されるものの，アクセスルートの多様性を確保可能である。

追加後の海側のルートについては，追加前のルートと比較して約 10 分程度短縮されるとともに，アクセスルートの多様性を確保可能である。

また，重大事故等時に，追加された山側アクセスルートを徒歩で通行することによる大湊側高台保管場所への所要時間の増長分（10 分程度）を考慮しても，有効性評価の時間内に作業が可能であることを確認した。

さらに，重大事故等時において，万一，不測の事態が発生し現場から徒歩による待避が必要な場合においても，追加したアクセスルートは追加前と比較して多様性を確保している。

第７－１図　中央交差点通行可能時の主なアクセスルート（追加前）
（2015 年９月説明時点）

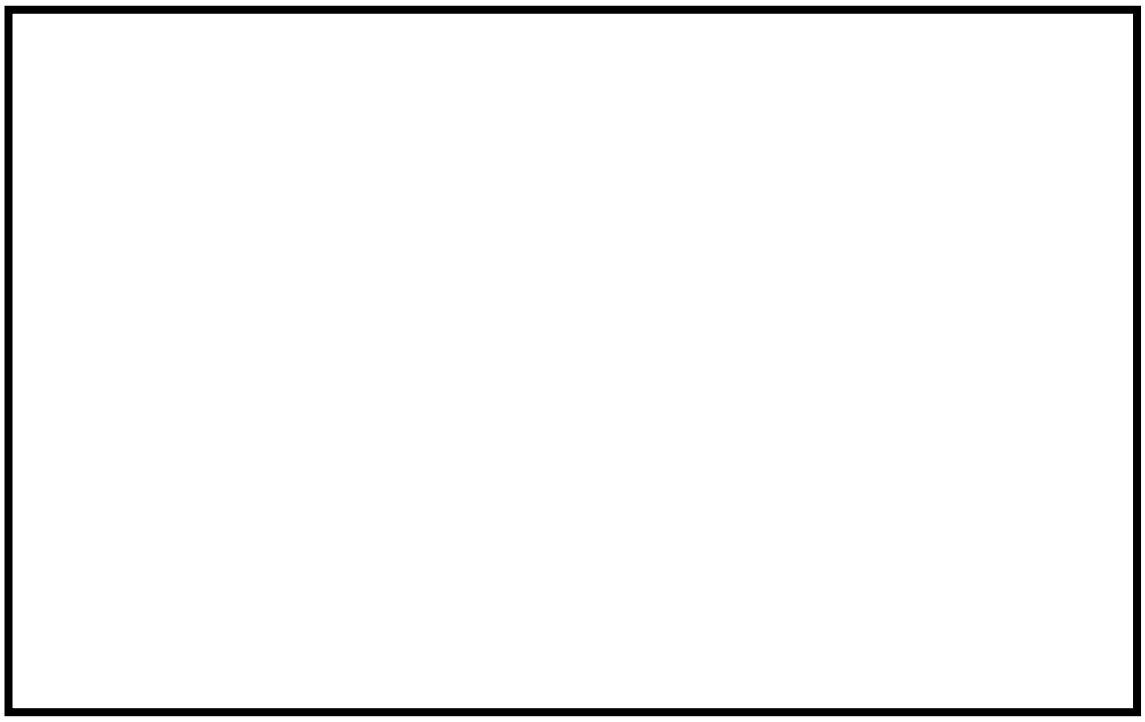
第７－２図　中央交差点通行不能時の主なアクセスルート（追加前）
（2015 年９月説明時点）

第 7 - 3 図　中央交差点が通行不能時のアクセスルート（ルート①）

（2015 年 9 月説明時点）

第 7 - 4 図　中央交差点が通行不能時のアクセスルート（ルート②）

（2015 年 9 月説明時点）



第 7 - 5 図　中央交差点が通行不能時のアクセスルート（ルート③）
（2015 年 9 月説明時点）

第 3 表　3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所～大湊側高台保管場所間の距離
及び移動所要時間

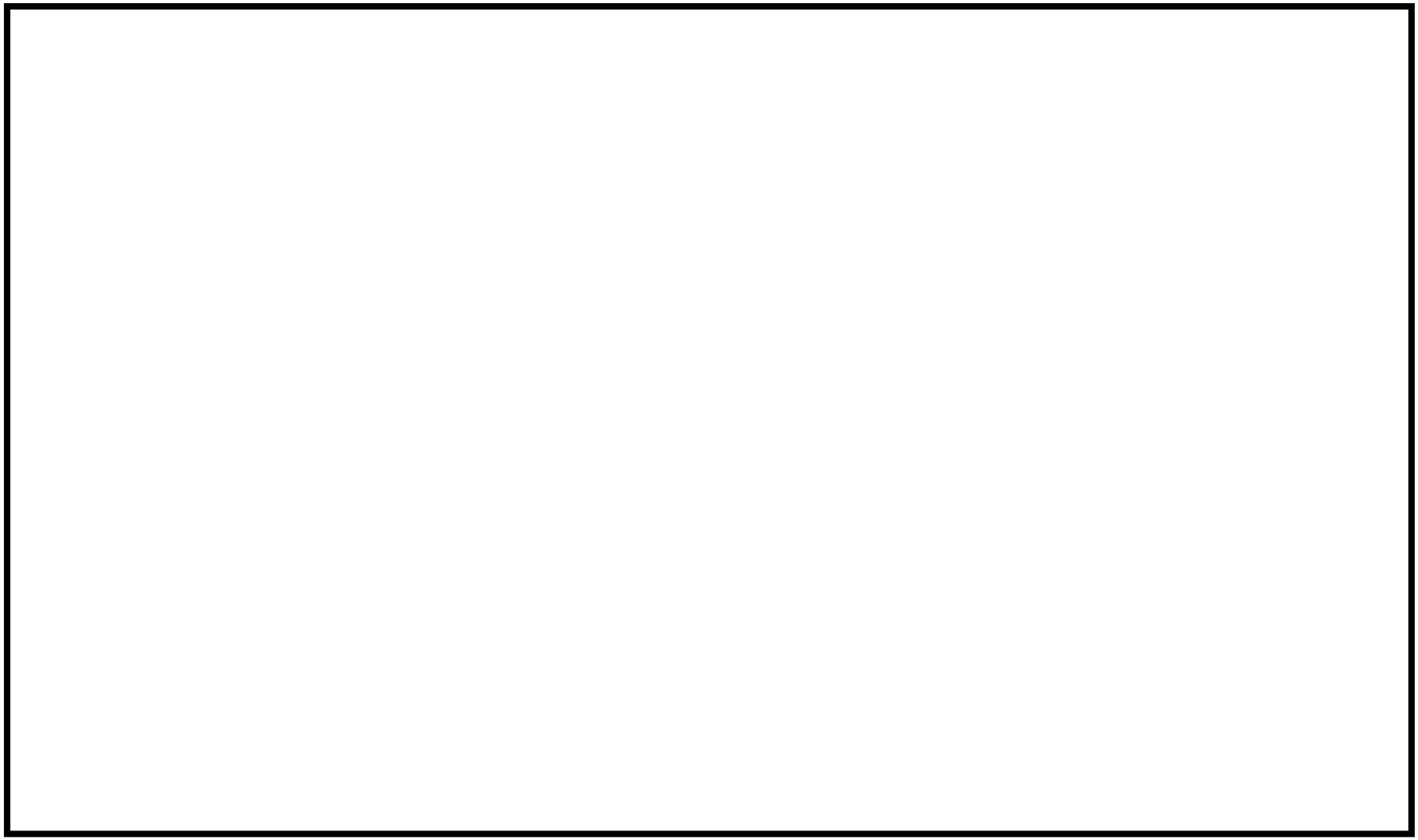
	ルート	追加前後	距離 （約 m）	時間評価 項目	斜面・階段 （3 分/箇所）	所要時間 （分）
山側	図 7-1	追加前	1,645	徒歩	なし	25
海側	図 7-2		4,024	徒歩	なし	61
山側	図 7-3	追加後	1,782	徒歩	2 箇所	33
山側	図 7-4		1,914	徒歩	2 箇所	35
海側	図 7-5		2,817	徒歩	2 箇所	49

(5) 今後の計画

ルート①，②については，アクセスルートとして設定し，適切な維持管理を行う。その他のルートについては，既設道路部分を除き，アクセス性の向上を図るために伐採等の整備を行うとともに，適切な維持管理を行う。

(6) ルート①（洞道ルート）の環境について

定期的に洞道内の電気ケーブルの点検が行えるように，照明，換気，排水設備を設置するとともに，通電中でも点検時に感電のおそれがないよう，使用電圧に応じた絶縁性能を有するケーブルを使用する。また，地下電気洞道は地下を通行することから，地上での待避と比較し放射線影響に対して一定の効果が期待できるルートである。



第 8 図　一時待避場所の配置及び追加後のアクセスルート図（敷地全体）（2015 年 9 月説明時点）

（参考）

第9－1図　ルート①（徒歩）の現場状況

第9－2図　ルート②（徒歩）の現場状況

第９－３図　ルート③（徒歩）の現場状況

第９－４図　ルート④（車両）の現場状況

補足 8

緊急時対策所の設置に関する考え方（2015 年 9 月説明時点）

第 261 回審査会合（2015 年 8 月 18 日）において，「大湊側に設置を計画している緊急時対策所を含めた緊急時対策の将来像を示すこと。」とのご指摘を頂いた。

本回答では，緊急時対策所の設置に関する当社の考え方及び，大湊側に設置を計画している緊急時対策所に関する概要を説明する。

1. 緊急時対策所の設置に関する当社の基本的な考え方

当社は，2007 年 7 月 16 日に発生した新潟県中越沖地震での被災経験から，震度 7 クラスの地震が発生した場合においても緊急時の対応に支障をきたすことがないよう，遮蔽・空調等居住性設備，情報把握・通信連絡設備，電源設備等の重要設備を集合させた「免震重要棟」を柏崎刈羽原子力発電所，及び福島第一原子力発電所，福島第二原子力発電所に設置した。

2011 年 3 月の東日本大震災に伴う福島第一原子力発電所事故に際しては，免震重要棟の持つ，遮蔽設備，フィルタ付き換気空調設備，安全パラメータ表示システム（SPDS），通信連絡設備，専用の電源設備（ガスタービン発電設備）が有効に機能し，事故対応の活動拠点として重要な役割を果たしたものと考えている。また柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策拠点整備に際しては，福島第一原子力発電所事故の教訓を反映すべく，社内・外事故調査報告，提言等を踏まえ，整備を進めている。

（緊急時対策所の追加設計要件（東京電力福島第一原子力発電所事故調査報告書より））

- 要員出入り，資機材・物資搬出入に配慮した対策所本部アクセス
- 放射性物質の持込防止措置
- 除染しやすい内装材
- トイレの配置
- 休息のためのエリア設置

今般の設置許可基準規則とその解釈，技術基準規則条文において記載されている様々な機能要件，設計要件についても，社内検証・検討し設計反映することで，対策拠点が地震・津波・自然現象等の設計基準レベルの外的影響を受けても機能維持ができるよう，また設備の多重性，多様性，耐震性他要件を備えた設計としている。

福島第一原子力発電所事故での経験から，重大事故への対処活動の実施に際し，放射線防護は最重要課題であり，事故号炉との離隔が大きいことは，対策要員の被ばく線量を低減するための大きなメリットである。柏崎刈羽原子力発電所は広い敷地を有していることから，今般申請している 6 号及び 7 号炉から離れた，敷地としても中央土捨て場を隔てた荒浜側敷地に 2 つの対策拠点（緊急時対策所）を設け，それにより 6 号及び 7

号炉の一方若しくは両方にて重大事故等が発生した際にも，少しでも環境の良い拠点を中心に対策活動を展開することが可能となる。

また，緊急時対策所の機能として重要なものは，事故対処のための指揮・命令機能を担うことにある。福島第一原子力発電所事故に際しては，免震重要棟室内の放射線環境が一時的に悪化する等様々な課題が相次いだものの，基本的には指揮・命令機能が途切れることなく事故対応の統制がなされていたことで，一連の事故対応を継続して行うことができた。また，被災後の長期にわたる比較的規模の大きな余震を経ても，なお安定した事故対応が継続できたのは，免震装置を備えた拠点であったことも重要であったと考えている。発電所内に緊急時対策所が存在し続けることができること自体が，重大事故対応にとって大変重要なことである。

更に緊急時対策所の機能として重要なものは，事故復旧対策要員の待機場所を確保することである。事故対応活動に関連し，実際には直接的な指揮・命令や，現場作業を行う活動に付随して，事故プラント情報の収集・分析や，復旧方策の計画立案を行う関係スタッフの収容，要員の交替や対応資機材補充，汚染物質搬出の作業も伴う。緊急時対策所拠点は上記のようなロジスティクスのためのハブ拠点機能としても役割を担っており，対応活動を長期にわたり，かつ安定・確実に継続し支え続けるには，これら人員の出入管理や，資機材の搬出入作業が常時行われ続けることになる。こういった，いわばバックヤード的な業務にも放射線被ばくを伴うものであることを考慮すると，事故復旧現場からのアクセス性を確保した上で事故プラントからの離隔距離があることが望ましいものと考える。

事故プラントと離れた位置に緊急時対策所拠点を設置し，プラント設備とは共通要因により“共倒れ”しにくいようにすること，また，緊急時対策所を複数の拠点に設け，さらに拠点同士もある程度の離隔を置き，かつ設計の多様化を図ることで，複数の緊急時対策所拠点いずれかが“常に維持・利用可能となる”ように設計することが，当社の福島第一原子力発電所事故知見の反映である。

（緊急時対策所の複数化と要件）

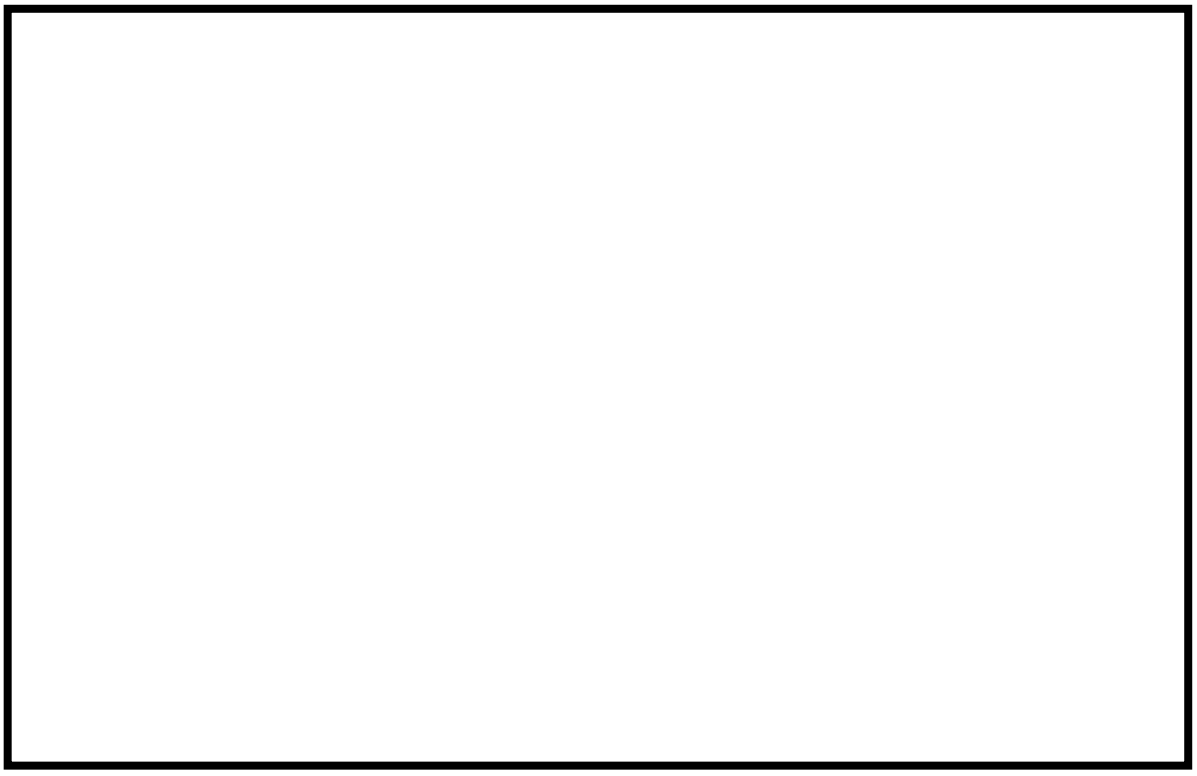
・事故プラントから離隔した拠点設置
・複数の拠点設置
・複数拠点同士の位置的配慮（拠点間離隔，事故プラントとの方位）
・拠点設計の多様性（建物構造，設備構成，アクセスルート）

2.　緊急時対策所の複数拠点化について

6 号及び 7 号炉新規制基準申請において，当社柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所として，柏崎刈羽原子力発電所の事務建屋のうち免震構造を有する免震重要棟に「免震重要棟内緊急時対策所」を，3 号炉原子炉建屋内に「3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所」の 2 拠点を設置する（第 1 図）。これら 2 拠点を，一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合，並びに重大事故等が発生した場合において，中央制御室以外の場所から適切な指示又は連絡を行うために使用する拠点と位置付ける。

また 2 拠点を，重大事故等に対処するための要員がとどまることができるよう遮蔽，換気について考慮した設計とするとともに，代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

これら 2 拠点は，耐震構造（剛構造）と免震構造（免震構造）を採用した建物構造の設計多様性を有した他，電源設備が 6 号及び 7 号炉，さらには免震重要棟内緊急時対策所と 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所とで相互に独立しており，また異なる代替交流電源給電方式を採用した設備設計の多様性を有した設計としている。



第 1 図　緊急時対策所構内配置図　（6 号及び 7 号炉新規制基準申請時）
（2015 年 9 月説明時点）

6 号及び 7 号炉，アクセスルート，緊急時対策所のハザード耐性比較評価について，第 1 表に示す。

第1表　6号及び7号炉，アクセスルート，緊急時対策所のハザード耐性比較

（2015年9月説明時点）

<table>
<tr><td rowspan="2">ハザード</td><td colspan="4">概略評価結果</td></tr>
<tr><td>6号及び7号炉</td><td>屋外アクセスルート</td><td>免震重要棟内緊急時対策所</td><td>3号炉原子炉建屋内緊急時対策所</td></tr>
<tr><td>地震</td><td>基準地震動で
影響なし</td><td>基準地震動で
影響なし</td><td>基準地震動（長周期）で機能喪失のおそれ，短周期での機能維持メリットあり</td><td>基準地震動で
影響なし</td></tr>
<tr><td>津波</td><td>敷地高さにより
影響なし</td><td>防潮堤等によりアクセスルート遡上せず</td><td>敷地高さにより
影響なし</td><td>防潮堤等によ
遡上せず</td></tr>
<tr><td>降水</td><td colspan="4">影響なし（気象予報を踏まえ対応検討）</td></tr>
<tr><td>積雪</td><td colspan="4">影響なし（気象予報を踏まえ対応検討）</td></tr>
<tr><td>風（台風）</td><td colspan="4">影響なし
（建物・構築物は風荷重影響なし）
（屋外作業，アクセスルートは障害物除去と，発生予測を受けた事前対策）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">竜巻</td><td rowspan="2">影響なし
（竜巻防護と飛来物低減）</td><td rowspan="2">影響なし
（竜巻影響による飛来物除去と，発生予測を受けた事前対策）</td><td>影響なし（竜巻防護と飛来物低減）</td><td>影響なし（竜巻防護と飛来物低減）</td></tr>
<tr><td colspan="2">6号及び7号炉と緊急時対策所の竜巻経路が複数存在</td></tr>
<tr><td>低温</td><td colspan="4">影響なし（気象予報を踏まえ対応検討）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">落雷</td><td rowspan="2">避雷針による雷防護と避雷器による機器保護</td><td rowspan="2">落雷により影響を受けない</td><td>避雷針による雷防護と避雷器による機器保護</td><td>避雷針による雷防護と避雷器による機器保護</td></tr>
<tr><td colspan="2">落雷影響範囲は限定的</td></tr>
<tr><td>火山降灰</td><td colspan="4">影響なし（噴火発生情報を踏まえ除灰対応検討）</td></tr>
<tr><td>森林火災</td><td colspan="4">防火帯の内側であり，設備やアクセス性に支障はない。（一部防火帯と重複する箇所は迂回）</td></tr>
<tr><td>外部火災</td><td colspan="4">6号及び7号炉と緊急時対策所，アクセスルート各々近傍の可燃物倉庫，タンク等の位置，構造，消防設備，及び消火対応により影響は僅少</td></tr>
<tr><td>有毒ガス</td><td colspan="4">6号及び7号炉と緊急時対策所，アクセスルート各々近傍の火災影響見込みから影響は僅少。
また薬品等保管倉庫の位置，構造，設備により影響は僅少。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">航空機落下火災</td><td rowspan="2">可搬重大事故対処設備は原子炉施設から離隔配置されている</td><td rowspan="2">アクセスルートは離隔している</td><td>緊急時対策所への影響がある場合には
6号及び7号炉は健全</td><td>緊急時対策所への影響がある場合には
6号及び7号炉は健全</td></tr>
<tr><td colspan="2">緊急時対策所2拠点は離隔配置されている</td></tr>
<tr><td rowspan="2">溢水</td><td rowspan="2">地震起因溢水，想定破損ともに対策実施により影響を受けない</td><td rowspan="2">影響なし（アクセスルート近傍の溢水影響は僅少）</td><td>地震起因溢水により影響を受けない</td><td>地震起因溢水により影響を受けない</td></tr>
<tr><td colspan="2">6号及び7号炉と同時の想定破損は発生しない</td></tr>
<tr><td rowspan="2">火災</td><td rowspan="2">地震起因火災，単一火災ともに対策実施により影響を受けない</td><td rowspan="2">影響なし（アクセスルート近傍にある可燃物影響は僅少）</td><td>地震随伴火災により影響を受けない</td><td>地震随伴火災により影響を受けない</td></tr>
<tr><td colspan="2">6号及び7号炉と同時の単一火災は発生しない</td></tr>
<tr><td>生物事象</td><td colspan="4">影響なし</td></tr>
</table>

即ち設計思想としては，拠点各々のハザードへの頑健性を高める他，設計多様性をもたせる，運用（マネジメント）にて安全性に係る影響を排除する等配慮することで，6号及び7号炉と複数の緊急時対策所が共通要因により一度に機能喪失することのないように配慮している。

なお今後，柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策拠点としては，大湊側敷地に更なる拠点を設置する考えである。以下に，将来設置予定の「大湊側緊急時対策所」の構成案について概略を記す。

3. 大湊側緊急時対策所について

(1) 大湊側緊急時対策所の特徴

本申請において，柏崎刈羽原子力発電所には，剛構造の建物を有する「3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所」の他に，免震装置を有した「免震重要棟内緊急時対策所」を設置することとしており，2 箇所の緊急時対策所により，6 号及び 7 号炉の重大事故等への対処は可能であると考えている。

一方，柏崎刈羽原子力発電所は，7 プラントを有するとともに敷地も広大であることから，将来的には荒浜側に設置している 1～4 号炉で重大事故等が発生した場合の対処等も考慮し，大湊側高台に緊急時対策所を新設することで，事故対応への柔軟性が向上する。

大湊側緊急時対策所は，発電所敷地全体のレイアウトや，これまでに設置している 2 箇所の緊急時対策所の機能を最大限生かしつつ，以下の特徴を有するものとする。

・配置場所を大湊側とする。
（1～4 号炉やこれまでに設置した緊急時対策所に対し離隔を確保する。）
・耐津波対策として，更なる高台に配置する。（T.M.S.L.+15m 以上とする。）
・建物を剛構造とする。（免震重要棟内緊急時対策所（免震構造）とは別の構造とする。）
・放射線被ばく上有利となるよう，緊急時対策室（指揮所）を地下に設ける。

3 箇所の緊急時対策所の設置場所及び特徴を，第 2 図及び第 2 表に示す。

第 2 図　緊急時対策所の設置場所（将来像）（2015 年 9 月説明時点）

第 2 表　緊急時対策所の多様性の特徴（2015 年 9 月説明時点）

		免震重要棟内 緊急時対策所 （荒浜側）	3 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所※4 （荒浜側）	大湊側緊急時対策所※5 （大湊側）
プラントとの距離	荒浜側 （1 号炉）	約 300m	約 300m	約 1,400m （放射線被ばく上優位）
	大湊側※1 （6 号炉）	約 1,100m （放射線被ばく上優位）	約 1,100m （放射線被ばく上優位）	約 450m
建物構造		免震構造※3	剛構造 （Ss 機能維持）	剛構造 （Ss 機能維持）
代替電源設備※2		ガスタービン発電機	発電機又は電源車	ガスタービン発電機
初動対応の容易性		平時使用の事務建屋に隣接（容易に移動）	移動が必要	移動が必要
活動拠点の確保		緊急時対策所の機能を維持し，かつ，現場状況に応じて，対策要員の待機場所や事故収束に向けた復旧活動拠点への活用が可能。		

※1：大湊側の事故号炉との離隔距離をとることで事故後の環境放射線量を低く抑え，被ばく低減を実現できる。

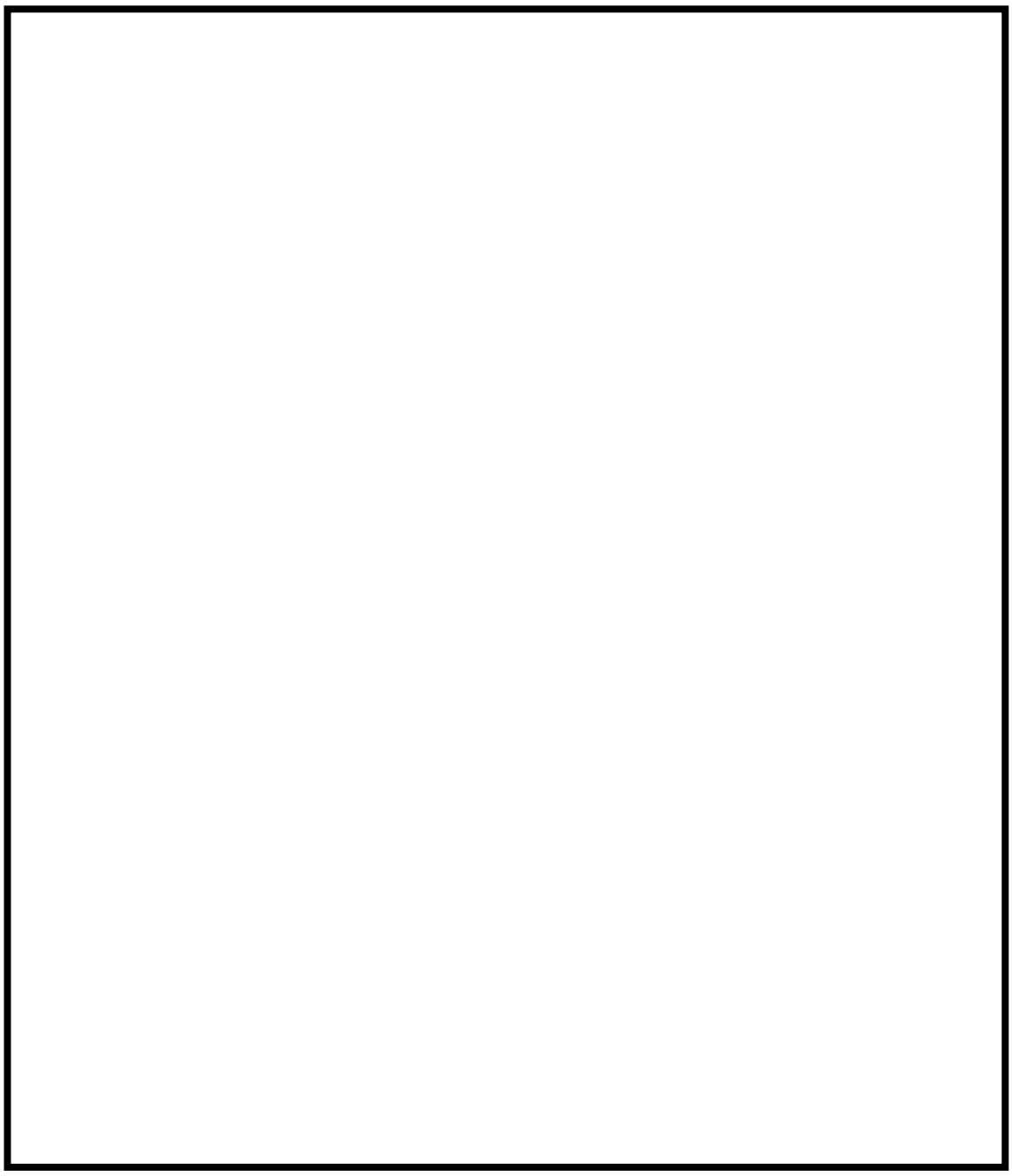
※2：共通要因による電源喪失しないよう常用電源を別系統とし，かつ，異なる代替電源方式とする。

※3：発電施設等に大きな影響が生じる可能性がある短周期地震時でも使用可能。

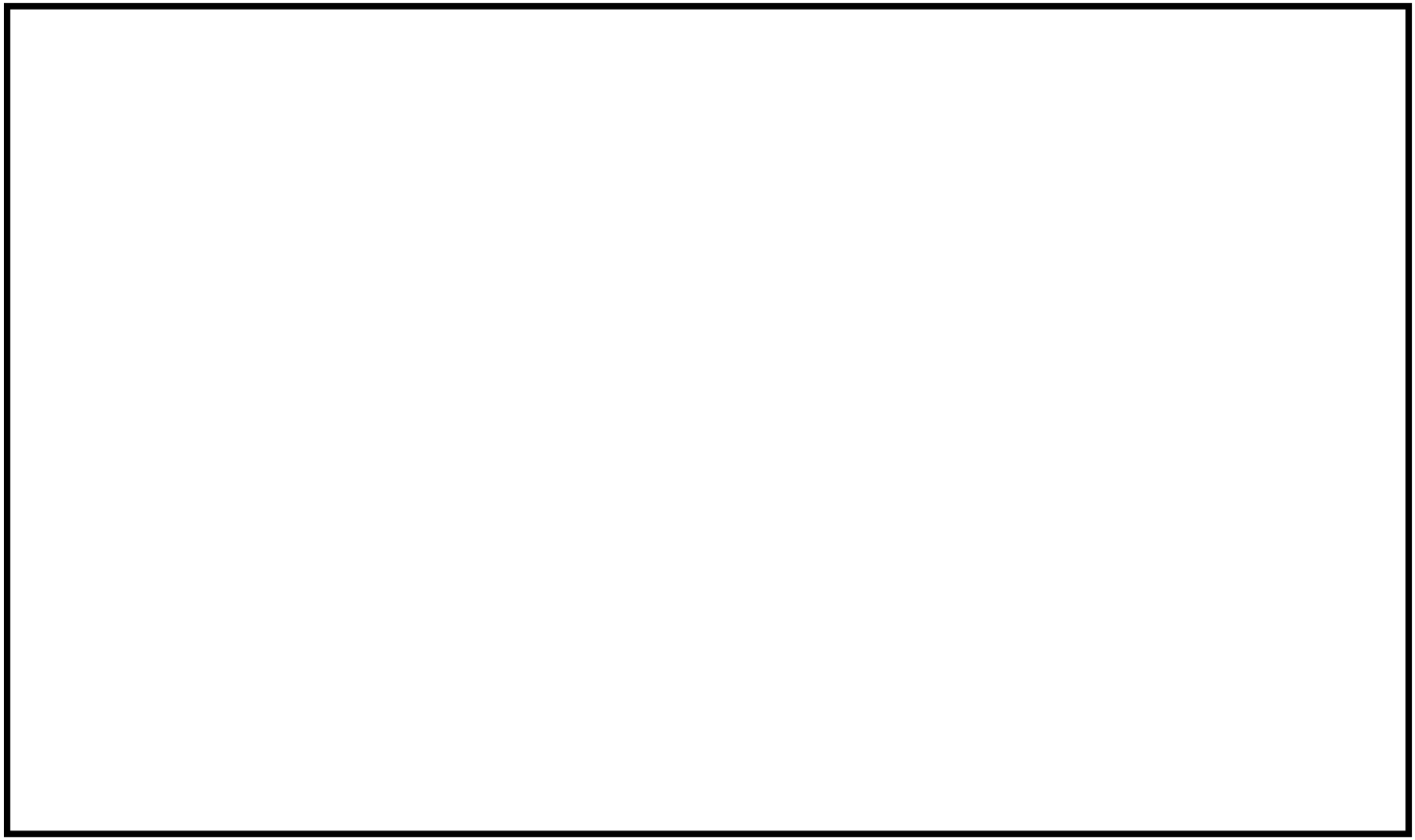
※4：3 号炉起動時においては，3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は 3 号炉中央制御室機能との干渉により使用できないため，基本的な考え方を保持しつつ，免震重要棟内緊急時対策所の耐震性向上，荒浜側での拠点の拡充等について，引き続き検討していく。

※5：大湊側緊急時対策所は詳細設計中であり，記載内容が変更となる可能性がある。

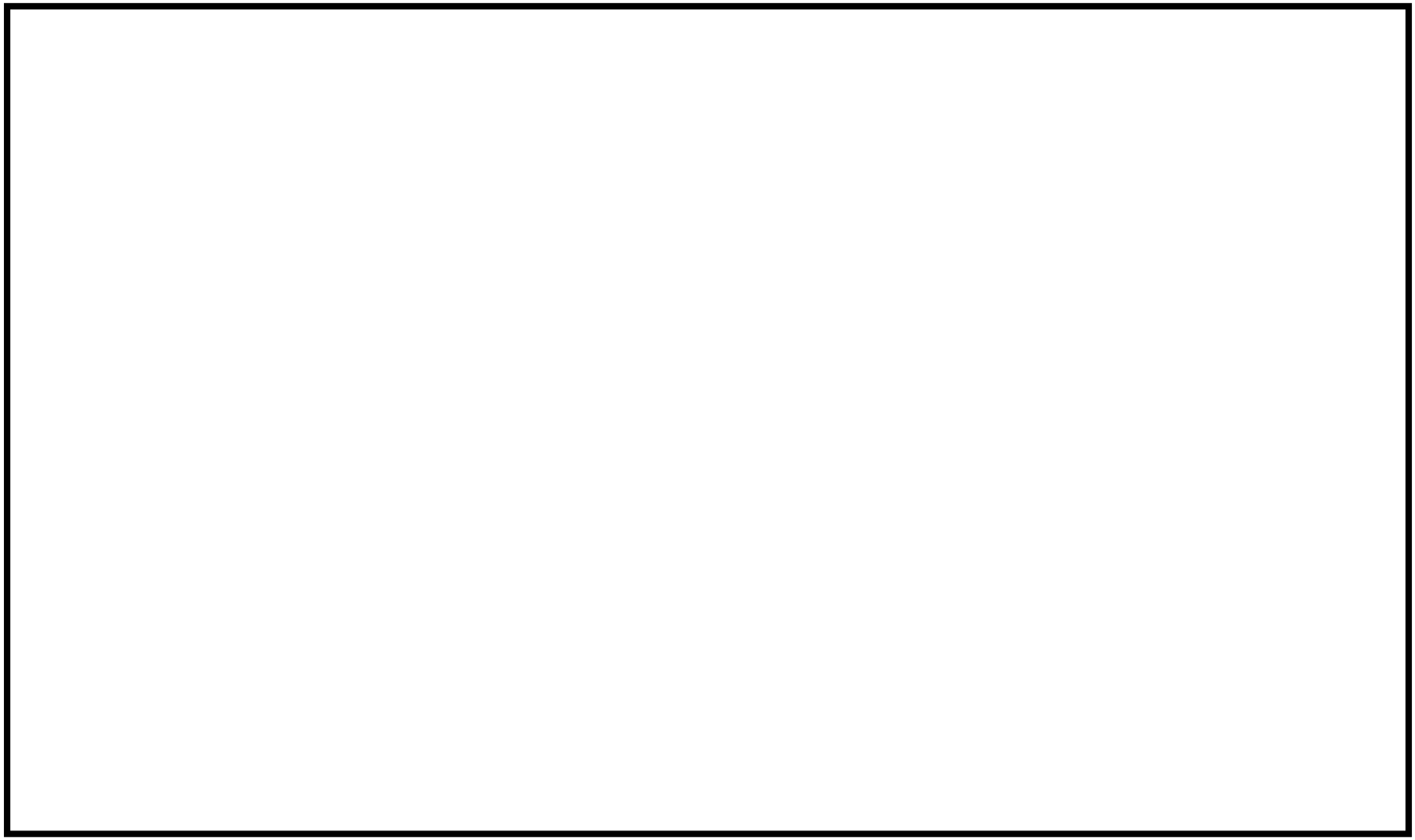
(2) 大湊側緊急時対策所の概要



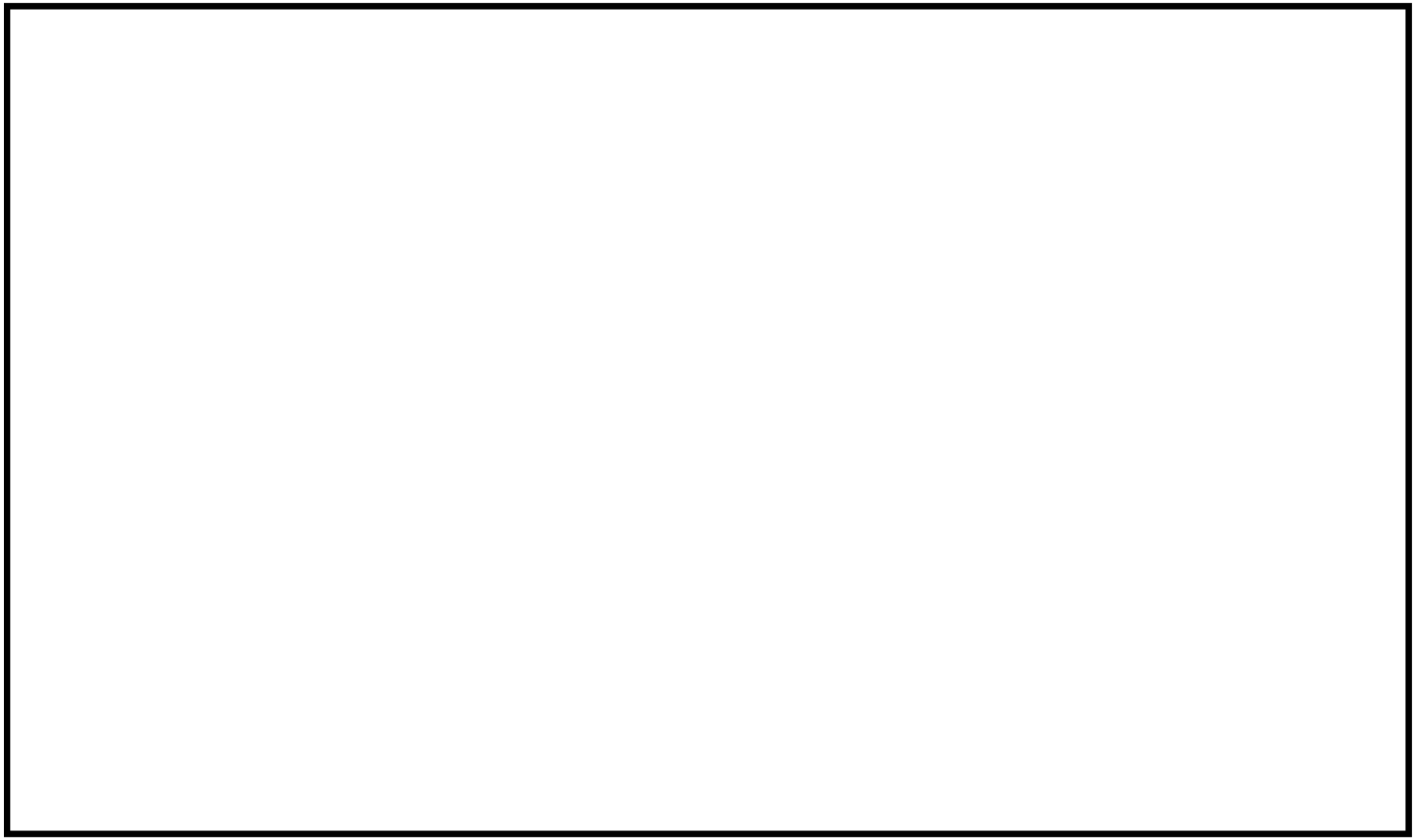
第 3 図　大湊側緊急時対策所建屋概要（その 1）



第 4 図　大湊側緊急時対策所建屋概要（その 2）



第 5 図　大湊側緊急時対策所建屋概要（その 3）



第 6 図　大湊側緊急時対策所建屋概要（その 4）

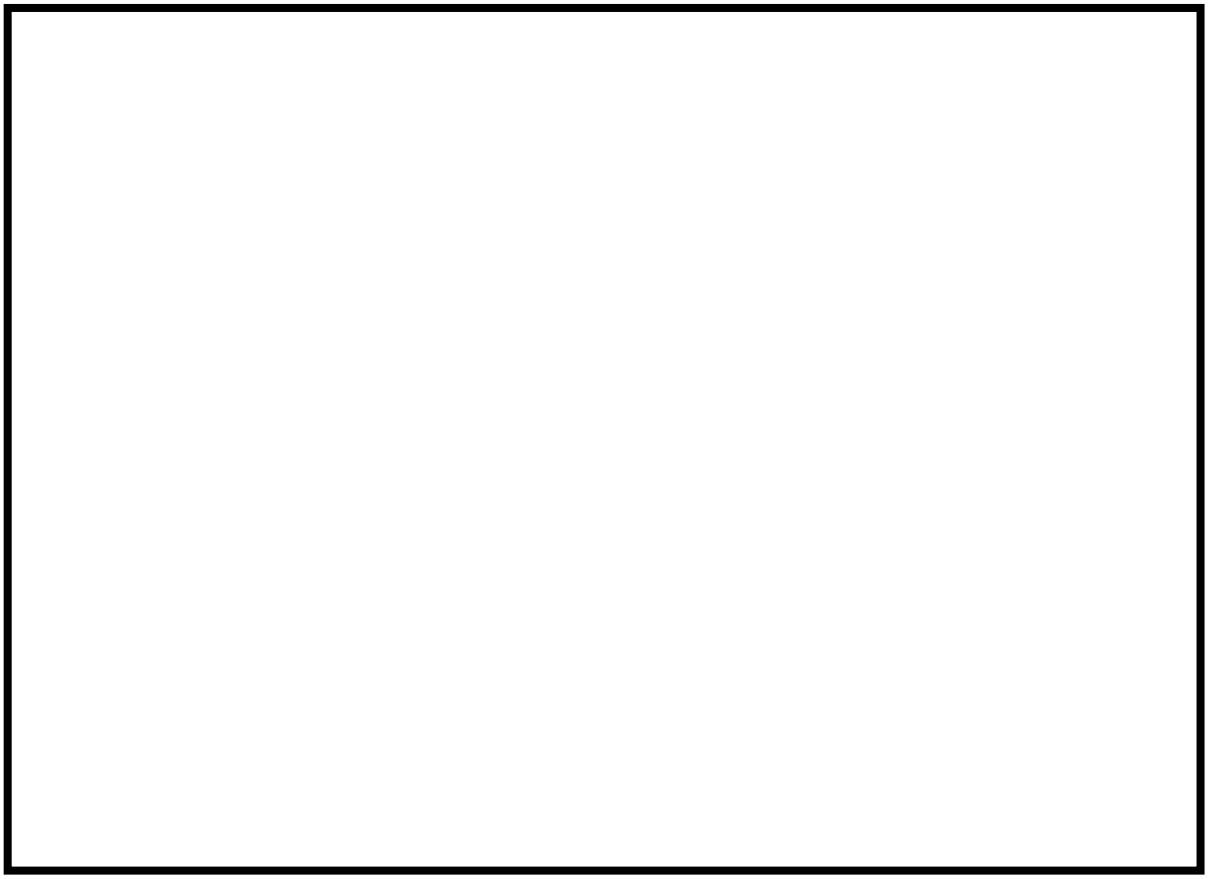
〔参考〕緊急時対策所の仕様比較について

屋外での通信機器通話状況の確認

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参集の途中において，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。

方法：無線連絡設備（可搬型）での通話確認
アクセスルート上の車中，又は，歩行において，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所，6 号及び 7 号炉中央制御室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，サブルートからの通信状況は良好であること（一部連絡が取りづらい場所も少しの移動で解消されること）を確認した。
なお，地下電気洞道については，地下を通過することになり，通信連絡設備が使用できないことから，入域の際と退出の際に緊急時対策本部へ連絡する運用とする。



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

補足 10

1～7 号炉同時発災時におけるアクセスルートへの影響

1～7 号炉同時発災時におけるアクセスルートへの影響について，有効性評価で提示したケースをもとに評価を行った。

1. 前提条件

(1) 想定する重大事故等＜有効性評価で説明＞

必要となる対応操作，必要な要員及び資源を評価する際に想定する各号炉の状態を第 1 表に示す。

福島第一原子力発電所の事故及び共通要因による複数炉の重大事故等の発生の可能性を考慮し，柏崎刈羽原子力発電所 1～7 号炉について，全交流動力電源喪失及び使用済燃料プールでのスロッシングの発生を想定する。なお，1～5 号炉の使用済燃料プールにおいて，全保有水喪失を想定した場合は自然対流による空気冷却での使用済燃料の冷却維持が可能と考えられるため※1，必要な要員及び資源を検討する本事象では，使用済燃料プールへの注水実施が必要となるスロッシングの発生を想定した。

また，不測の事態を想定し，1～5 号炉のうち，いずれか 1 つの号炉において事象発生直後に内部火災が発生していることを想定する。なお，水源評価に際してはすべての号炉における消火活動による水の消費を考慮する。

6 号及び 7 号炉について，有効性評価の各シナリオの内，必要な要員及び資源（水源，燃料及び電源）毎に最も厳しいシナリオを想定する。

6 号及び 7 号炉への対応に必要となる緊急時対策所機能，及び重大事故等対策に関する作業，アクセスルートの移動による現場の線量率を評価する際において，各号炉の状態は放射線遮蔽の観点で厳しい 1～5 号炉の使用済燃料プールの全保有水喪失を想定する。

※1 技術的能力 添付資料 1.0.16 「重大事故等時における停止号炉の影響について」参照

(2) 必要となる対応操作及び必要な要員及び資源の整理

「(1) 想定する重大事故等」にて必要となる対応操作，必要な要員，7 日間の対応に必要となる資源，各作業の所要時間について，第 2 表及び第 1 図のとおり整理する。また，各号炉の必要な水量を第 3 表，1～5 号炉の注水及び給電に用いる設備の台数を第 4 表に示す。

(3) 想定する高線量場発生

6 号及び 7 号炉への対応に必要となる緊急時対策所機能，重大事故等対策に関する作業，アクセスルートの移動による現場線量率の概略を第 2 図～第 4 図に示す。

2.　1～7 号炉同時発災時におけるアクセスルートへの影響について

アクセスルートへの影響については，1～5 号炉の使用済燃料プールで全保有水が喪失した場合の現場線量率をもとに評価した。第 2 図，第 3 図に，線量率の概略を示す。

(1) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所への参集及び保管場所への移動による影響

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所への参集については，第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所からのアクセスルートにおける周辺斜面の崩落，道路下斜面のすべりを考慮した徒歩の総移動時間は約 25 分であり，各エリアでの移動時間及び第 2 図の現場線量率の関係より移動にかかる被ばく線量は約 2mSv となる。

また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所への移動等における被ばく線量の一例として，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から荒浜側高台保管場所（保守性を考慮し最も 1～4 号炉寄りの場所）への移動を考える。周辺斜面の崩落，道路下斜面のすべりを考慮した場合，徒歩での移動の総移動時間は約 30 分であり，各エリアでの移動時間及び第 3 図の現場線量率の関係より移動にかかる被ばく線量は約 3mSv となる。

なお，線量率の高いエリアは限られることから，これらを極力避けることにより，被ばく線量を抑えることができる。また，徒歩での移動に比べ車両で移動した場合は移動時間及び被ばく線量はより小さくなる。

よって，高線量場の発生を含め，1～5 号炉に重大事故等が発生した場合であっても，6 号及び 7 号炉の重大事故等への対応作業のためのアクセスは可能であり，重大事故等時における活動が可能である。

(2) 6 号及び 7 号炉の重大事故等への対応作業への影響

6 号及び 7 号炉の重大事故等への対応作業のうち，比較的時間を要する操作として代替原子炉補機冷却系の準備操作（資機材配置及びホース布設，起動及び系統水張り）が想定されるが，5 号炉の使用済燃料プールに近い 6 号炉での当該操作場所での線量率は，第 3 図に示すとおり約 8.2mSv/h となる。なお，図中の現場線量率は 5 号炉の使用済燃料プール内の線源からの影響を示しており，1～4 号炉の使用済燃料プール内の線源からの影響は本作業場所と 1km 程度離れていることからほぼ無視できるものである。

当該操作の想定操作時間は 10 時間であること，及びこの想定操作時間には当該操作場所への移動時間が含まれていること，あるいは参集要員による操作要員の交代も可能であることから，重大事故等時における対応作業が可能である。

3. 1～7 号炉同時発災時におけるアクセスルートの輻輳性について

1～7 号炉同時被災時におけるアクセスルートの輻輳性について，徒歩での移動によるアクセスルートの輻輳は考えづらいことから車両移動時の輻輳性について考慮する。

地震による被害想定一覧を第 4 図に示す。荒浜側高台保管場所から大湊側高台保管場所間のアクセスルートには被害が想定されないことから，2 箇所の高台保管場所間の移動に対してアクセスルートの輻輳は考慮する必要はない。

(1) 可搬型設備の移動の特徴

柏崎刈羽原子力発電所の保管場所は，荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の 2 箇所に多くの可搬型設備が設置されている。このため，可搬型設備はタンクローリを除き，高台保管場所から設置場所に移動する際の往路のみとなるため，車両の流れは基本的には 1 方向になることが可搬型設備の移動における特徴である（第 4 図）。

(2) 検討内容

保管場所からの可搬型設備の移動において，大湊側高台保管場所から 6 号及び 7 号炉の使用場所までのアクセスルートのうち，

①斜面崩落，建物の損壊等の影響により仮復旧する範囲

②仮復旧の必要はないが車両が交互通行となるアクセスルート（幅員 6m 未満）

となる箇所を第 5 図に示す。

大湊側高台保管場所から 6 号及び 7 号炉に向かうアクセスルートで仮復旧を行う道路（約 170m）部分が片側通行となるが，タンクローリを除き，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。なお，タンクローリについても，約 7 日はプラント側の軽油タンクで補給することが可能であることから初動対応において影響はないと考えられる。

6 号及び 7 号炉周辺のアクセスルートにおいて，①及び②の箇所が発生し，アクセスルートの輻輳の要因となり得るが，いずれもその距離は短く，給油のために往復するタンクローリとの交互通行が発生した場合であっても，車両の一時停止による時間は問題ないと考える。

なお，1～5 号炉への対処として，荒浜側使用済燃料プールへの可搬型代替注水ポンプによる注水（第 1 図）及びタンクローリによる給油が考えられるが，これらについても，可搬型設備の移動はタンクローリを除き高台保管場所から当該号炉への 1 方向となること，また，注水が必要になるタイミングまで十分な時間的余裕があること（第 3 表）から，アクセスルートの輻輳の要因とはならず，対応作業への影響はないと考える。

第1表　想定する各号炉の状態

項目	6号及び7号炉	1～5号炉
要員	・全交流動力電源喪失 ・使用済燃料プールでのスロッシング発生 ・「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※1 ・「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋SRV再閉失敗」	・全交流動力電源喪失※2 ・使用済燃料プールでのスロッシング発生※3 ・内部火災※4
水源	・全交流動力電源喪失 ・使用済燃料プールでのスロッシング発生 ・「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」 ・「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※1	
燃料	・外部電源喪失※2 ・使用済燃料プールでのスロッシング発生 ・「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※1 ・「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」	
電源	・全交流動力電源喪失 ・使用済燃料プールでのスロッシング発生 ・「想定事故2（使用済燃料プール漏えい）」※1 ・「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」	

※1　サイフォン現象による漏えいは，各号炉（1～7号炉）のサイフォン発生防止用の逆止弁及びサイフォンブレーク孔により停止される。したがって，この漏えいによる影響はスロッシングによる溢水に包絡されるため，使用済燃料プールからの漏えいは，スロッシングによる漏えいを想定する。

※2　燃料については消費量の観点から非常用ディーゼル発電機の運転継続を想定する。

※3　使用済燃料プールへの注水が必要となるスロッシングの発生を想定する。

※4　6号及び7号炉は火災防護措置が強化されることから，1～5号炉での内部火災の発生を想定する。また，1～5号炉で複数の内部火災を想定することが考えられるが，時間差で発生することを想定し，全交流動力電源喪失及び使用済燃料プールでのスロッシングと同時に発生する内部火災としては1つの号炉とする。ただし，消火活動に必要な水源は，5号炉（1～5号炉）分の消費を想定する。

第 2 表　同時被災時の 1～5 号炉の対応操作，6 号及び 7 号炉の使用済燃料プールの対応操作，必要な要員及び資源

必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
非常用ディーゼル発電機等の現場確認，直流電源の負荷制限	非常用ディーゼル発電機等の現場の状態確認及び直流電源の長時間供給のための負荷制限を実施する	運転員	－
内部火災に対する消火活動	建屋内での火災を想定し，当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する	自衛消防隊 (運転員を含む)	○水源 180m^3（36m^3/号炉×5(1～5 号炉)） ○燃料 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）：約 4kL（21L/h×24h×7 日×1 台） 又は ディーゼル駆動消火ポンプ：約 6kL（32L/h×24h×7 日×1 台）
各注水系（復水補給水系，燃料プール補給水系，消火系，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級））による使用済燃料プールへの注水	各注水系による使用済燃料プールへの給水を行い，使用済燃料からの崩壊熱の継続的な除去を行う	運転員及び 10 時間以降の発電所外からの参集要員	○水源（詳細は第 3 表参照） 1 号炉：約 280m^3 2 号炉：約 1,401m^3 3 号炉：約 1,425m^3 4 号炉：約 1,366m^3 5 号炉：約 1,424m^3 6 号炉：約 8,654m^3 7 号炉：約 8,675m^3 ※6 号及び 7 号炉については有効性評価「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」で想定している水源も含む ○燃料 1～5 号炉 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）：約 18kL（21L/h×24h×7 日×5 台） 6 号及び 7 号炉 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）：約 30kL（21L/h×24h×7 日×4 台/号炉）
常設代替交流電源設備等による給電	常設代替交流電源設備等による給電・受電操作を実施する	緊急時対策要員及び運転員	○燃料 非常用ディーゼル発電機：約 3,160kL（1,879L/h×24h×7 日×10 台） ※全交流動力電源喪失のため，実際は常設代替交流電源設備で給電することになるが，燃料消費量を保守的に見積もる観点から，非常用ディーゼル発電機（2 台／号炉）の運転を想定
燃料給油作業	常設代替交流電源設備及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に給油を行う	緊急時対策要員	－

第3表　各号炉の必要な水量（平成26年10月時点での崩壊熱により計算）

	ＫＫ１		ＫＫ２		ＫＫ３		ＫＫ４		ＫＫ５		ＫＫ６		ＫＫ７	
	停止中		停止中		停止中		停止中		停止中		運転中		運転中	
	炉	ＳＦＰ	炉	ＳＦＰ	炉	ＳＦＰ	炉	ＳＦＰ	炉	ＳＦＰ	炉	ＳＦＰ	炉	ＳＦＰ
炉心燃料	全燃料取り出し		全燃料取り出し		全燃料取り出し		全燃料取り出し		全燃料取り出し		装荷済		装荷済	
原子炉開放状態	開放（プールゲート開放）		開放（プールゲート開放）		開放（プールゲート開放）		開放（プールゲート開放）		開放（プールゲート開放）		未開放（プールゲート閉）		未開放（プールゲート閉）	
水位	ウェル満水（オーバーフロー水位）		ウェル満水（オーバーフロー水位）		ウェル満水（オーバーフロー水位）		ウェル満水（オーバーフロー水位）		ウェル満水（オーバーフロー水位）		通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転水位
想定するプラントの状態	スロッシングによる漏洩+全交流動力電源喪失		スロッシングによる漏洩+全交流動力電源喪失		スロッシングによる漏洩+全交流動力電源喪失		スロッシングによる漏洩+全交流動力電源喪失		スロッシングによる漏洩+全交流動力電源喪失		各重要事故シーケンスによる	スロッシングによる漏洩+全交流動力電源喪失	各重要事故シーケンスによる	スロッシングによる漏洩+全交流動力電源喪失
スロッシング溢水量※1[m³]	710		710		710		710		710			690		710
65℃到達までの時間[hour]	38		42		35		45		33			15		15
100℃到達までの時間[hour]	91		100		85		107		80			36		36
必要な注水量①※2[m³@168h]	84		52		76		43		103			564		565
事故発生からTAF到達までの時間[hour]	336		471		396		492		398			248		245
通常運転水位（オーバーフロー水位）から必要な遮へい水位までの水位差※2[m]	4.0		1.7		1.7		1.7		1.7			2.1		2.1
必要な注水量②※2[m³@168h]	280		1,401		1,425		1,366		1,424			767		786
必要な注水量③※2[m³@168h]	1,956		2,172		2,196		2,115		2,173			1,254		1,275

※1　1～5号炉の溢水量は，6号及び7号炉の評価結果に基づきスロッシングによる溢水量を設定（1～5号炉の使用済燃料プールは6号及び7号炉に比べて保有水量やプール表面積が小さいため溢水量は少なくなると考えられる）。また，必要な注水量は原子炉開放状態（プールゲート開放状態）を考慮して評価。

※2　「必要な注水量①」：蒸発による水位低下防止に必要な注水量。
「必要な注水量②」：必要な遮蔽水位（原子炉建屋最上階のフロアでの現場の線量率が10mSv/h以下となる水位（遮蔽水位の計算に用いた各号炉の線源の強度は保守的な6号及び7号炉の線源強度を参照））まで回復させ，その後の水位維持に必要な注水量（使用済燃料プール，原子炉ウェル及びD/Sピットを考慮）。
「必要な注水量③」：通常水位までの回復及びその後の水位維持に必要な注水量（使用済燃料プール，原子炉ウェル及びD/Sピットを考慮）。

第 4 表　1～5 号炉の注水及び給電に用いる設備の台数

記載は設置台数であり、() 内はその系統のみで注水するのに必要な台数

		1 号炉	2 号炉	3 号炉	4 号炉	5 号炉	共通	備考
注水設備	残留熱除去系	3（1）	3（1）	3（1）	3（1）	3（1）	－	全交流動力電源喪失時は常設代替交流電源設備による給電を実施することで使用可能電源負荷を考慮して，複数の同時運転は実施せず，順次注水操作を実施する
	復水補給水系	3（1）	3（1）	3（1）	3（1）	3（1）	－	全交流動力電源喪失時は常設代替交流電源設備又は電源車による給電を実施することで使用可能
	燃料プール補給水系	2（1）	1（1）	1（1）	1（1）	1（1）	－	全交流動力電源喪失時は常設代替交流電源設備又は電源車による給電を実施することで使用可能
	消火系（ディーゼル駆動ポンプ）	1	1 号炉と共通	1 号炉と共通	1 号炉と共通	1	－	1～4 号炉は共通の消火ポンプを使用 5～7 号炉は共通の消火ポンプを使用 十分時間余裕があるため，1 台を用いて，必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能
	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	－	－	－	－	－	必要な台数に対して十分な台数を保有 (1)	十分時間余裕があるため，1 台を用いて，必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能
給電設備	常設代替交流電源設備	－	－	－	－	－	4 台のうち，6 号及び 7 号炉で用いなかったものを使用することも可能	6 号及び 7 号炉の対応には第一ガスタービン発電機 2 台のみで対応可能であるため，残りの第二ガスタービン発電機 2 台を使用可能
	電源車	－	－	－	－	－	必要な台数に対して十分な台数を保有 (1)	十分時間余裕があるため，1 台を用いて，必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能

号機	実施箇所・必要人員数				操作項目	経過時間（時間） 1 2 3 ≫ 8 9 10 11 12 13 14 15 ▽事象発生 ▽直流電源の負荷制限作業開始 ▽常設代替交流電源設備による受電 ▽参集要員による作業開始	備考
	運転員（中央制御室）※1	運転員（現場）	緊急時対策要員（現場）	自衛消防隊			
「全交流動力電源喪失及び使用済燃料プールのスロッシング」を想定する号炉	2人 A，B	－	－	－	プラント状況判断	10分	
	（1～2人） A，（B） 隣接プラントの火災時において応援が必要な際は1名となる	－	－	－	プラント監視 （給電不可能な場合等：デジタルレコーダ接続等による計器監視）	適宜実施	
	－	2人 C，D	－	－	非常用ディーゼル発電機の現場確認 直流電源の負荷制限	50分	
	－	－	－	－	非常用ディーゼル発電機　機能回復 （解析上考慮せず）		対応可能な要員により、対応する
	－	（2人） C，D	－	－	復水補給水系や燃料プール補給水系、消火系によるSFP給水	適宜実施	
	－	（2人） C，D	参集要員にて対応※2	－	消防車によるSFP給水 （復水補給水系等の給水が不可能な場合）	6，7号炉の作業を優先に適宜実施	
「全交流動力電源喪失及び使用済燃料プールのスロッシング並びに火災発生」を想定する号炉	2～3人 a，b，（e）	－	－	－	プラント状況判断	10分	
	（1人） a	－	－	－	プラント監視 （給電不可能な場合等：デジタルレコーダ接続等による計器監視）	適宜実施	
	（1人）	2人※3 c，d	－	－	火災現場確認	30分	
	－	（2人）※3 c，d	－	－	自衛消防隊を現場誘導	10分	
	（1人）	（1～2人） c，（d）	－	自衛消防隊にて対応	消火活動	消火活動継続実施	
	－	（2人） 隣接プラントからの応援が必要な際は応援に期待 b，e（又はB）	－	－	非常用ディーゼル発電機の現場確認 直流電源の負荷制限	50分（隣接プラントからの応援が必要な際は応援が到着してから50分）	
	－	－	－	－	非常用ディーゼル発電機　機能回復 （解析上考慮せず）		対応可能な要員により、対応する
	（1人）	（2人） b，d（又はe，B）	－	－	復水補給水系や燃料プール補給水系、消火系による燃料プール給水	適宜実施	
	（1人）	（2人） b，d（又はe，B）	参集要員にて対応※2	－	消防車による燃料プール給水 （復水補給水系等の給水が不可能な場合）	6，7号炉の作業を優先に適宜実施	
共通	－	（2人） C，D（又はb，e，B）	緊急時対策要員にて対応	－	常設代替交流電源設備による給電・受電	6/7号炉の給電を実施後適宜実施	
	－	－	参集要員にて対応	－	燃料給油作業	適宜実施	

（）内の数字は他の作業終了後，移動して対応する人員数

※1 当直長を含む人数

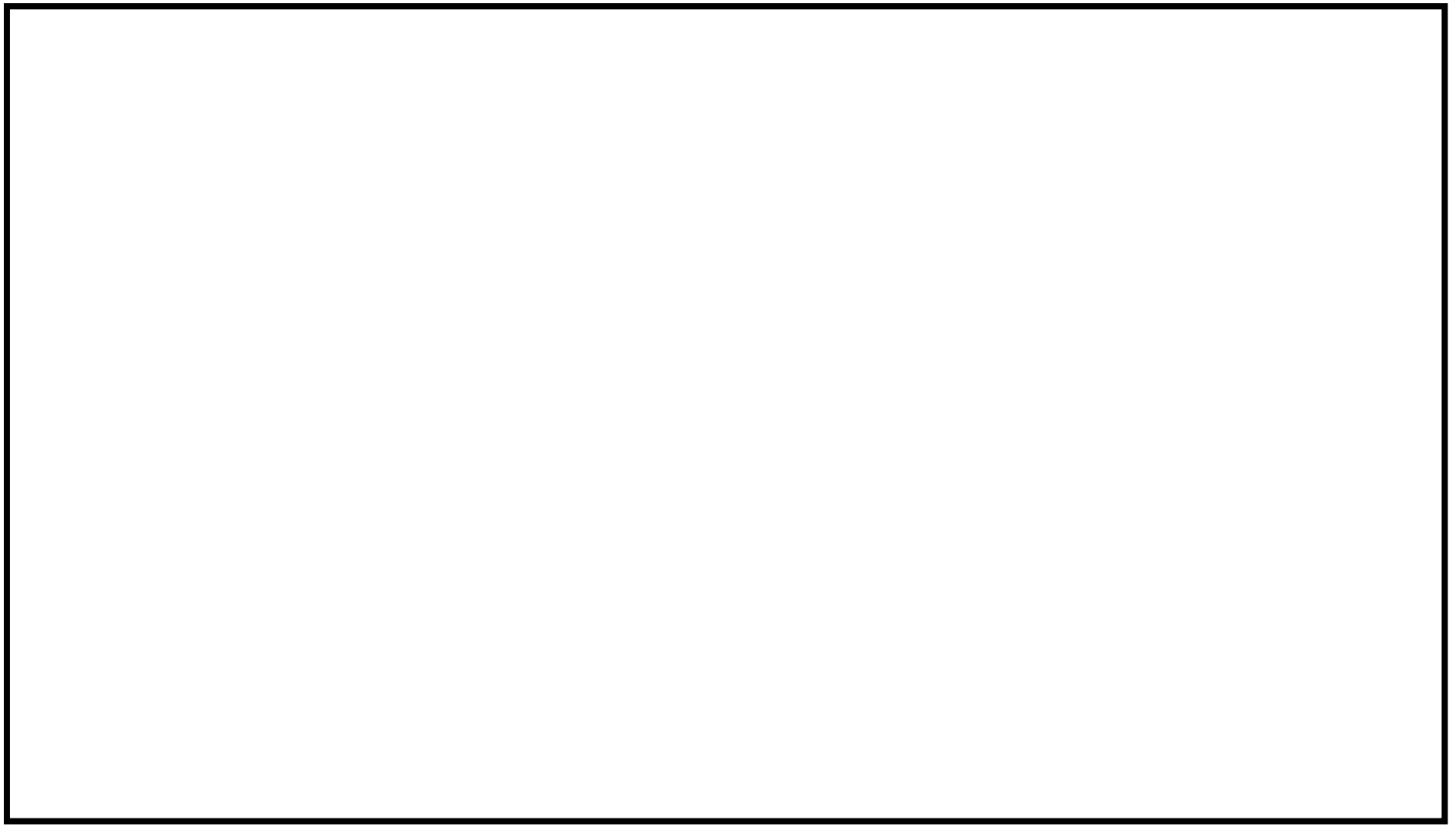
※2 図中は参集要員のみに期待した場合を示す。なお，1～5号における現場の緊急時対策要員として夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においても常駐要員が2名が確保されている。

※3 SA事象と火災が発生した際の初期消火の体制については平成28年1月現在のものを示す

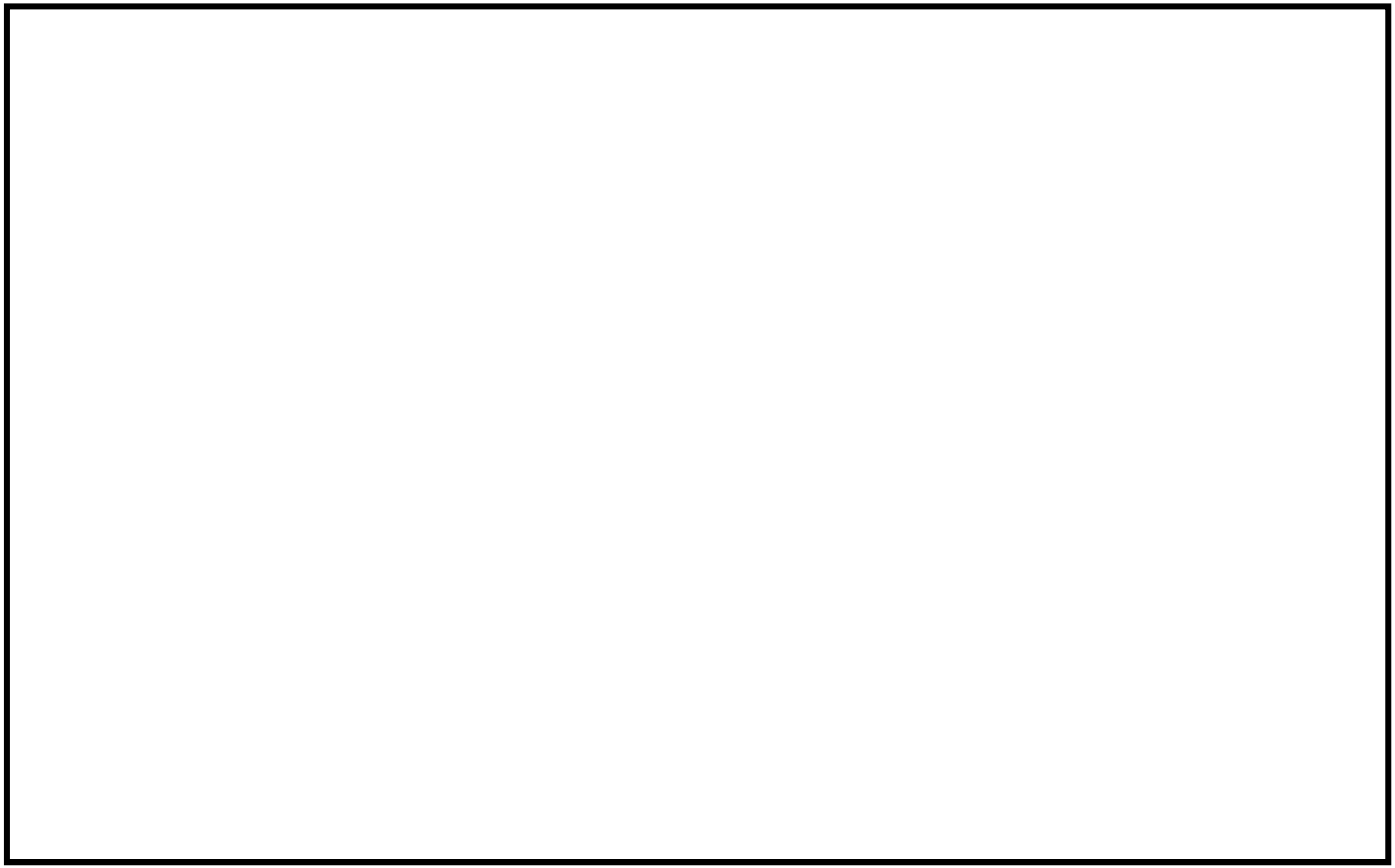
なお，6号及び7号炉において原子炉運転中を想定した場合，原子炉側と使用済燃料プール側との重大事故等対応の重畳も考えられるが，運転中に使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから（第3表参照），原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となり，緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。また号炉状態の監視においても，原子炉側で期待している運転員が併せて使用済燃料プール側を監視できるため，現在の想定する要員での対応が可能である。

また，時間差で発生する複数の内部火災に対しては，自衛消防隊が火災現場を都度移動することにより，現在の想定する要員での対応が可能である。

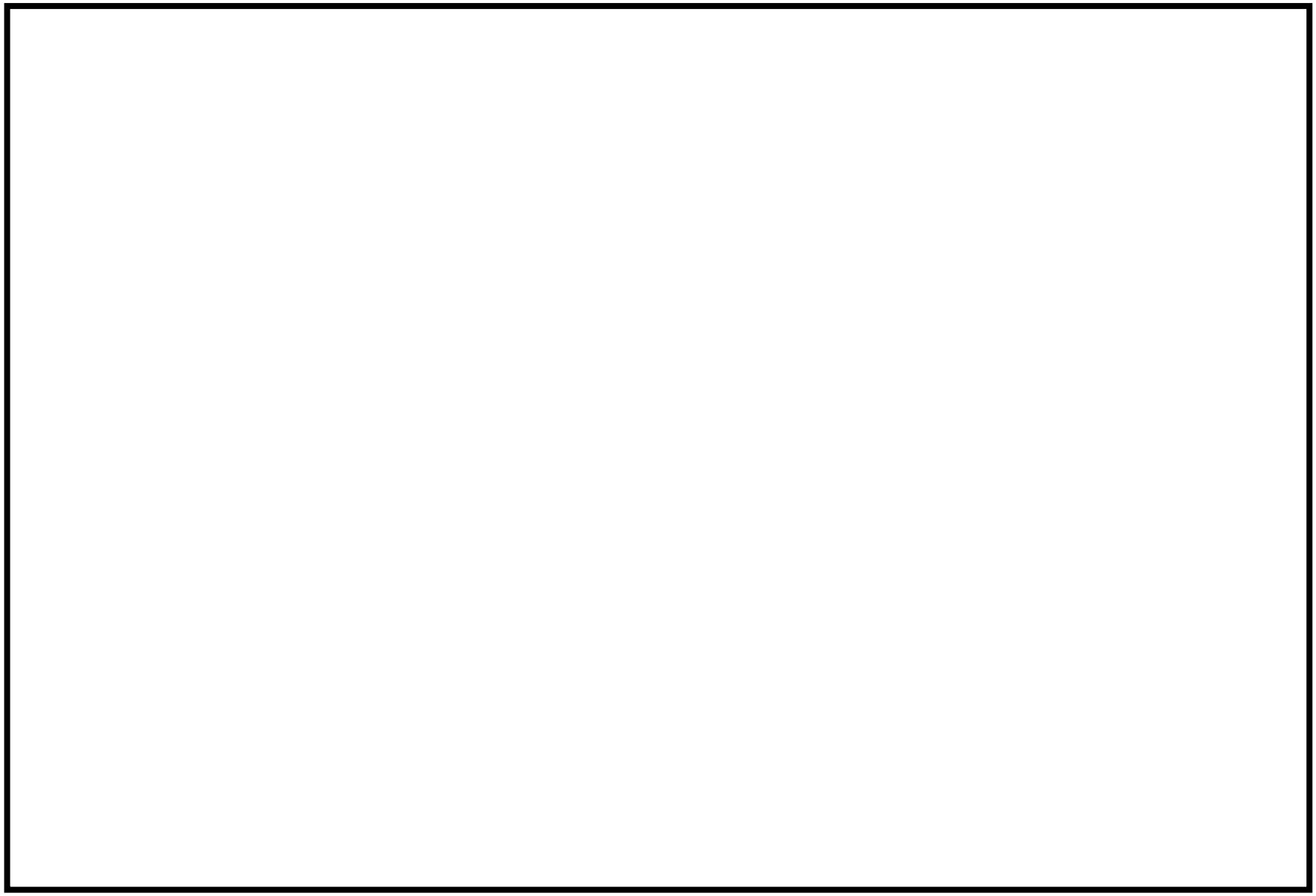
第1図　1～5号炉における各作業と所要時間



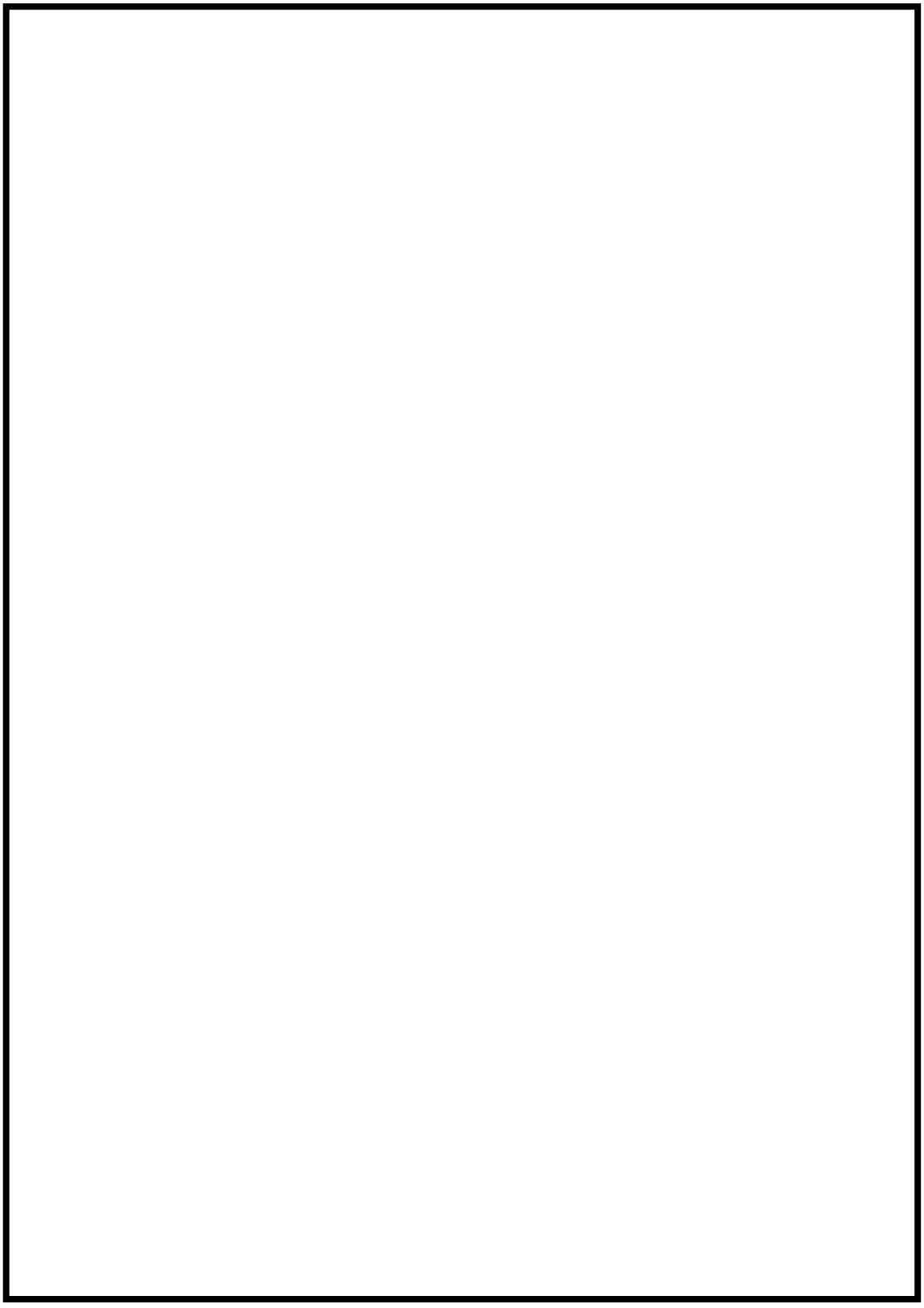
第２図　線量率の概略とアクセスルート



第 3 図　線量率の略分布（5～7 号炉周辺）



第4図　屋外アクセスルートにおける地震後の被害想定（一覧）



第５図　アクセスルートのうち道幅が狭い箇所

補足 11

溢水評価におけるブローアウトパネルの位置付け（2015 年 11 月説明内容）

原子炉建屋ブローアウトパネルは，新規制基準への適合性審査において，重大事故等のうち格納容器外での配管破断事故であるインターフェイスシステム LOCA 時に開放することが，機能要求として必要であると整理することとしたため，2015 年 11 月に説明した以下の内容は参考となる。

IS-LOCA 発生時(配管の全周破断)において，ブローアウトパネルの開放を想定しているが，設計基準事故での想定と同様の条件で作動する等の理由により，ブローアウトパネルは重大事故等対処設備に該当しないと考えられる。以下に設備の詳細な位置づけをまとめる。（有効性評価で説明済）

(1) ブローアウトパネルの目的，設計

ブローアウトパネルは，原子炉格納容器に作用する外圧が原子炉格納容器の最高使用外圧を超えないようにするため，及び配管破断による圧力荷重によって建屋構造体の健全性が損なわれないようにするため，原子炉格納容器外の一次系配管の破断時等に発生した圧力を建屋外に逃がすことを目的として設計されている。

パネルの開放機構は設定圧力により止め金具が変形し，パネル本体が外れて有効流路面積が確保される単純な仕組みであり，一度開放すると自動で閉鎖することはないものである。

(2) 設計基準事故でのブローアウトパネルの取り扱い

設計基準事故の主蒸気管破断時の線量評価においてはタービン建屋のブローアウトパネルからの放出を想定しており，原子炉建屋内の主蒸気管破断時においても同様に原子炉建屋のブローアウトパネルが開放されることに期待している。設計基準事故のブローアウトパネルの取り扱いは，建屋及び原子炉格納容器の機能維持のための設備であり，設計基準対象施設である。

(3) 有効性評価でのブローアウトパネルの取り扱い

有効性評価で示した IS-LOCA においては事象発生後すぐに原子炉建屋内圧が上昇し，設定圧力に至ることで原子炉建屋のブローアウトパネルが開放されるため，設計基準事故と同様の条件で作動するものである。

また，評価では，運転員のすみやかな事象認知及び隔離操作に期待していないが，実際の定例試験「高圧炉心注水系電動弁手動全開全閉試験」時においては系統過圧により「HPCF ポンプ吸込圧高」の警報が発生し，定例試験を実施していた弁を速やかに閉鎖することになる。こうした現実的な対応を考慮した場合，原子炉建屋の圧力はブローアウトパネルが開放されるような圧力には至らない。

補足 12

海水取水場所での取水ができない場合の代替手段について

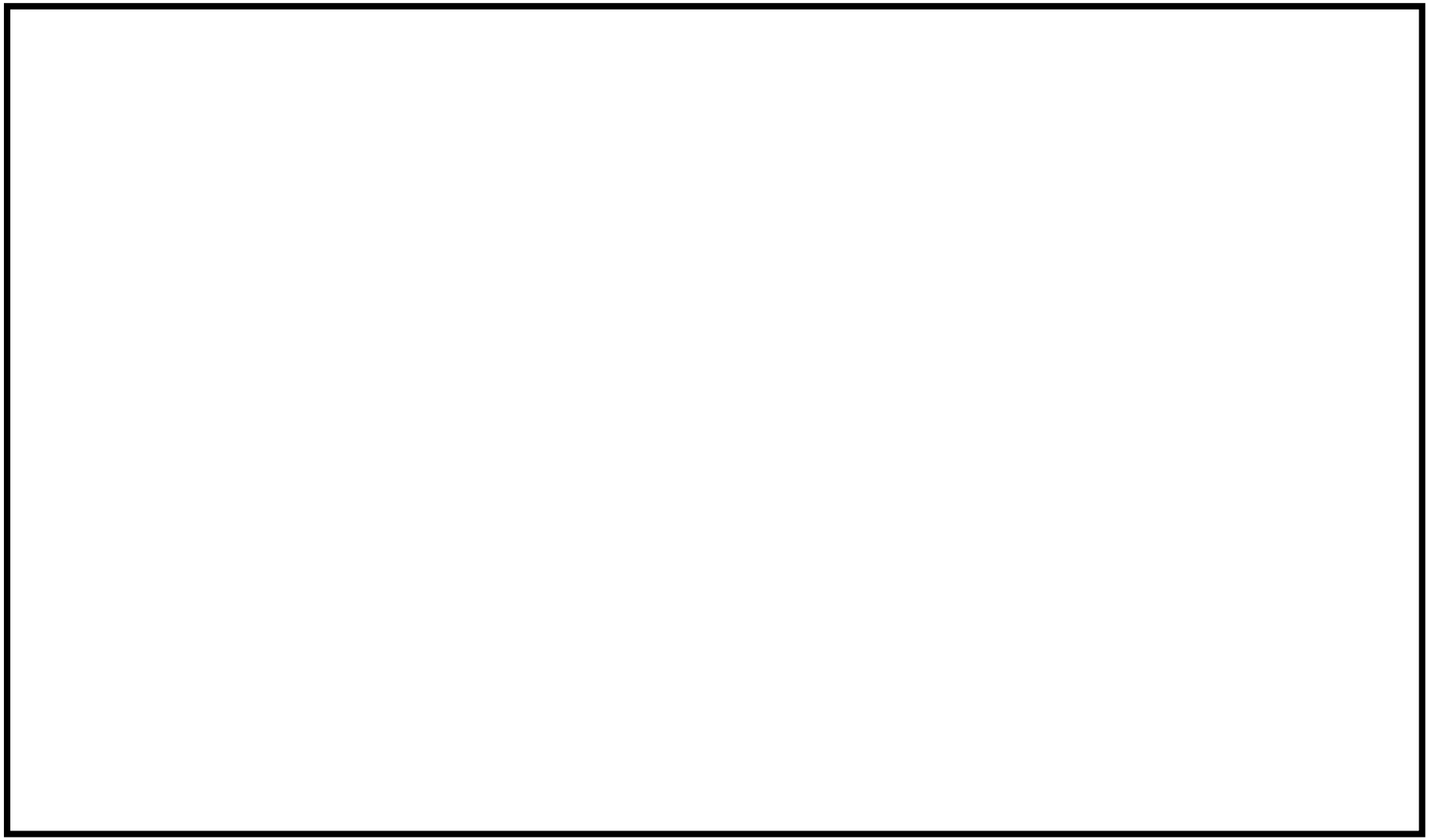
海水取水については，T.M.S.L.+12m に位置する海水取水場所から取水することとしているが，6 号炉や 7 号炉の西側（海側）で海水取水ができない場合を想定し検討を行った。

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原子炉補機冷却系の設置及び使用の成立性について，以下の 3 パターンについて評価を行った。

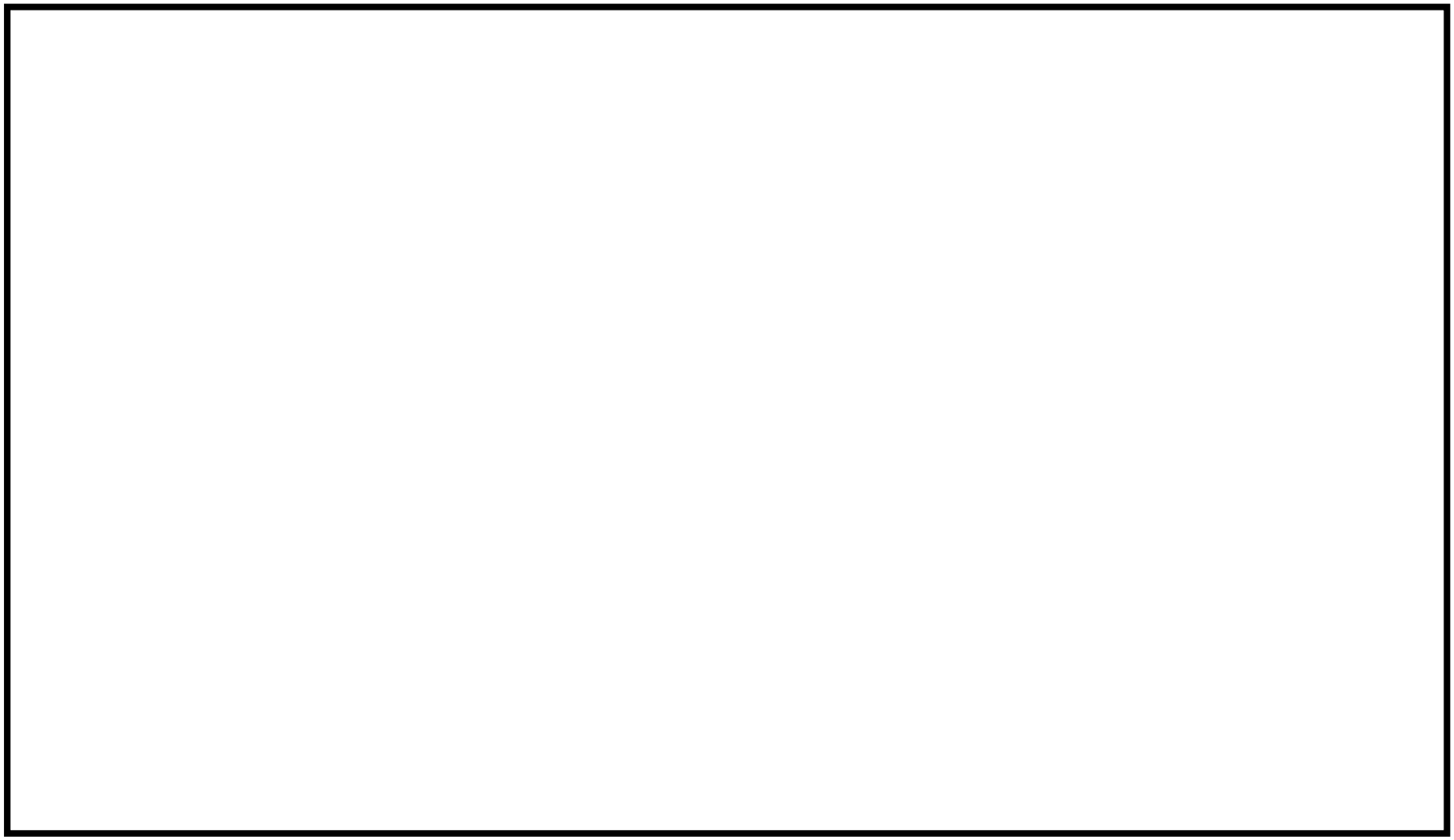
①6 号炉取水路中心付近に影響のある場合（第 1 図）
②7 号炉取水路中心付近に影響のある場合（第 2 図）
③6 号及び 7 号炉の中間が影響のある場合（第 3 図）

- ①のケースについては，7 号炉の海水取水場所は健全であるため，7 号炉については当該箇所から海水を取水する。一方，6 号炉の海水取水場所は使用不可能となる。その場合，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器については格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）等を用いた格納容器ベント操作による除熱に切り替える。使用済燃料プールについては燃料損傷までの時間余裕があることから，燃料プール代替注水系（可搬型）等による注水に切り替える。
- ②のケースについては，6 号炉の海水取水場所は健全であるため，6 号炉については当該箇所から海水を取水する。一方，7 号炉の海水取水場所は使用不可能となる。その場合，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器については格納容器圧力逃がし装置（フィルタベント）等を用いた格納容器ベント操作による除熱に切り替える。使用済燃料プールについては燃料損傷までの時間余裕があることから，燃料プール代替注水系（可搬型）等による注水に切り替える。
- ③のケースについては，それぞれの号炉の海水取水場所からの取水により対応可能と考える。

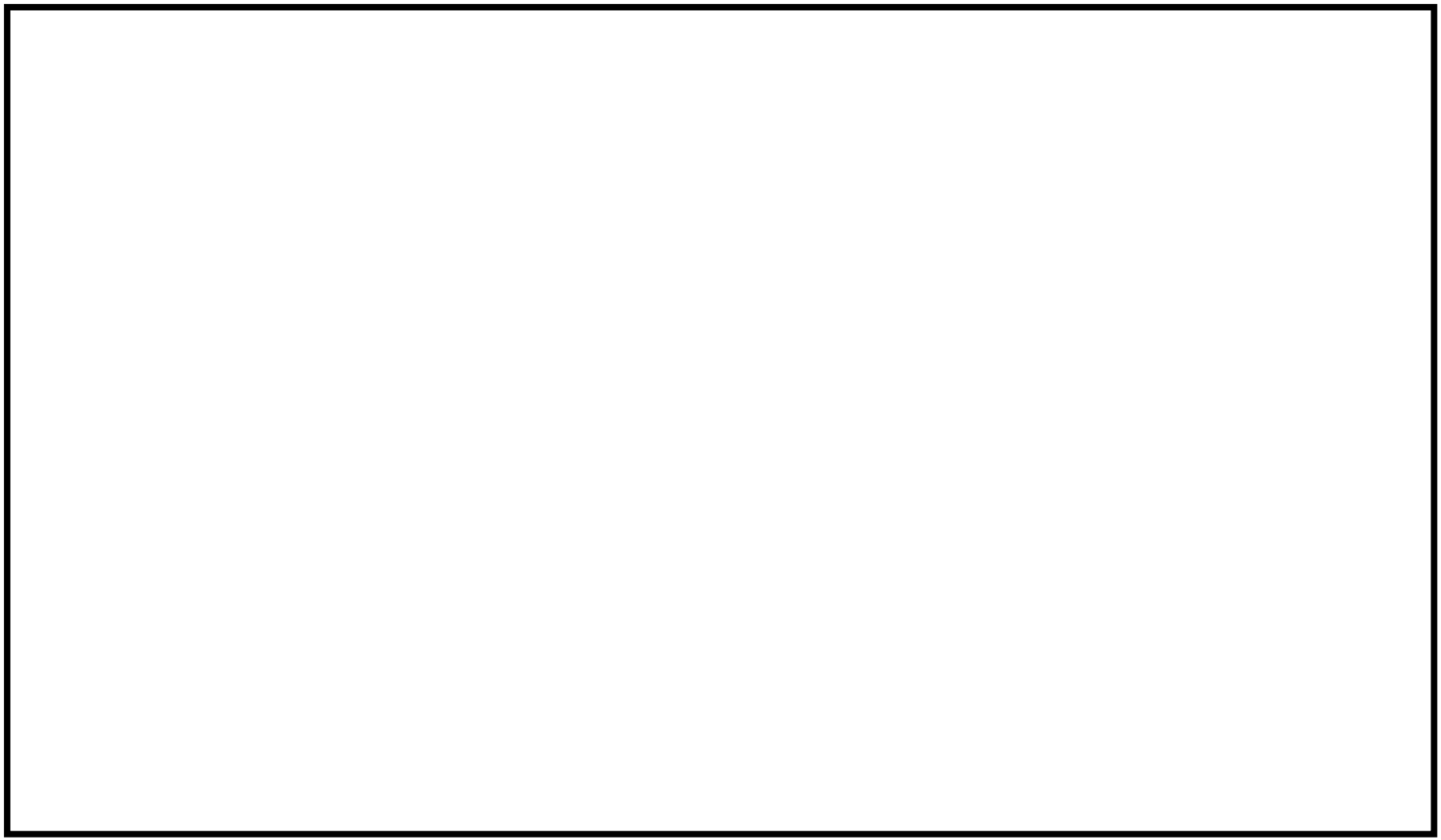
なお，代替原子炉補機冷却系の海水取水については，大容量送水車（熱交換器ユニット用）を用いることとしており，これにより 5 号炉の海水取水箇所からの送水や，護岸からの海水取水も可能となるよう現在，検討を進めている。



第1図　ケース①　6号炉取水路中心付近に影響のある場合



第2図　ケース②　7号炉取水路中心付近に影響のある場合



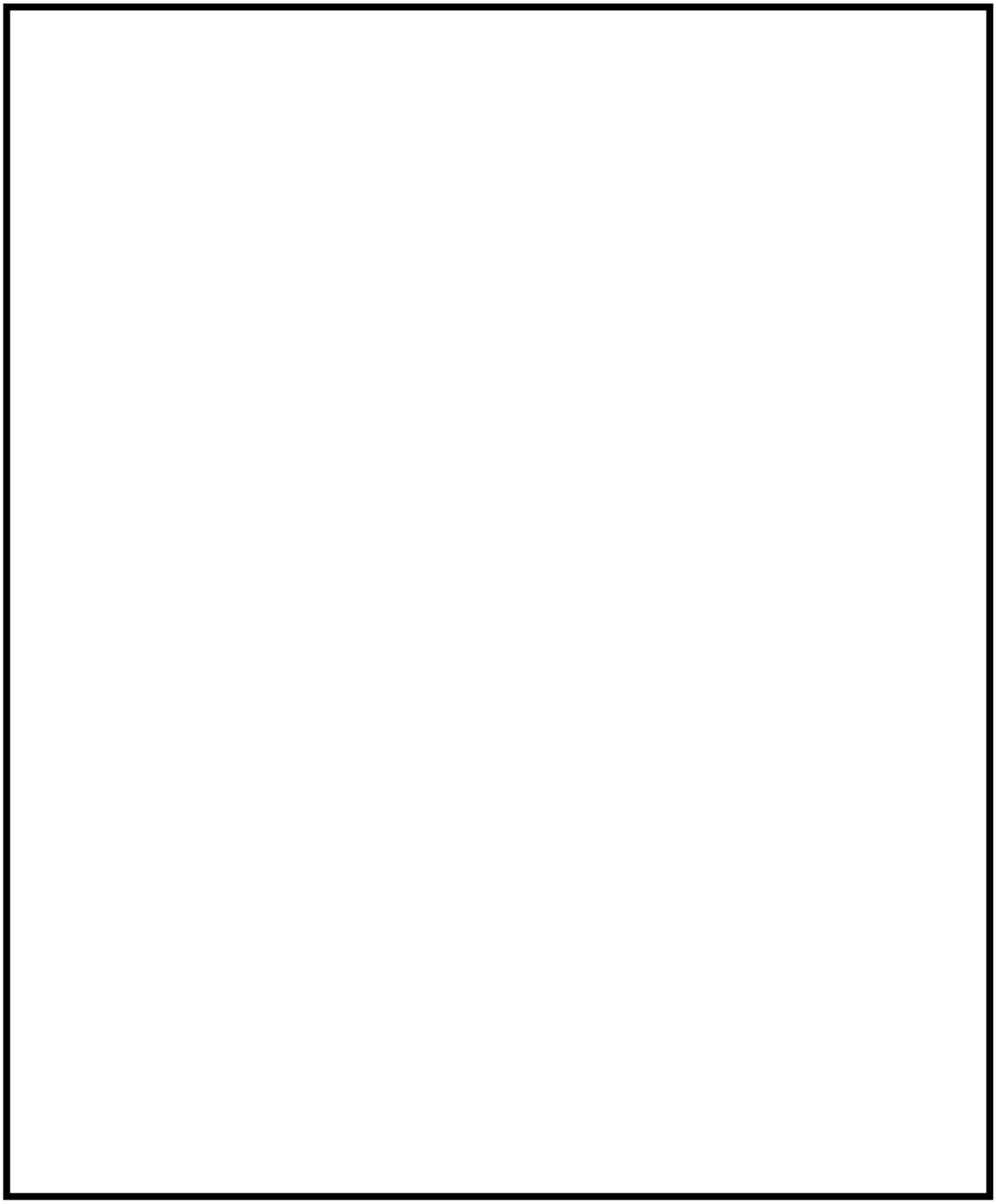
第3図　ケース③　6号及び7号炉の中間に影響のある場合

補足 13

6 号及び 7 号炉主変圧器の地震による接続口への影響について

1. 6 号炉主変圧器について

6 号炉主変圧器と接続口の位置関係を第 1 図に記す。



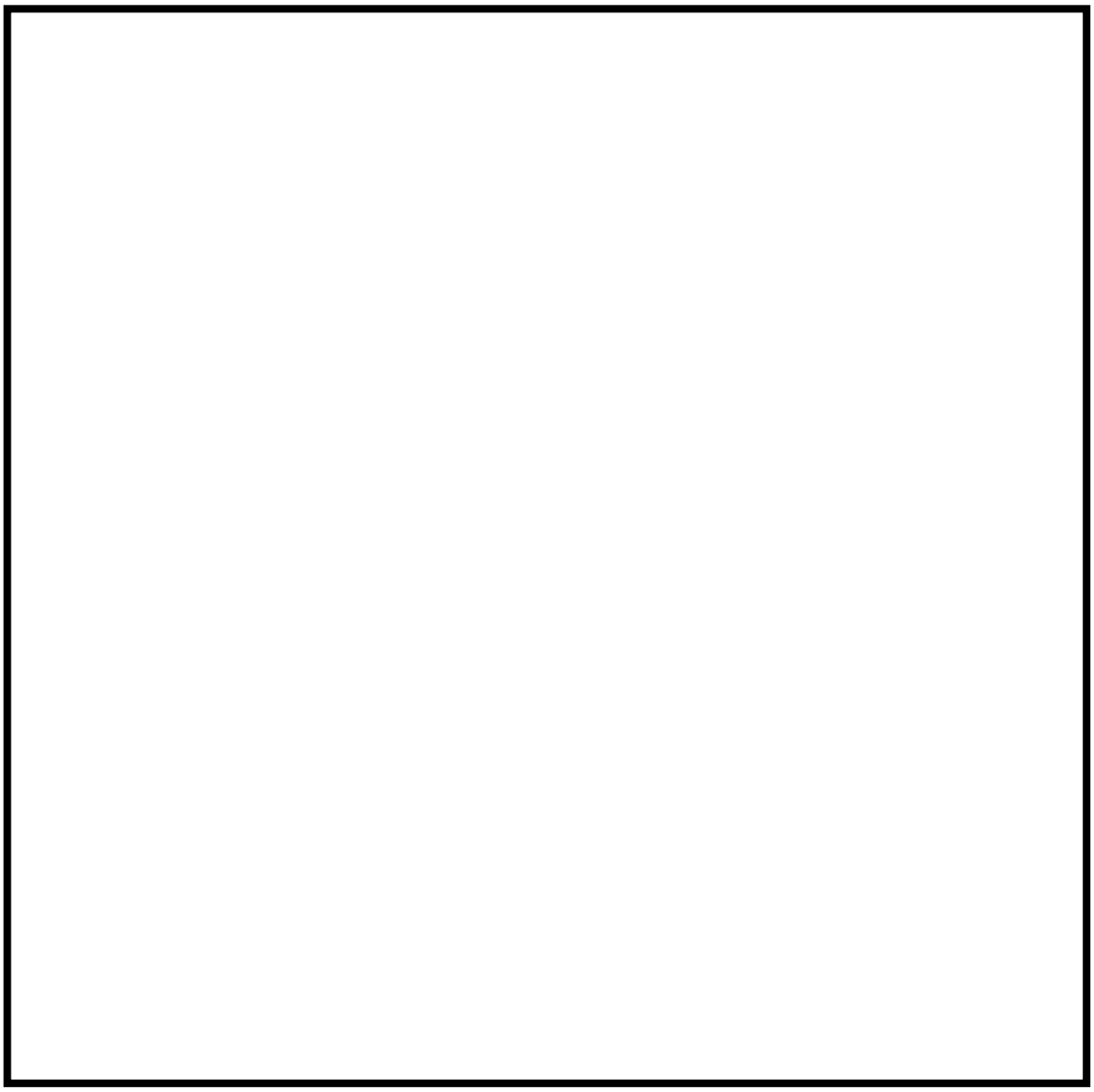
第 1 図　6 号炉主変圧器と接続口の位置関係

可搬型重大事故等対処設備の接続口は，6 号炉主変圧器の側面には設置していないことから，万一地震により 6 号炉主変圧器が転倒しても接続口は影響を受けない。

また，6 号炉主変圧器横のアクセスルートを通過する必要のある接続口は，「復水補給水系（MUWC）接続口」，「使用済燃料プール（SFP）接続口」及び「電源接続口」の 3 つがあるが，6 号炉主変圧器の高さ（11.2m）に対し，6 号炉原子炉建屋側の変圧器基礎部から原子炉建屋壁面まで十分距離（約 13m）があるものの，原子炉建屋風除室（約 2.5m）が障害となりホース接続口までのアクセスが確保できないことから，主変圧器を迂回することで接続口までのアクセス性を確保する。

2.　7 号炉主変圧器について

7 号炉主変圧器と接続口の位置関係を第 2 図に記す。



第 2 図　7 号炉主変圧器と接続口の位置関係

可搬型重大事故等対処設備の電源接続口が 7 号炉主変圧器の側面に設置してあるが，万一地震により 7 号炉主変圧器が転倒しても 7 号炉主変圧器の転倒影響範囲より 6m 以上離れているため，接続口は影響を受けない。

また，可搬型代替注水ポンプ（消防車）の車両設置場所が，7 号炉主変圧器側面のアクセスルート上に予定しているが，万一，7 号炉主変圧器側面のアクセスルートが通行できない場合，主変圧器の手前に車両を配置し，接続口までホースを敷設することで対処可能である。

補足 14

荒浜側防潮堤の扱い変更に伴う
アクセスルート追加等の主な変更点について

1. はじめに

3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を設置する 3 号炉原子炉建屋及び 3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源を敷設する区画については，柏崎刈羽原子力発電所の荒浜側敷地（T.M.S.L.+5m）にある。そのため，基準津波による遡上波の最高水位（最大遡上高さ）T.M.S.L.+7.8m よりも高い天端標高 T.M.S.L.+15m の荒浜側防潮堤を設置することで，3 号炉原子炉建屋及び電源を敷設する区画に対して，基準津波による遡上波が地上部から到達，流入しない設計とすることとしていた。

この荒浜側防潮堤については,柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の審査において，2016 年 7 月 12 日並びに 9 月 8 日の審査会合で説明した地盤の液状化による影響評価の基本方針に基づき，これまで評価を進めてきたが，現時点で相応の対策が必要となる見通しである。

そのため，6 号及び 7 号炉の安全性を可能な限り早期に確保するために，3 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を今回の申請から取り下げ，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の設置を申請範囲に加えることとする。

ここでは，荒浜側防潮堤の扱いが変更したことによる，アクセスルート追加等の主な変更箇所について以下に記載する。

2. 主な変更箇所

(1) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の設置及び関連するアクセスルートの追加整備

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用電源設備を保管する「5 号炉東側保管場所」の新設及び保管場所の新設に伴うアクセスルート，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所への進入路となるアクセスルートを新たに設ける。また，事故号炉等からの放射線影響が高い場合も考慮し，5 号炉原子炉建屋北側の移動ルートが健全な場合に，事故号炉に近づくこと無く徒歩移動ができるよう，5 号炉北側から 5 号炉東側保管場所や 5 号炉原子炉建屋北側へ,移動可能な徒歩のアクセスルート及びサブルートを設ける(第 1 図(追加①))。

さらに，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所への変更に当たり，免震重要棟内緊急時対策所からの移動や緊急時対策要員の発電所構外からの参集のしやすさを考慮する必要がある。

現状，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所へのアクセスルートは既に 2 方向からのアクセスができるよう設定しているが，これに加え，別の経路で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ移動可能となるよう,徒歩のアクセスルートも追加整備する(第 1 図(追加②))。

(2) 防火帯の追加整備

追加で設置した徒歩のアクセスルートに沿って森林火災から当該ルートを防護するための防火帯を追加整備する。なお，追加整備する防火帯は，これまでのものと同等の設計とするため，防火帯が重複する箇所については，プラントからみて内側の防火帯を自主的に整備する防火帯とする（第1図）。

(3) 浸水を防止する敷地高さの設定（T.M.S.L.＋12m）に伴う変更

a.アクセスルート，サブルートの追加及び変更

基準津波による遡上波が到達しない十分に高い敷地として，大湊側の T.M.S.L.＋12m の敷地､及び大湊側,荒浜側の敷地背面の T.M.S.L.＋12m よりも高所の第2図の範囲を，浸水を防止する敷地として設定することから，アクセスルートについても上記条件を満たす範囲とし，これまでアクセスルートとしていた箇所の一部についてサブルートに変更するとともに，新たに免震重要棟北側のルートを新設アクセスルートとすることで，複数のアクセスルートを確保する。なお，サブルートに変更した箇所については，大津波警報が出ておらず，地震によりサブルート側の通行に支障がない場合は，新設アクセスルートと比較し周辺建物の影響の少ないサブルートも活用する方針である(第1図(追加③))。

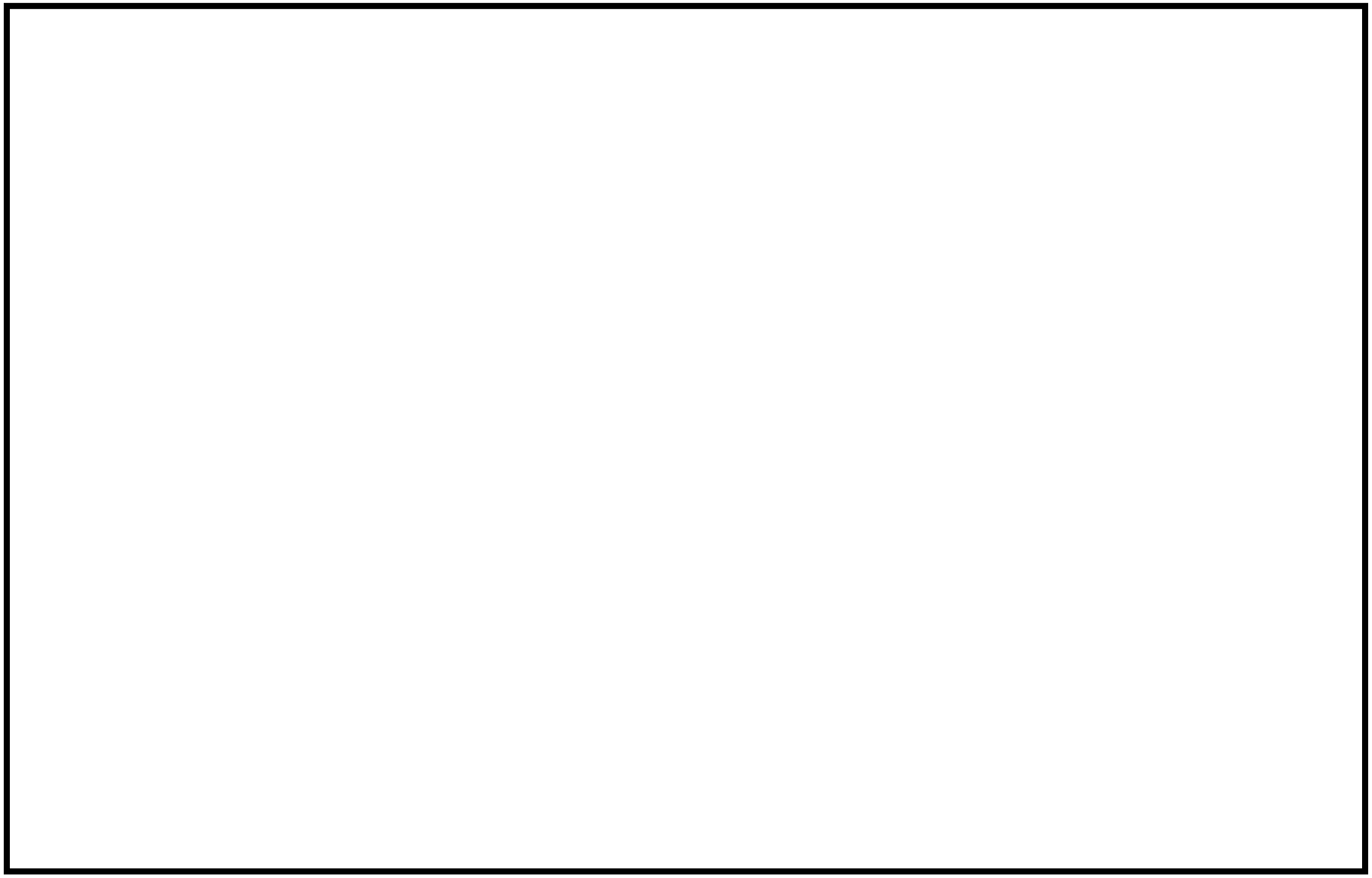
また，免震重要棟から荒浜側高台保管場所までの移動の多様性を確保する観点から，徒歩のアクセスルートを新設する（第1図（追加④））。

なお，電気地下洞道については，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を使用するような大きな地震の場合には，当該ルートの通行の不確実性等も考慮した結果，サブルートとして設定することとした。

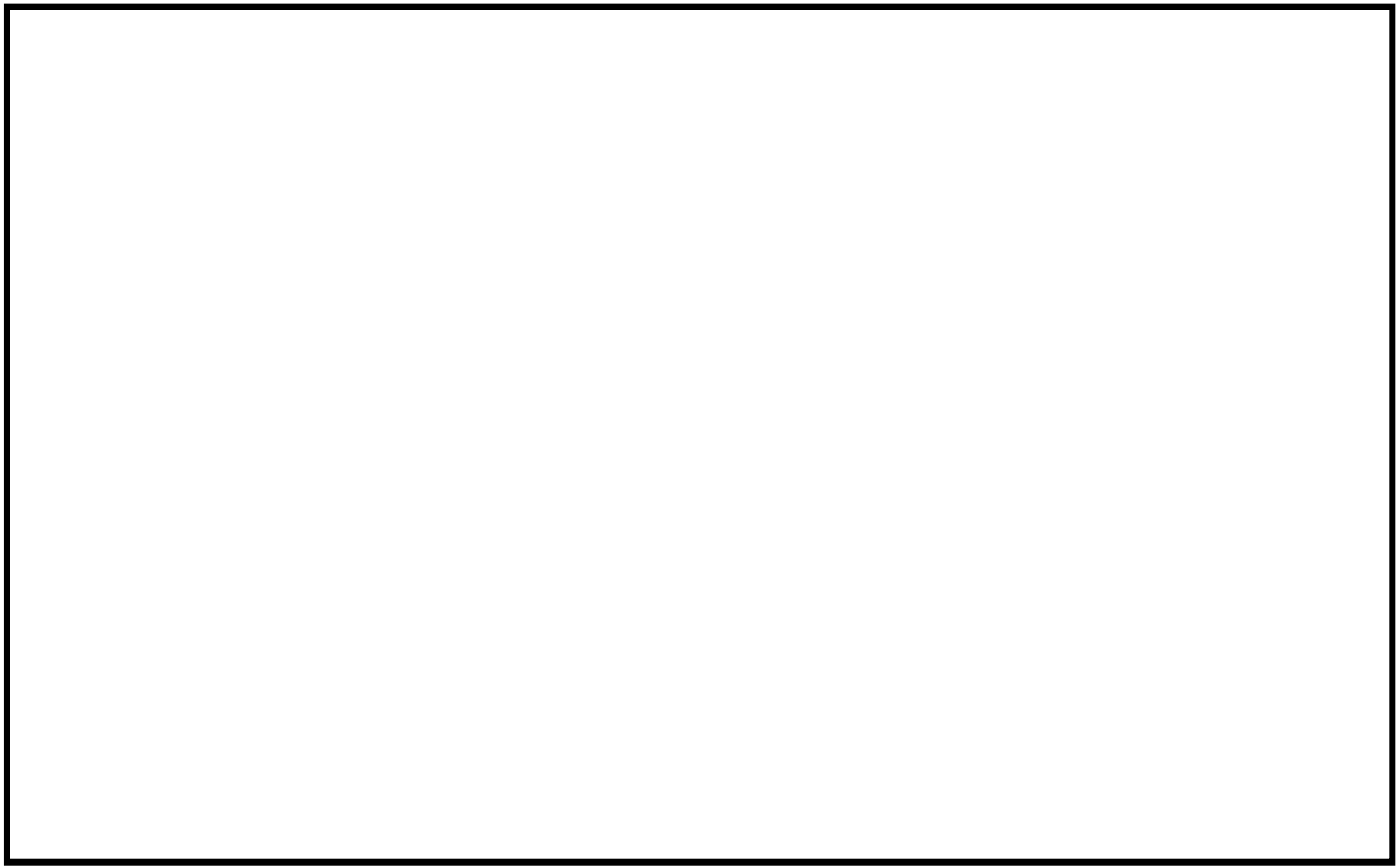
b.荒浜側敷地が浸水した場合のアクセスルートに対する波及的影響

荒浜側敷地が浸水した場合の波及的影響として,荒浜側敷地に設置する設備のうち，タンク等の貯蔵機能を有する設備が損傷し，化学物質等を含む液体が流出することで，荒浜側近傍のアクセスルートのアクセス性を阻害する影響が考えられる。また，荒浜側敷地及び同敷地に設置する建屋内に設置するタンクが損傷することにより，タンクの内包物である化学物質，放射性物質及び油が荒浜側敷地に拡散する可能性がある。

上記内包物が漏えいした場合の影響について，第1表に示すとおり評価し，免震重要棟から高台保管場所及び大湊側敷地へのアクセス性に影響がないことを確認した（設計基準対象施設について」第5条：津波による損傷の防止についてにおいて説明）。



第１図　荒浜側防潮堤の扱い変更に伴う保管場所及びアクセスルート図（2017 年 2 月説明時点）



第2図　浸水を防護する敷地

第1表　アクセスルートへの波及的影響

事象	影響モード	影響評価
遡上域に位置するタンク等の貯蔵機能喪失	化学物質の漏えい	荒浜側防潮堤内敷地に設置（建屋内設置を含む）する薬品タンクから化学物質が漏えいし，遡上域に拡散した場合にあってもアクセスルートが浸水することはなく，化学物質に直接接触することはない。 また，拡散した化学物質は海水により希釈され，その濃度はごく小さくなると考えられるため，化学物質の漏えいに伴う二次的影響（有毒ガスの発生等）は荒浜側防潮堤内敷地遡上域近傍のアクセスルートのアクセス性に影響を与える程大きなものとはならない。
	放射性物質の漏えい	荒浜側に位置する放射性物質を内包する建屋内が浸水した場合にあっても，放射性物質の大部分は建屋内に留まるとともに，一部流出した放射性物質についても海水で希釈され，その濃度はごく小さくなると考えられることから，荒浜側防潮堤内敷地遡上域近傍のアクセスルートにおける線量率はアクセス性に影響を与えるほど大きなものとはならない。
	油漏洩に伴う火災影響	荒浜側防潮堤内敷地に設置する油を内包するタンク，機器等から油が漏えいし，荒浜側防潮堤内敷地近傍のアクセスルート付近で火災が発生する状況においては，当該ルートの山側に設定した迂回ルート（第 1 図における追加④ルートあるいは，さらに山側のルート）を利用することが可能であり，アクセス性は確保できる。

補足 15

5 号炉東側第二保管場所の新設について

有効性評価における「全交流動力電源喪失＋逃し安全弁再閉失敗」（TBP）シナリオにおいて，交流電源を動力源としない可搬型代替注水ポンプを建屋近傍に配置し，水源を確保した上で，4 時間以内に速やかに注水を開始することで炉心損傷を防止できることから，炉心損傷防止可能なシナリオとして整理することとした。

本対策で配置することとした可搬型代替注水ポンプ及びタンクローリの保管場所として，5 号炉東側のアクセスルート脇に「5 号炉東側第二保管場所」を新たに設ける。

第 1 図　5 号炉東側第二保管場所の設置場所（2017 年 2 月説明時点）

補足 16

自衛消防隊建屋の扱いについて

荒浜側（T.M.S.L.+5m）に設置されている自衛消防隊建屋については，荒浜側防潮堤内側に設置しているが，荒浜側防潮堤の扱いが変更になったことで，基準津波による影響を受ける範囲となった。

荒浜側防潮堤の対策工事が完了し，自衛消防隊建屋が基準津波による影響を受けないことが確認されるまでの期間，事務建屋（T.M.S.L.+13m）に自衛消防隊詰め所を設置する。

第 1 図　自衛消防隊建屋と自衛消防隊詰め所の設置場所

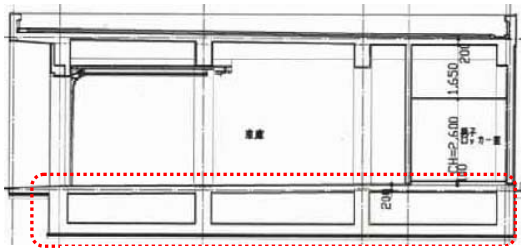
＜参考：自衛消防隊建屋の耐震設計について＞

自衛消防隊建屋は，2009 年に竣工した鉄筋コンクリート造（耐震壁付きラーメン構造）の平屋建て，平面が約 30m×14m，高さが約 4.8m の建屋である。

第 2 図　自衛消防隊建屋

この建屋は中越沖地震で被害に至った車庫の被害事例を参考に，その車庫の耐震性の問題点を以下の点で改善し，定性的ではあるが耐震性の向上を図っている。

- 設計用地震力は，公設の消防署の設計基準における用途係数による割増を参考にして，標準層せん断力係数に 1.5 倍の割増係数を乗じて算出をしている。
- 砂質地盤に直接支持させる建物は，独立基礎にするのが一般的だが，沈下量の違いにより不同沈下を起こしやすいので，基礎梁の上・下端を床スラブでそれぞれつないだ二重床スラブ構造（第 3 図）としている。



二重床スラブ構造

第 3 図　建屋断面図（短辺方向）

今回，基準地震動 Ss による建屋の健全性評価は，基準地震動 Ss による必要保有水平耐力と建屋が持つ保有水平耐力を比較し耐震性を確認した。

基準地震動 Ss による必要保有水平耐力の算定には，自衛消防隊建屋周辺の自由地盤の地盤応答解析結果に基づき，建屋の固有周期の応答スペクトルから得られる加速度を割増係数として標準層せん断力係数 C0 に乗じて地震力を算出し評価を行う。評価結果を第 1 表に示す。

第1表　評価結果

		必要保有水平耐力				保有水平耐力	判定
		Qud (kN)	Fes	Ds	Qun (kN)	Qu (kN)	Qu/Qun
長辺方向	正加力(N→S)	9,964.2	1.492	0.50	7,433.2	6,791.1	0.91
	負加力(S→N)	9,964.2	1.500	0.35	5,231.2	9,912.1	1.89
短辺方向	正加力(N→S)	12,263.7	1.000	0.40	4,905.5	11,211.5	2.28
	負加力(S→N)	12,263.7	1.000	0.40	4,905.5	11,246.5	2.29

Qud：基準地震動 Ss による水平力
Fe ：形状係数
Ds ：構造特性係数
Qun：基準地震動 Ss による必要保有水平耐力
Qu ：建屋が持つ保有水平耐力

保有水平耐力の必要保有水平耐力に対する割合は，NS 方向正加力（N→S）の時に僅かに 1 を下回る結果となった。これは，建屋の東側が車両の出入口となっているため，壁量分布が不均等となり，偏心率が大きいことの影響と考えられる。しかしながら，他の方向の結果は十分な余裕があること，大幅に評価基準を下回る結果ではないことから応力の再配分が期待できること，これらを踏まえある程度の建屋の損傷は避けられないものの，建屋の倒壊に至ることはないと判断した。

なお，地震の変形により建屋扉やシャッターの開閉が不能となる可能性を考慮し，シャッターを常時開放し，消防車両及び消防車隊要員の出動が可能な運用とする。

また，消防車庫と前面の道路との段差は 15cm 以下と評価しているが，より確実に通行できるように車庫内に土のう等を配備する。

緊急時対策所及び淡水送水配管の扱い変更に伴う見直しについて

緊急時対策所及び淡水貯水池からの淡水送水配管の扱い変更に伴い，本資料において以下の方針で修正を行う。

1. 緊急時対策所の変更

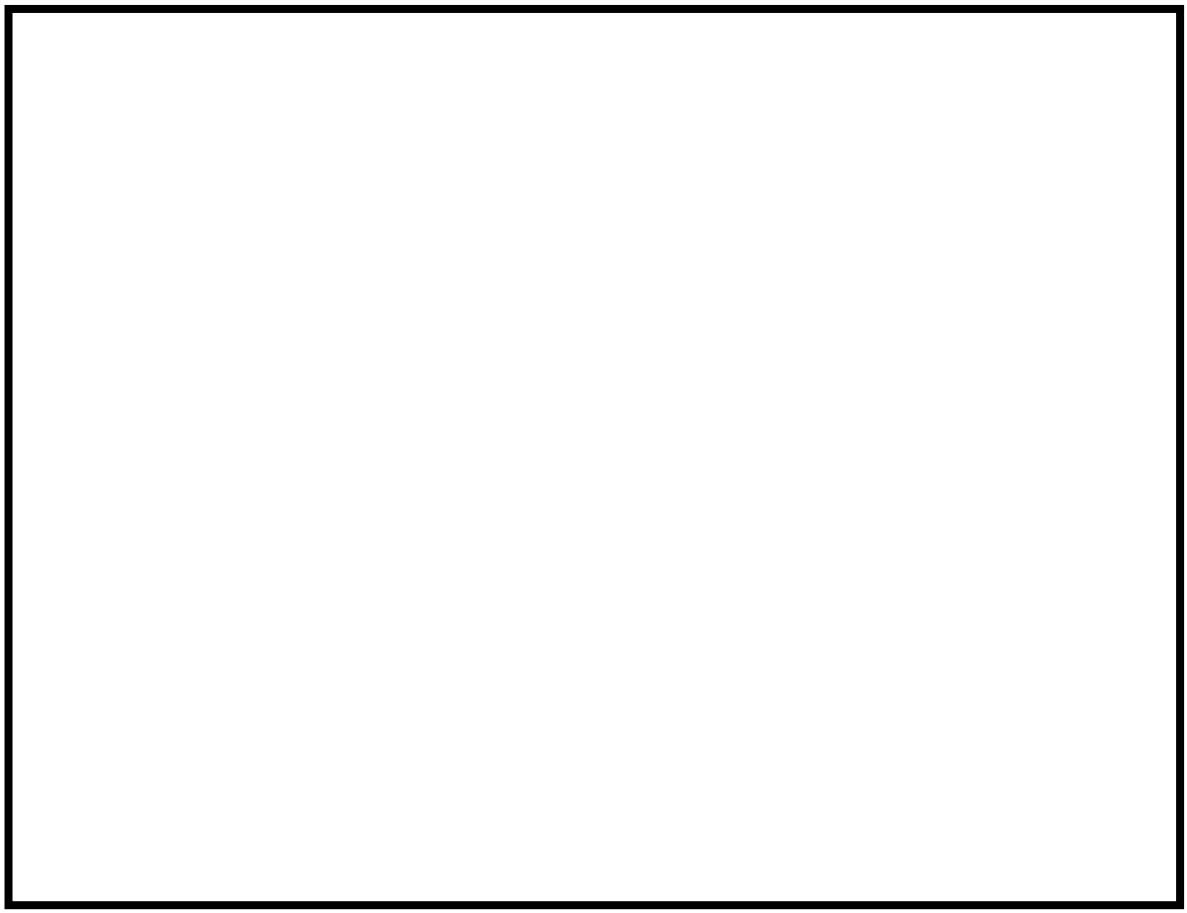
- 免震重要棟内緊急時対策所を起点としていた各評価について，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を起点とした評価に変更。（緊急時対策所審査を踏まえ修正）
- 緊急時対策所の運用が変更となったが，多くの発電所職員が勤務する事務建屋があるため，事務建屋からの移動経路も含めたアクセスルートとしてこれまで同様確保する。
- 免震重要棟内緊急時対策所と 6 号及び 7 号炉に距離があることを踏まえ，重大事故等時の気象状況の急変，爆発等の不測の事態において，現場要員が一時的に待避できるよう「一時待避場所」を 6 号及び 7 号炉近傍に複数設定することとしていた。（補足 7）今回の運用変更により，緊急時対策所は 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で活動する方針となったことから，事故号炉との距離も近く，要員の安全確保を一元的かつ確実に行えるよう，不測の事態時には，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に待避する方針とする。

2.　淡水送水配管の変更

・　淡水送水配管の扱い変更に伴い，淡水貯水池からの淡水送水は，可搬型代替注水ポンプを用いた送水手段を講じることとした。

・　これまで，淡水貯水池周辺のアクセスルートは，徒歩ルートとして整備する方針を説明していたが，淡水貯水池周辺まで可搬型車両が移動できるよう，淡水貯水池周辺の徒歩によるアクセスルートを車両も通行可能なアクセスルートとして整備する。

・　また，淡水貯水池へのアクセスについても，複数のアクセスルートを確保するため，荒浜側と大湊側2方向からアクセス可能となるよう整備する（第1図）。



第1図　淡水送水配管の扱い変更に伴う保管場所及びアクセスルート図
（2017年3月説明時点）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

添付資料 1.0.3

柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉

予備品等の確保及び保管場所について

＜　目　　次　＞

１．　重要安全施設..... 1.0.3-1
２．　予備品等の確保..... 1.0.3-1
３．　予備品等の保管場所..... 1.0.3-2

第１表　重要安全施設一覧..... 1.0.3-3
第２表　予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材..... 1.0.3-5
第１図　予備品等の保管場所..... 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り替えのために必要な機材等の確保及び保管場所について記載する。

１．重要安全施設

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

２．予備品等の確保

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

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

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

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

る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，機械的故障と電気的故障の要因が考えられる原子炉補機冷却海水ポンプ電動機及び原子炉補機冷却水ポンプ電動機を予備品として確保する。

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

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

３．予備品等の保管場所

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

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

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

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

第１表　重要安全施設一覧

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

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

※　予備品（第２表　１．予備品）を保管する系統

第２表　予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材

１．予備品

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

２．がれき撤去用重機

名称	仕様	数量※	保管場所※
ホイールローダ	バケット $3m^3$	４台	荒浜側高台保管場所(T.M.S.L.+37m) 及び 大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)
ショベルカー	バケット $0.7m^3$	２台	荒浜側高台保管場所 (T.M.S.L.+37m) 及び 大湊側高台保管場所(T.M.S.L.+35m)
ブルドーザ	D3	１台	荒浜側高台保管場所 (T.M.S.L.+37m)

３．予備品への取り替え時に使用する重機

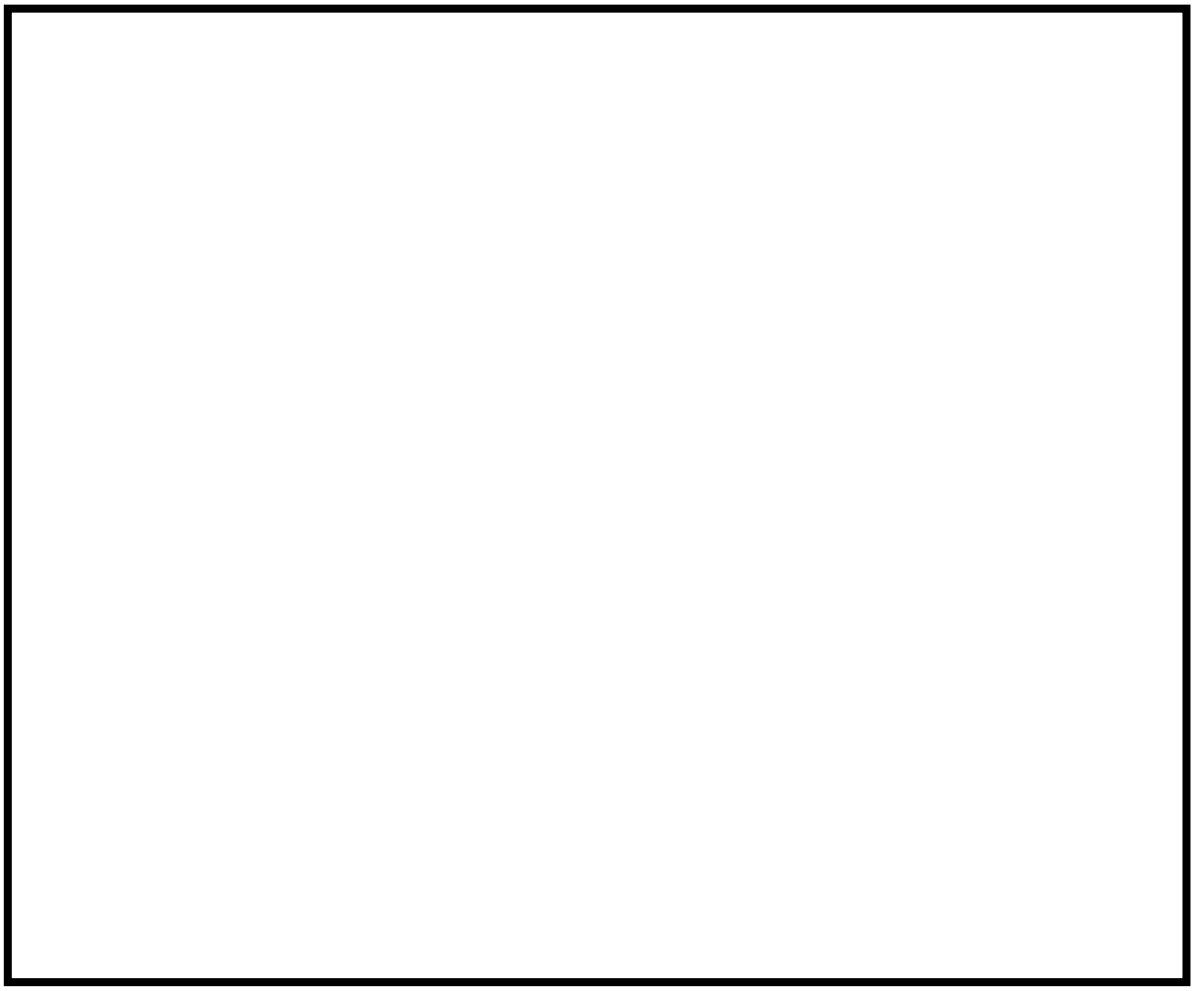
名称	仕様	数量※	保管場所※
ラフタークレーン	最大つり上げ荷重 25t 以上	１台	大湊側高台保管場所 (T.M.S.L.+35m)

４．可搬型照明

名称	電源種別	数量※	保管場所※
乾電池内蔵型照明（ヘッドライト（ヘルメット装着用））	乾電池	100 個 （運転員全員に配備）	中央制御室
		50 個 （原子力防災組織の初動態勢時に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち 5 号炉定検事務室又はその近傍で執務及び宿泊する要員 22 名＋予備 28 個）	5 号炉定検事務室又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所
		50 個 （原子力防災組織の初動態勢時に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち第二企業センター又はその近傍で執務及び宿泊する要員 29 名＋予備 21 個）	第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所
懐中電灯	乾電池	20 個 （現場対応 10 名分＋予備 10 個）	中央制御室
		4 個 （管理区域で懐中電灯が使用不可能時の予備）	現場控室
		30 個 （原子力防災組織の初動態勢時に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち 5 号炉定検事務室又はその近傍で執務及び宿泊する要員 22 名＋予備 8 個）	5 号炉定検事務室又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所
		50 個 （原子力防災組織の初動態勢時に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する要員のうち第二企業センター又はその近傍で執務及び宿泊する要員 29 名＋予備 21 個）	第二企業センター又はその近傍に設置する執務場所又は宿泊場所
		70 個 （保安班，復旧班，自衛消防隊の現場要員 90 名（5 号炉定検事務室又はその近傍の執務又は宿泊場所に配備する 30 個と合わせた 100 個で対応））	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）
乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ LED ライト）	乾電池	20 個 （中央制御室対応として中央制御室主盤エリア 5 個＋中央制御室裏盤エリア 10 個＋中央制御室待避室 2 個＋予備 3 個）	中央制御室
		60 個 （5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）6 個＋5 号炉原子炉建屋内アクセスルート 44 個＋予備 10 個）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）
乾電池内蔵型照明（三脚タイプ LED ライト）	乾電池	4 個 （当直主任席 2 個＋主機操作員席 2 個）	中央制御室
ＬＥＤライト（フロアライト）	内蔵蓄電池	4 個 （非常用ガス処理系配管の補修用 2 個＋予備 2 個）	大湊側高台保管場所
発電機付投光器	発電機	19 台 （復旧班の夜間屋外作業用 19 個）	荒浜側及び大湊側高台保管場所

※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。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第１図　予備品等の保管場所及びアクセスルート

補足１

予備品の確保等の考え方

１．残留熱除去系（RHR）の復旧に関する予備品の確保等について

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

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

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

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

２．予備品を用いた復旧作業について

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

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

第２図　残留熱除去系の復旧手順書の記載例（１／５）

第２図　残留熱除去系の復旧手順書の記載例（２／５）

第２図　残留熱除去系の復旧手順書の記載例（３／５）

第２図　残留熱除去系の復旧手順書の記載例（４／５）

第２図　残留熱除去系の復旧手順書の記載例（５／５）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

添付資料 1.0.4

柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉

外部からの支援について

＜　目　　次　＞

1. 事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材 1.0.4-1
(1)　重大事故等発生後 7 日間の対応 1.0.4-1
(2)　重大事故等発生後 8 日目以降の対応 1.0.4-1
2. プラントメーカ及び協力会社による支援 1.0.4-2
(1)　プラントメーカによる支援 1.0.4-2
a.　支援体制 1.0.4-2
(2)　協力会社による支援 1.0.4-3
a.　放射線測定，管理業務等の支援体制 1.0.4-3
b.　緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制 1.0.4-3
c.　資機材及び要員輸送に係る支援体制 1.0.4-3
d.　燃料調達に係る支援体制 1.0.4-4
e.　消火，注水活動に係る支援体制 1.0.4-4
3. 原子力事業者による支援 1.0.4-4
4. その他組織による支援 1.0.4-5
5. 原子力事業所災害対策支援拠点 1.0.4-7
第 1 表　発電所構内に確保している燃料（事象発生後 7 日間の対応） 1.0.4-8
第 2 表　放射線防護資機材等 1.0.4-9
第 3 表　チェンジングエリア用資機材 1.0.4-12
第 4 表　その他資機材等（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所） 1.0.4-13
第 5 表　原子力災害対策活動で使用する資料（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）
..... 1.0.4-14
第 6 表　原子力事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材 1.0.4-15
第 7 表　原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材，通信連絡設備の整備状況
等 1.0.4-16
第 1 図　重大事故等時における発電所外からの支援体制 1.0.4-17
第 2 図　防災組織全体図 1.0.4-18
第 3 図　原子力事業所災害対策支援拠点 体制図 1.0.4-19
メーカ及び協力企業からの支援に関する合意文書 1.0.4-20
原子力事業所災害対策支援拠点について 1.0.4-48

1．事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材

(1)　重大事故等発生後 7 日間の対応

柏崎刈羽原子力発電所では，重大事故等が発生した場合において，当該事故等に対処するためにあらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備，予備品及び燃料等）により，重大事故等発生後 7 日間における事故収束対応を実施する。あらかじめ用意された手段のうち，重大事故等対処設備については，技術的能力 1.1「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」から 1.19「通信連絡に関する手順等」にて示す。

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

放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材，その他資機材，原子力災害対策活動で使用する資料の数量とその考え方については，第 2～5 表に示すとおり，外部からの支援なしに重大事故等発生後 7 日間の活動に必要な資機材等を 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所等に配備している。重大事故等時において，現場作業では作業環境が悪化していることが予想され，緊急時対策要員等の作業員は環境に応じた放射線防護具を着用する必要がある。このため作業員は，添付資料 1.0.13「緊急時対策要員の作業時における装備について」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。柏崎刈羽原子力発電所では，第 2～5 表に示す 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所，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となる水の供給手順等」にて示す。

(2)　重大事故等発生後 8 日目以降の対応

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

燃料等について，継続的な重大事故等対策を実施できるよう重大事故等発生後 6 日後までに支援できる体制を整備している。

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

2．プラントメーカ及び協力会社による支援

重大事故等時における外部からの支援については，プラントメーカ及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する人員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び人員の派遣等について，協議及び合意の上，支援計画を定め，「柏崎刈羽原子力発電所における原子力防災組織の発足時の事態収拾活動への協力」に係る協定を締結し，重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

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

(1)　プラントメーカによる支援

重大事故等時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため，プラントの状況に応じた事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援を迅速に得られるよう，プラントメーカ（株式会社東芝，日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社）との間で支援体制を整備するとともに，平常時から必要な連絡体制を整備している。また，事故対応が長期に及んだ場合においても交替要員等の継続的に支援を得られる体制としている。本支援に関するプラントメーカとの合意文書を別紙１に示す。

a.　支援体制

（平時体制）

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

（緊急時体制）

・原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第 10 条第 1 項又は第 15 条第 1 項に定める事象が発生した場合に技術支援を要請。
・緊急時の状況評価及び復旧対策に関する助言，電気・機械・計装設備，その他の技術的情報を提供等により当社を支援。
・中長期対応として，メーカ本社等における 2,000 名規模（株式会社東芝，日立Ｇ

Ｅニュークリア・エナジー株式会社それぞれにおいて 1,000 名規模）の技術支援体制を構築。

・技術支援については，本社対策本部のみならず，必要に応じて発電所対策本部でも実施可能。

(2)　協力会社による支援

重大事故等時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため，事故収束及び復旧対策活動の協力が得られるよう，協力会社 16 社と支援内容に関する覚書等を締結し，支援体制を整備するとともに，平常時から必要な連絡体制を整備している。

協力会社 16 社の支援については，重大事故等時においても支援を要請できる体制であり，協力会社要員の人命及び身体の安全を最優先にした放射線管理を行う。また，事故対応が中長期に及んだ場合においても交替要員等の継続的な派遣を得られる体制としている。本支援に関する協力企業との合意文書を別紙１に示す。

a.　放射線測定，管理業務等の支援体制

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

b.　緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制

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

(1) 熱交換器建屋の排水作業
(2) 代替熱交換器による補機冷却水確保
(3) 土木設備，機械・電気・計装設備・通信連絡設備の修理，復旧等に関する事項
(4) クレーンの運転・操作，及びトラックの運転
(5) 電源車仮設ケーブル移動作業
(6) プラント内仮設ケーブル接続作業
(7) 予備海水ポンプモータへの取替作業
(8) 現場・事務所の照明等の環境整備に関する作業
(9) がれきの撤去
(10) 緊急車両等の通行ルート確保

c.　資機材及び要員輸送に係る支援体制

柏崎刈羽原子力発電所で重大事故等が発生した場合又は発生のおそれがある場合の陸路による資機材の輸送，空路による資機材及び要員の輸送について，それぞれ

協力企業と協定等を結んでいる。

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

なお，陸路での輸送については東電物流株式会社，空路での輸送については新日本ヘリコプター株式会社と契約を結んでいる。

ヘリコプターによる空輸を実施する場合には，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，発電所構内のヘリポート間を往復する。発電所近隣のヘリポートとしては，災害時の飛行場外離着陸場として柏崎市内の 1 箇所について，発電所構内のヘリポートとともに新日本ヘリコプター株式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

柏崎刈羽原子力発電所に重大事故等が発生した場合又は発生のおそれがある場合における燃料調達手段として，当社と取引のある燃料供給会社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，柏崎刈羽原子力発電所内の備蓄及び近隣からの調達を強化している。

e. 消火，注水活動に係る支援体制

柏崎刈羽原子力発電所の構内（建物内含む）で火災が発生した場合の消火，発電用原子炉や使用済燃料プール注水活動，復水貯蔵槽等への水補給に関する活動の支援について協力企業と契約を結んでいる。

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

3．原子力事業者による支援

上記のプラントメーカ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。

「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」の内容は以下の通り。

（目的）

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

（情報連絡）

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

（協力要請）

・ 原災法第 10 条に基づく通報を実施した場合，ただちに他の協定事業者に協力要員の派遣及び資機材の貸与に係る協力要請を行う。

（協力の内容）

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

・ 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 6 表に示す資機材の貸与 他

（支援本部の活動）

・ 幹事事業者

発災事業所の場所ごとに，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。（当社柏崎刈羽原子力発電所が発災した場合は，それぞれ東北電力株式会社，北陸電力株式会社としている。）

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

・支援本部の設置について

当社は，あらかじめ支援本部候補地を 3 箇所程度設定している。発災事業者は，協力を要請する際に，候補地の中から支援本部の設置場所を決定し伝える。

支援本部設置後は，緊急事態応急対策等拠点施設（オフサイトセンター）に設置される原子力災害合同対策協議会と連携を取りながら，発災事業者との協議の上，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，重大事故等時に多様かつ高度な災害対応を行うため， 平成 25 年 1 月に日本原子力発電株式会社内の組織として「原子力

緊急事態支援センター」を原子力事業者共同で設置した。原子力緊急事態支援センターでは，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等，原子力災害対策活動能力の向上を図っている。

その後，更に原子力緊急事態支援センターの強化を図るため，当社を含む原子力事業者と日本原子力発電株式会社との間で「原子力緊急事態支援組織の運営に関する基本協定」を締結し，平成 28 年 3 月に「原子力緊急事態支援組織」が設立された。なお，平成 28 年 12 月には活動拠点を福井県美浜町の「美浜原子力緊急事態支援センター」に移し，本格運用が開始されている（「原子力緊急事態支援センター」は廃止）。

原子力緊急事態支援組織の支援に関する事項は以下のとおり。

（支援要請）

発災事業者は，原災法第 10 条に基づく通報後，速やかにその情報を原子力緊急事態支援組織に連絡するとともに，事態に応じて資機材の提供などの支援要請を行う。

（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，がれき等屋外障害物の除去によるアクセスルートの確保，屋内障害物の除去や機材運搬等を行う。

（平常時）

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

（要員）

21 名

（資機材）

- 遠隔操作資機材（小型・中型ロボット，小型・大型無線重機，無線小型ヘリコプター）
- 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（重機搬送車用），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の事故において，発電所外からの支援に係る対応拠点としてＪヴィレッジを活用したことを踏まえ，柏崎刈羽原子力発電所においても同様な機能を配置する候補地点をあらかじめ選定し，必要な要員及び資機材を確保する。候補地点の選定に当たっては，重大事故等時における風向及び放射性物質の拡散範囲等を考慮し，柏崎刈羽原子力発電所からの方位，距離（約 20km 圏内外）が異なる地点を複数選定する。

別紙 2 の第 1 図に，支援拠点を記した地図を示す。柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画においては，柏崎エネルギーホール（新潟県柏崎市），信濃川電力所（新潟県小千谷市），当間高原リゾート（新潟県十日町市。休憩，仮泊，資機材置場のみ）を支援拠点として定めている。

第 2 図に防災組織全体図を，第 3 図に支援拠点の体制図を示す。

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

支援拠点の設置場所及び活動場所を，放射性物質が放出された場合の影響，周囲の道路状況等を踏まえた上で決定し，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本社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 7 表）

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

第1表　発電所構内に確保している燃料（事象発生後7日間の対応）

プラント状況：6号及び7号炉運転中。　1～5号炉停止中。

事象：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱は6号及び7号炉を想定。

なお，全プラントで外部電源喪失が発生することとし，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備等，プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列				合計	判定
7号炉	事象発生直後～事象発生後7日間				7日間の軽油消費量 **約816kL**	7号炉軽油タンク容量は **約1,020kL**であり， 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 3台起動。※1 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） 1,493L/h×24h×7日×3台＝752,472L	復水貯蔵槽給水用　可搬型代替注水ポンプ（A-2級）4台起動。 21L/h×24h×7日×4台＝14,112L	代替原子炉補機冷却系専用の電源車 2台起動。（燃費は保守的に最大負荷時を想定） 110L/h×24h×7日×2台＝36,960L	代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車（熱交換器ユニット用） 1台起動。 65L/h×24h×7日×1台＝10,920L		
6号炉	事象発生直後～事象発生後7日間				7日間の軽油消費量 **約816kL**	6号炉軽油タンク容量は **約1,020kL**であり， 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 3台起動。※1 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） 1,493L/h×24h×7日×3台＝752,472L	復水貯蔵槽給水用　可搬型代替注水ポンプ（A-2級）4台起動。 21L/h×24h×7日×4台＝14,112L	代替原子炉補機冷却系専用の電源車 2台起動。（燃費は保守的に最大負荷時を想定） 110L/h×24h×7日×2台＝36,960L	代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車（熱交換器ユニット用） 1台起動。 65L/h×24h×7日×1台＝10,920L		
1号炉	事象発生直後～事象発生後7日間				7日間の軽油消費量 **約632kL**	1号炉軽油タンク容量は **約632kL**であり， 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。※2 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） 1,879L/h×24h×7日×2台＝631,344L					
2号炉	事象発生直後～事象発生後7日間				7日間の軽油消費量 **約632kL**	2号炉軽油タンク容量は **約632kL**であり， 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。※2 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） 1,879L/h×24h×7日×2台＝631,344L					
3号炉	事象発生直後～事象発生後7日間				7日間の軽油消費量 **約632kL**	3号炉軽油タンク容量は **約632kL**であり， 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。※2 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） 1,879L/h×24h×7日×2台＝631,344L					
4号炉	事象発生直後～事象発生後7日間				7日間の軽油消費量 **約632kL**	4号炉軽油タンク容量は **約632kL**であり， 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。※2 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） 1,879L/h×24h×7日×2台＝631,344L					
5号炉	事象発生直後～事象発生後7日間				7日間の軽油消費量 **約632kL**	5号炉軽油タンク容量は **約632kL**であり， 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。※2 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） 1,879L/h×24h×7日×2台＝631,344L					
その他	事象発生直後～事象発生後7日間				7日間の軽油消費量 **約13kL**	1～7号炉軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料タンク（容量**約100kL**）の残容量（合計）は **約495kL**であり， 7日間対応可能。
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 1台起動。（燃費は保守的に最大負荷時を想定） 45L/h×24h×7日＝7,560L モニタリング・ポスト用発電機 3台起動。（燃費は保守的に最大負荷時を想定） 9L/h×24h×7日×3台＝4,536L					

※1　事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は2台であるが，保守的に非常用ディーゼル発電機3台を起動させて評価した。

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

第 2 表　放射線防護資機材等

○防護具

品名	配備数（6 号及び 7 号炉共用）※7		
	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	中央制御室	構内（参考）
不織布カバーオール	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
靴下	1,890 足※1	420 足※8	約 5,000 足
帽子	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
綿手袋	1,890 双※1	420 双※8	約 5,000 双
ゴム手袋	3,780 双※2	840 双※9	約 15,000 双
全面マスク（電動ファン付き全面マスクを含む）	810 個※3	180 個※10	約 2,000 個
チャコールフィルタ	3,780 個※2	840 個※9	約 5,000 個
アノラック	945 着※4	210 着※11	約 3,000 着
汚染区域用靴	40 足※5	10 足※12	約 300 足
高線量対応防護服（タングステンベスト）	14 着※6	―	10 着
セルフエアセット※13	4 台	4 台	約 100 台
酸素呼吸器※14	―	5 台	約 20 台

※1：180 名（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕。以下同様）×7 日×1.5 倍
※2：※1×2
※3：180 名×3 日（除染による再使用を考慮）×1.5 倍
※4：180 名×7 日×1.5 倍×50%（年間降水日数を考慮）
※5：80 名（1～7 号炉対応の現場復旧班要員 65 名＋保安班要員 15 名）×0.5（現場要員の半数）
※6：14 名（プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員 14 名）
※7：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）
※8：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×2 交替×7 日×1.5 倍
※9：※8×2
※10：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×2 交替×3 日（除染による再使用を考慮）×1.5 倍
※11：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×2 交替×7 日×1.5 倍×50%（年間降水日数を考慮）
※12：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）
※13：初期対応用 3 台+予備 1 台
※14：インターフェイスシステム LOCA 等対応用 4 台+予備 1 台

・1.5 倍の妥当性の確認について
【5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所】
第 2 次緊急時態勢時（1 日目），1～7 号炉対応の要員は緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名であり，機能班要員 84 名，現場要員 80 名及び自衛消防隊 10 名で構成されている。このうち，本部要員は，5 号炉原子炉建屋内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がないが，全要員は 12 時間に 1 回交替するため，2 回の交替分を考慮する。また，現場要員 80 名は，1 日に 6 回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し，防護具類を着用する必要がないため考慮しない。
プルーム通過以降（2 日目以降），1～7 号炉対応の要員は緊急時対策要員 111 名＋5 号炉運転員 8 名

であり，機能班要員 54 名，現場要員 57 名及び 5 号炉運転員 8 名で構成されている。このうち，本部要員は，5 号炉原子炉建屋内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がないが，全要員は 7 日目以降に 1 回交替するため，1 回の交替分を考慮する。また，現場要員は 1 日に 2 回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し，防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

174 名×2 交替＋80 名×6 回＋119 名＋65 名×2 回×6 日＝1,727 着＜1,890 着

【中央制御室】

要員数 18 名は，運転員（中央制御室）7 名と運転員（現場）11 名で構成されている。運転員は 2 交替を考慮し，交替時の 1 回着用を想定する。また，運転員（現場）は，1 日に 1 回現場に行くことを想定している。

18 名×1 回×2 交替×7 日＋11 名×1 回×2 交替×7 日＝406 着＜420 着

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

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

○計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数（6 号及び 7 号炉共用）※7	
		5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	電子式線量計	180 台※1	70 台※2
	ガラスバッチ	180 台※1	70 台※2
GM 汚染サーベイメータ		5 台※3	3 台※3
電離箱サーベイメータ		8 台※4	2 台※4
可搬型エリアモニタ		3 台※5	3 台※6

※1：180 名（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）
※2：18 名（6 号及び 7 号炉運転員）＋46 名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
※3：モニタリング及びチェンジングエリアにて使用
※4：モニタリングに使用
※5：5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性（線量率）を確認するための重大事故等対処設備として 2 台（予備 1 台）を 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の対策本部及び待機場所に 1 台ずつ設置する。
設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象）
※6：各エリアにて使用。設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象）
※7：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

○飲食料等

品名	配備数（6 号及び 7 号炉共用）※10	
	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室
飲食料等※1 ・食料 ・飲料水（1.5 リットル）	 3,780 食※4 2,520 本※5	 420 食※7 280 本※8
簡易トイレ※2	1 式	1 式
ヨウ素剤※3	1,440 錠※6	320 錠※9

※1：プルーム通過中に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から退出する必要がないように，余裕数を見込んで 1 日分以上の食料及び飲料水を待避室内に保管する。残りの数量については，5 号炉原子炉建屋に保管することで，必要に応じて取りに行くことが可能である。
※2：プルーム通過中に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から退出する必要がないよう，また，本設のトイレが使用できない場合に備え，簡易トイレを配備する。
※3：初日に 2 錠，二日目以降は 1 錠／一日服用する。
※4：180 名（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）×7 日×3 食
※5：180 名（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）
×7 日×2 本(1.5 ﾘｯﾄﾙ／本)
※6：180 名（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）
×8 錠（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／1 日×6 日）
※7：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×7 日×3 食
※8：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×7 日×2 本
※9：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）
×8 錠（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／1 日×6 日分）×2 交替
※10：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

第3表　チェンジングエリア用資機材

名称	数量（6号及び7号炉共用）		根拠
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	中央制御室	
エアーテント	2式（南側ルート，北東側ルート各1式ずつ）	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	2巻	
バリア	4個	2個	
フェンス	28枚	4枚	
粘着マット	2枚	2枚	
ヘルメット掛け	1式	—	
ポリ袋	25枚	20枚	
テープ	5巻	2巻	
ウエス	2箱	1箱	
ウェットティッシュ	10巻	2巻	
はさみ	6個	1個	
マジック	2本	2本	
簡易シャワー	1台	1台	
簡易タンク	1台	1台	
トレイ	1個	1個	
バケツ	2個	2個	
可搬型空気浄化装置	3台（予備1台）	1台（予備1台）	
乾電池内蔵型照明	7台（予備1台）	4台（予備1台）	

第 4 表　その他資機材等（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

名称	仕様等	数量
酸素濃度計	・測定範囲：0～100％ ・測定精度：±0.5％(0～25.0％) ±3.0％(25.1％以上) ・電　　源：単 3 形乾電池 4 本 ・検知原理：ガルバニ電池式 ・管理目標：18％以上（酸素欠乏症防止規則を準拠）	3 台※1
二酸化炭素濃度計	・測定範囲：0～10,000ppm ・測定精度：±3％FS ・電　　源：単 3 形乾電池 4 本 ・検知原理：非分散形赤外線式（NDIR） ・管理目標：0.5％以下（事務所衛生基準規則を準拠）	3 台※1
一般テレビ （回線，機器）	報道や気象情報等を入手するため，一般テレビ（回線，機器）を配備する。	1 式
社内パソコン （回線，機器）	社内情報共有必要な資料・書類等を作成するため，社内用パソコンを配備するとともに，必要なインフラ（社内回線）を整備する。	1 式

※1：予備を含む。

第5表　原子力災害対策活動で使用する資料（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

資　　料　　名
1．発電所周辺地図 ①　発電所周辺地域地図　（1/25,000） ②　発電所周辺地域地図　（1/50,000）
2．発電所周辺航空写真パネル
3．発電所気象観測データ ①　統計処理データ ②　毎時観測データ
4．発電所周辺環境モニタリング関連データ ①　空間線量モニタリング設備配置図 ②　環境試料サンプリング位置図 ③　環境モニタリング測定データ
5．発電所周辺人口関連データ ①　方位別人口分布図 ②　集落の人口分布図 ③　市町村人口表
6．主要系統模式図（各号炉）
7．原子炉設置（変更）許可申請書（各号炉）
8．系統図及びプラント配置図 ①　系統図 ②　プラント配置図
9．プラント関係プロセス及び放射線計測配置図（各号炉）
10．プラント主要設備概要（各号炉）
11．原子炉安全保護系ロジック一覧表（各号炉）
12．規定類 ①　原子炉施設保安規定 ②　原子力事業者防災業務計画
13．事故時操作基準

第6表　原子力事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材

項　　目
GM 汚染サーベイメータ
NaI シンチレーションサーベイメータ
電離箱サーベイメータ
ダストサンプラ
個人線量計（ポケット線量計）
高線量対応防護服（タングステンベスト）
全面マスク
不織布カバーオール
ゴム手袋
遮蔽材
放射能観測車
Ge 半導体式試料放射能測定装置
ホールボディカウンタ
全アルファ測定装置
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 7 表　原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材，通信連絡設備の整備状況等

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，持ち込むこととしている。

○通信連絡設備

資機材	数量	保管場所
携帯電話	5 台	本社
衛星電話設備（可搬型）	3 台	本社
	10 台	柏崎エネルギーホール
ＦＡＸ（電力保安通信用電話設備，局線加入電話設備，衛星電話設備（社内向）の共用ＦＡＸ）	2 台	信濃川電力所

○計測器

資機材	数量	保管場所
GM 汚染サーベイメータ	42 台	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所
シンチレーションサーベイメータ	1 台	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所
電離箱サーベイメータ	1 台	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所
個人線量計	945 台	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所

○出入管理

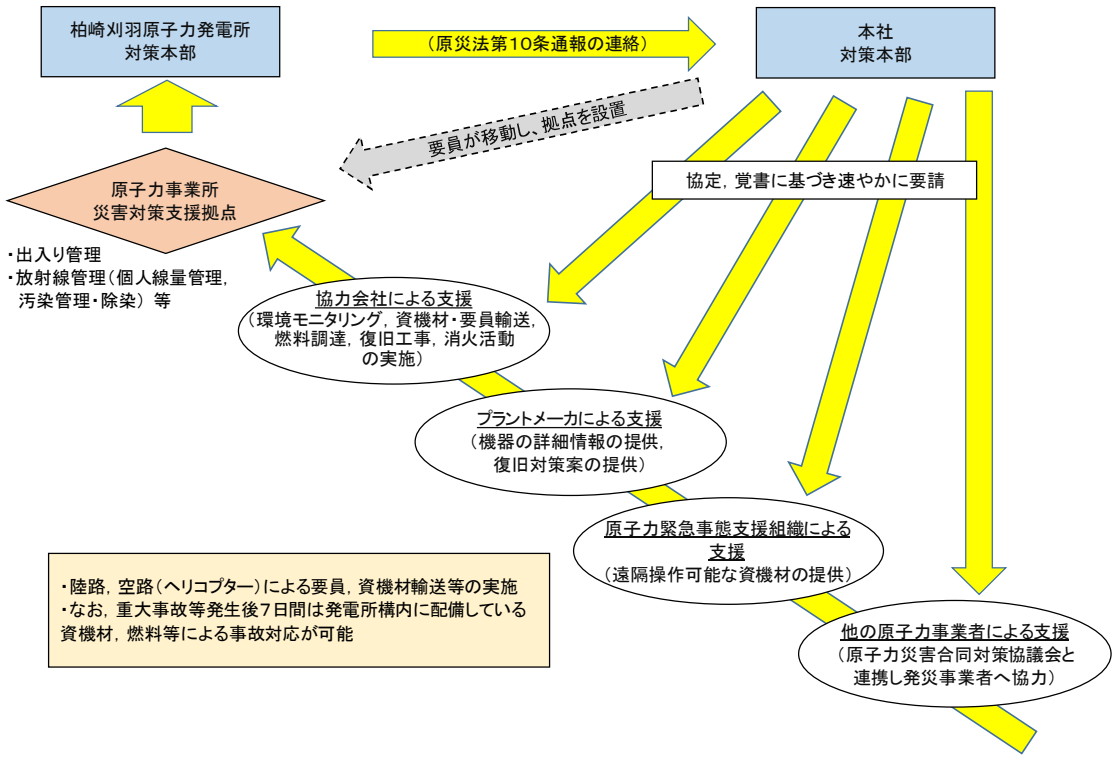
資機材	数量	保管場所
簡易式入退域管理装置	1 式	本社

○防護具

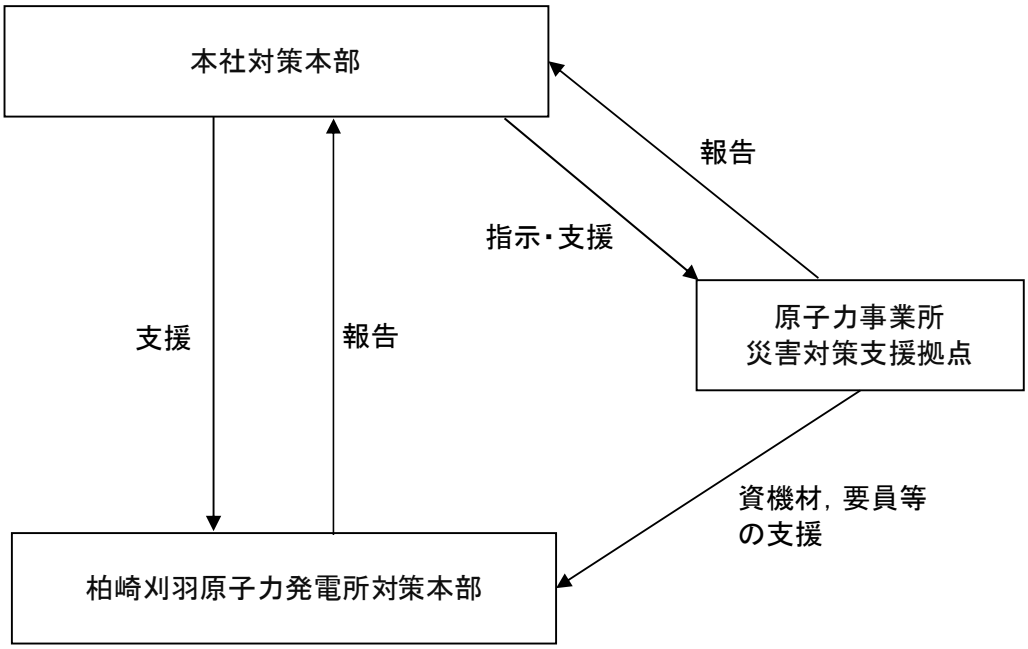
資機材	数量	保管場所
保護衣類（不織布カバーオール）	3,300 着	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所
全面マスク	1,100 組	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所

○その他

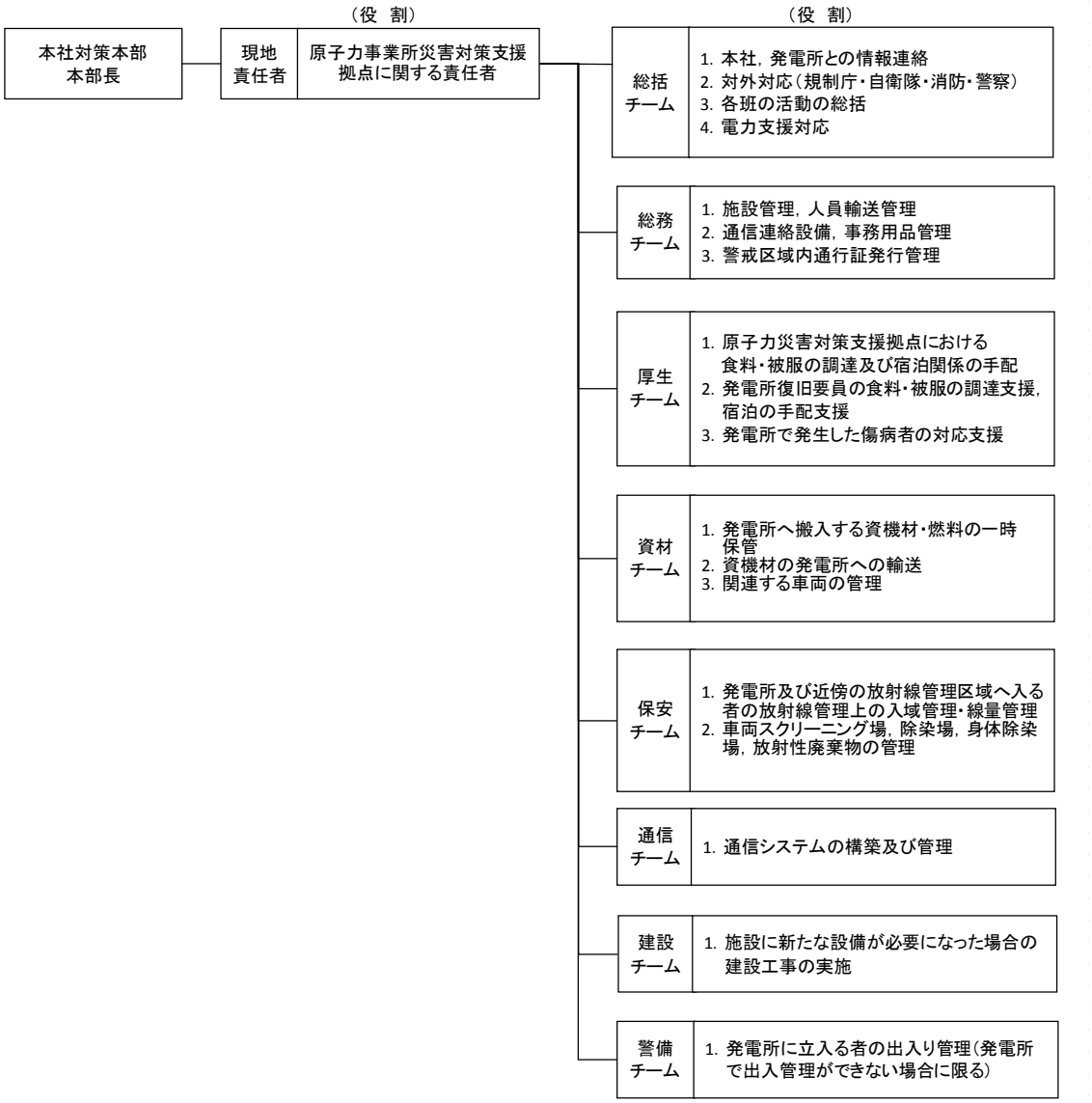
資機材	数量	保管場所
ヨウ素剤	1,600 錠	本社



第１図　重大事故等時における発電所外からの支援体制


本社対策本部
報告
指示・支援
支援
報告
原子力事業所
災害対策支援拠点
資機材，要員等
の支援
柏崎刈羽原子力発電所対策本部

第 2 図　防災組織全体図

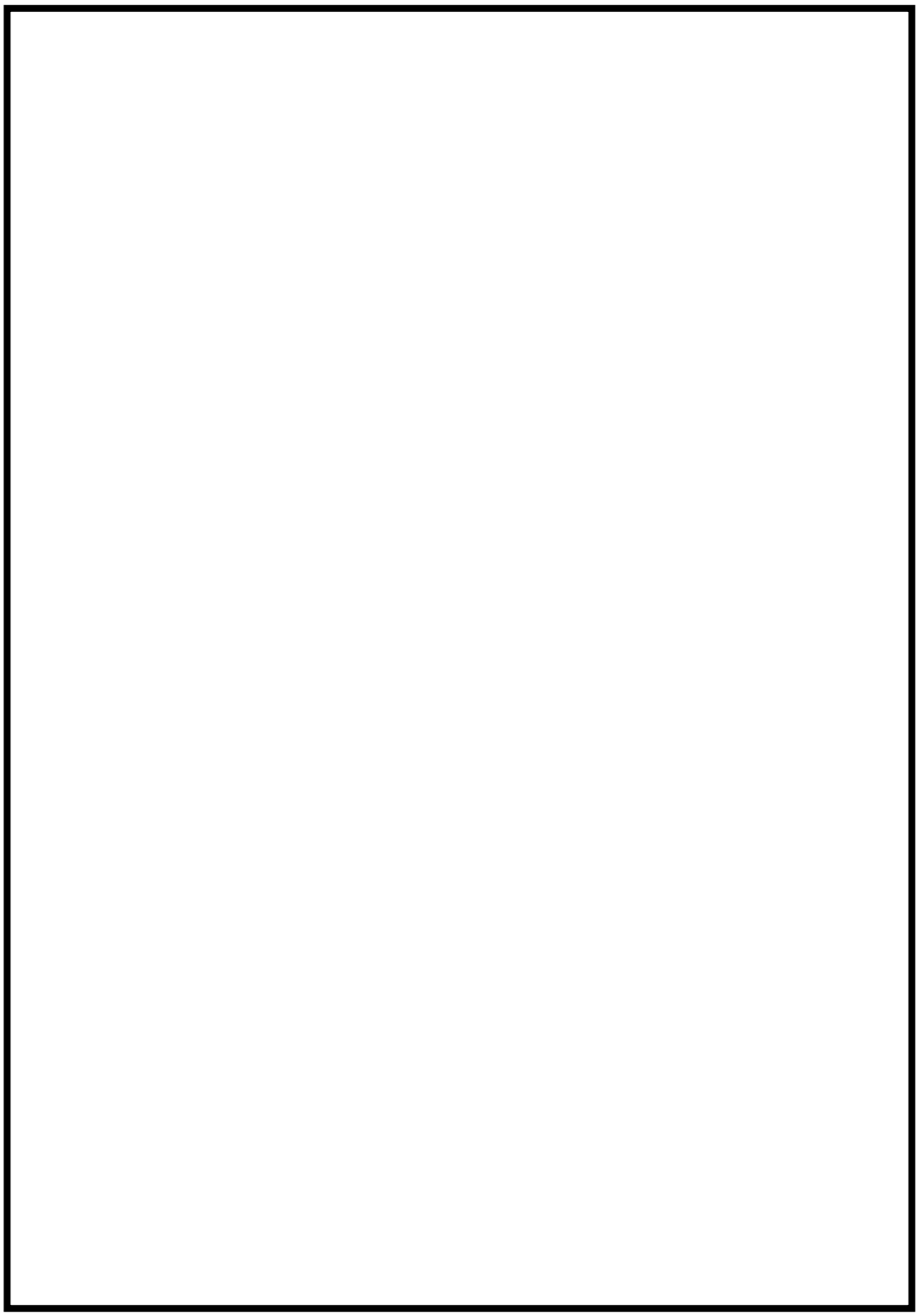


第 3 図　原子力事業所災害対策支援拠点 体制図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

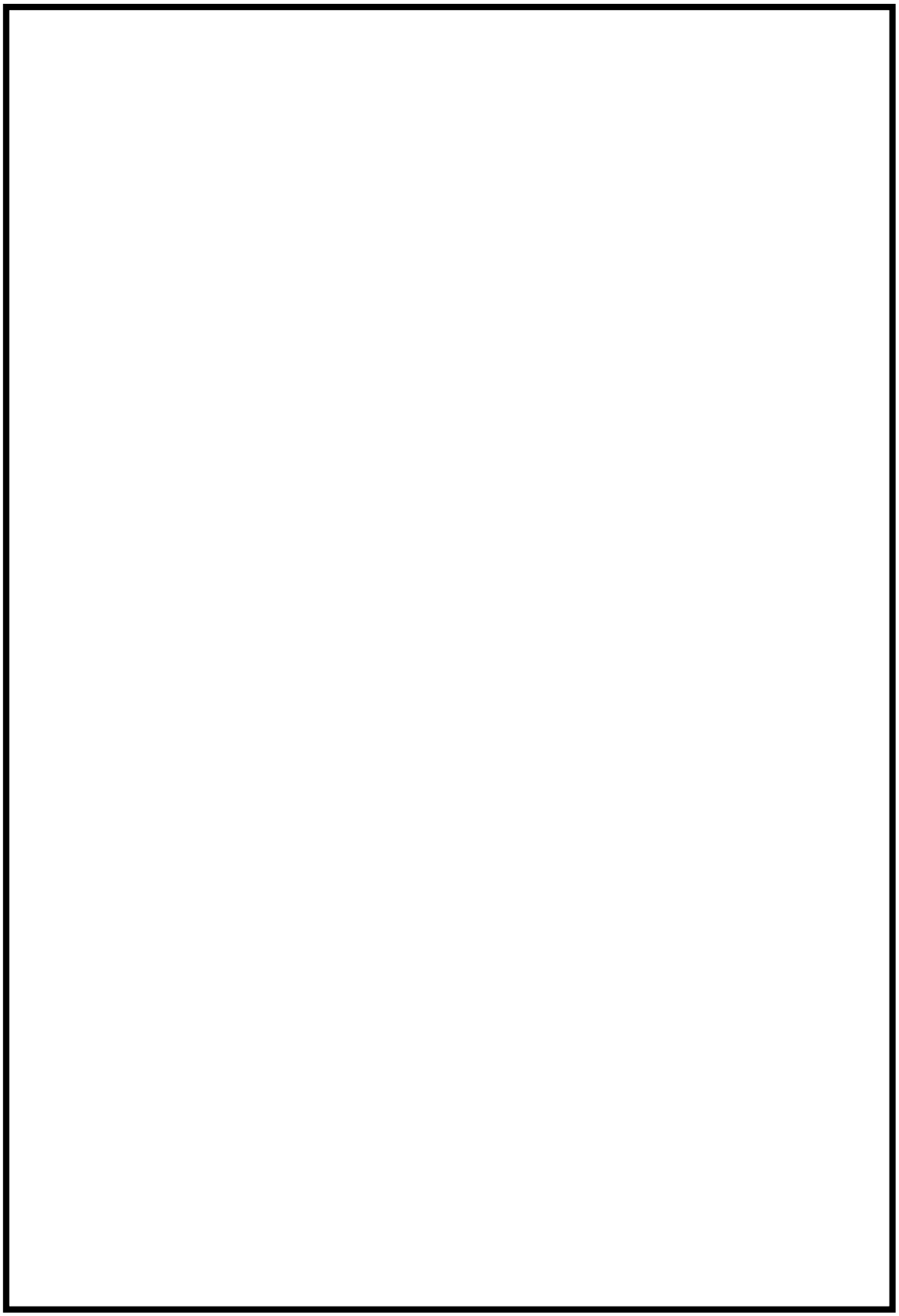
別紙 1

メーカ及び協力企業からの支援に関する合意文書



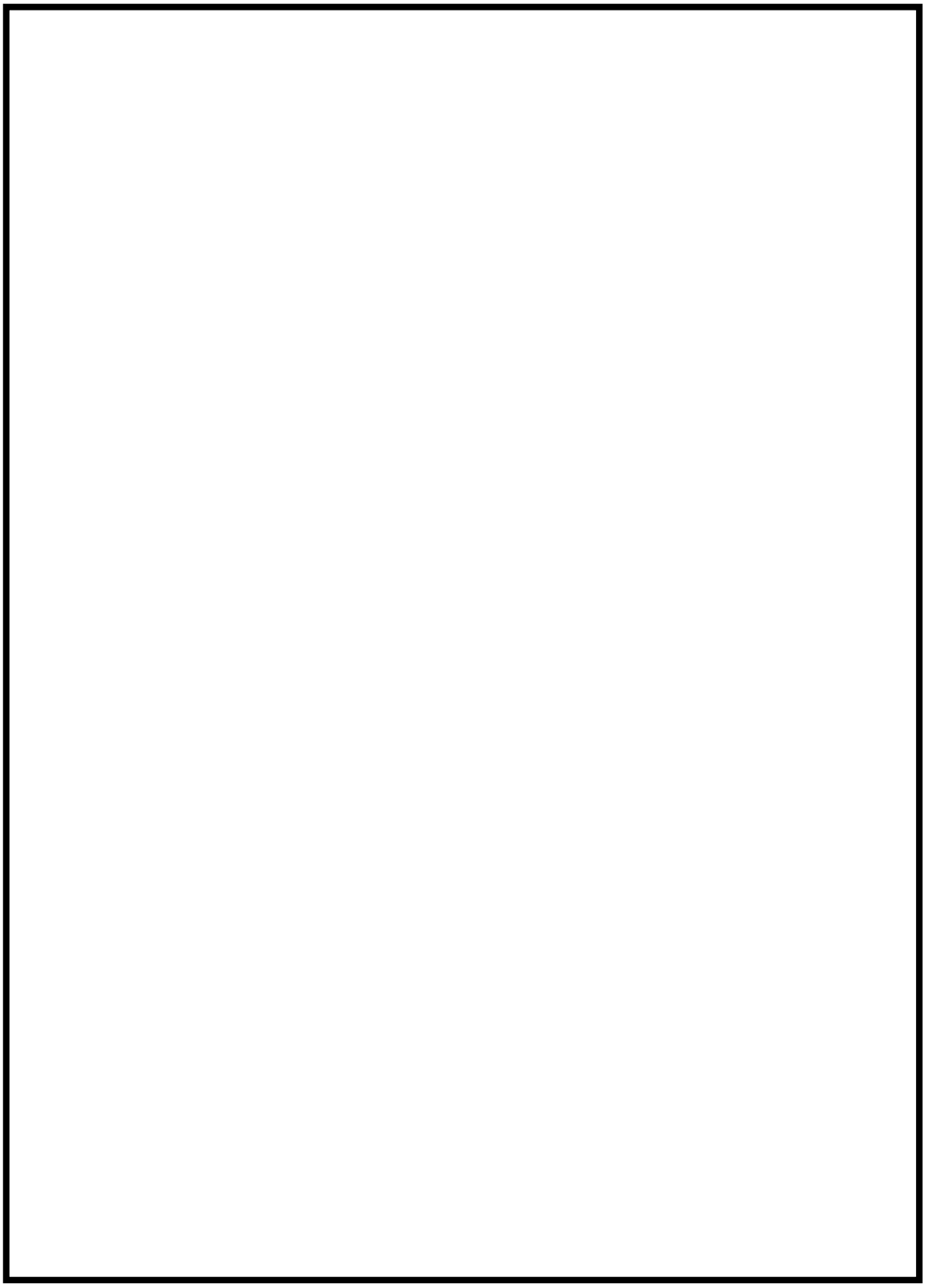
第 1 図　プラントメーカ（A 社）との覚書（1/3）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



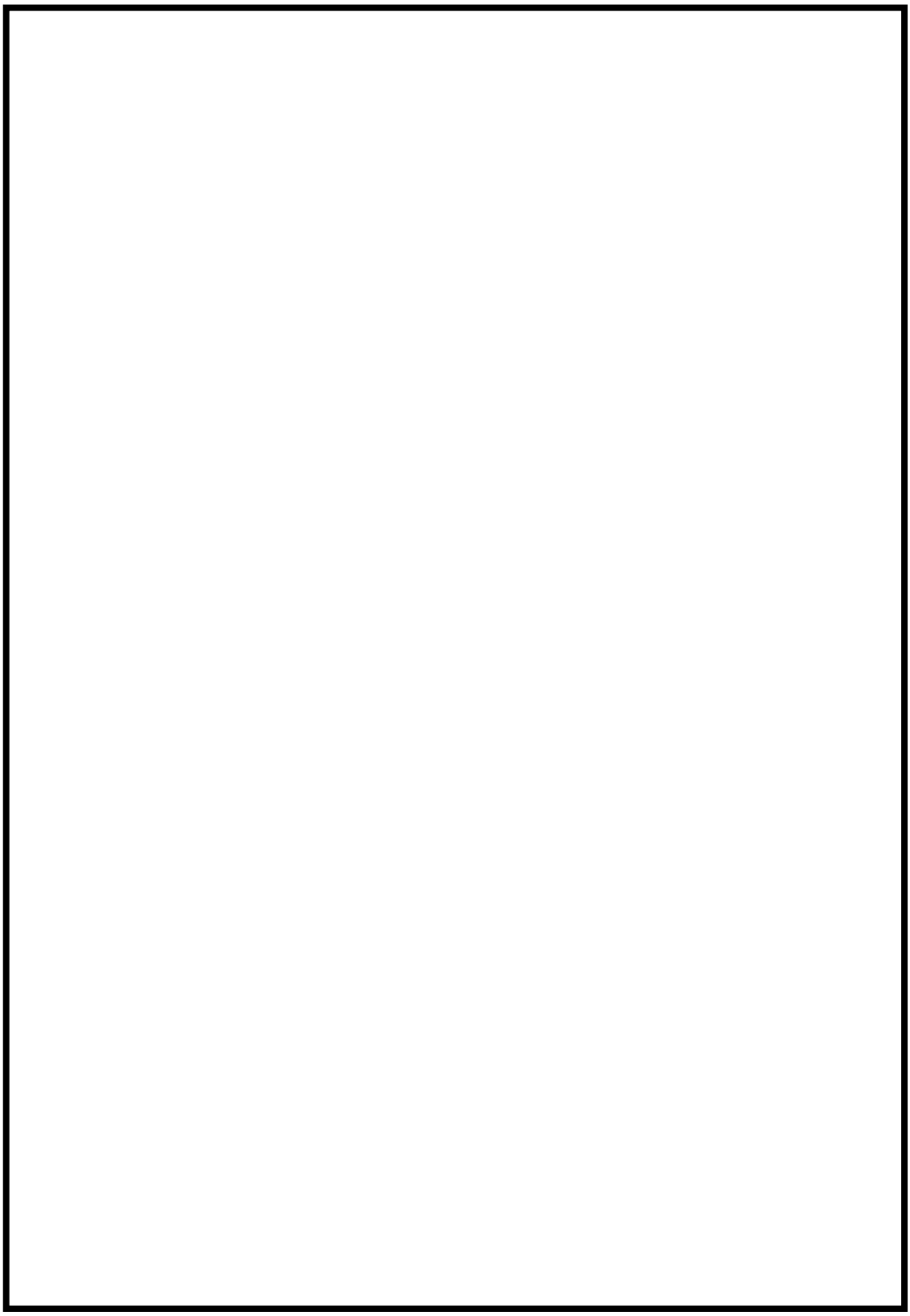
第1図　プラントメーカ（A社）との覚書（2/3）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



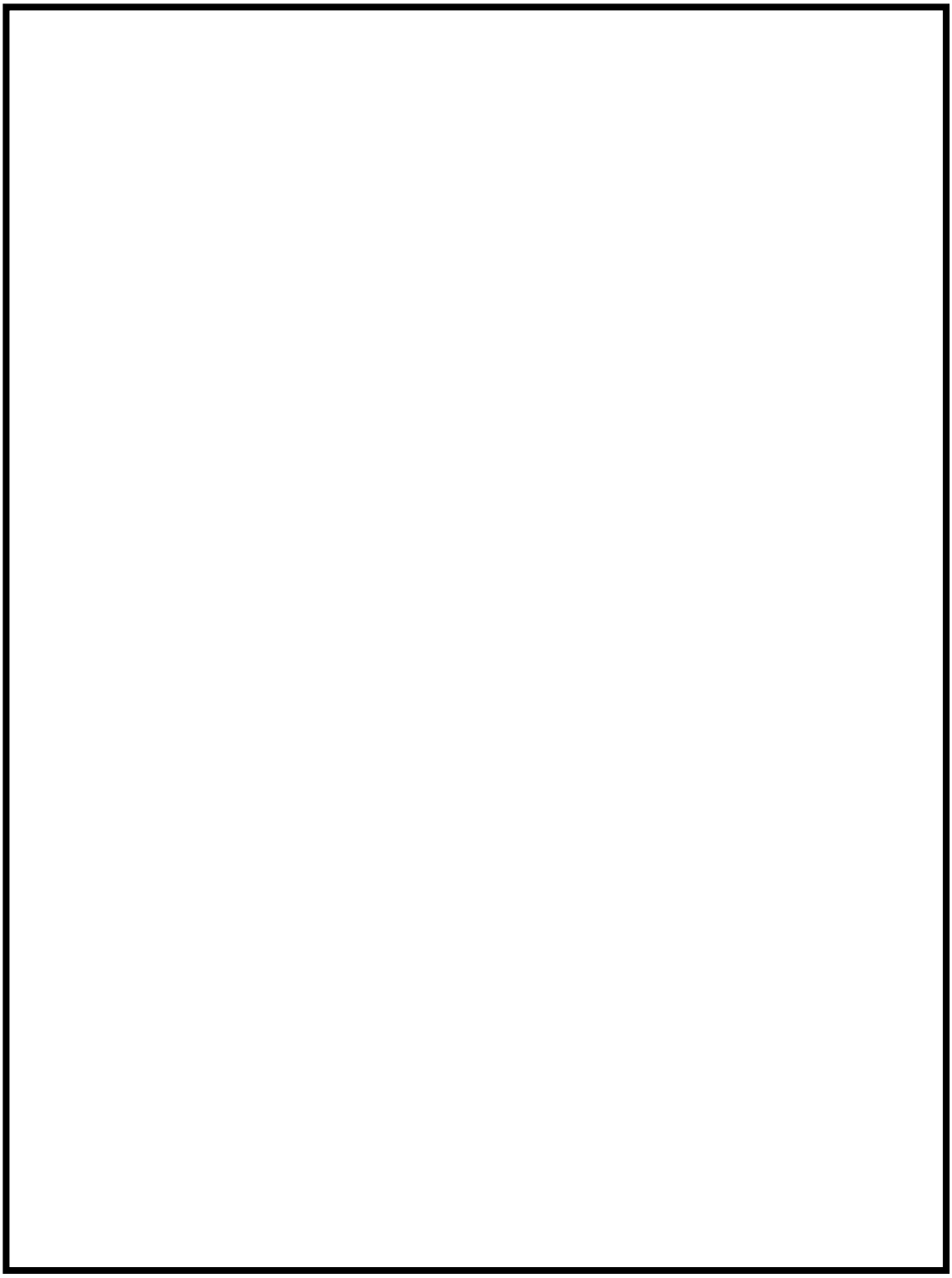
第１図　プラントメーカ（A 社）との覚書（3/3）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



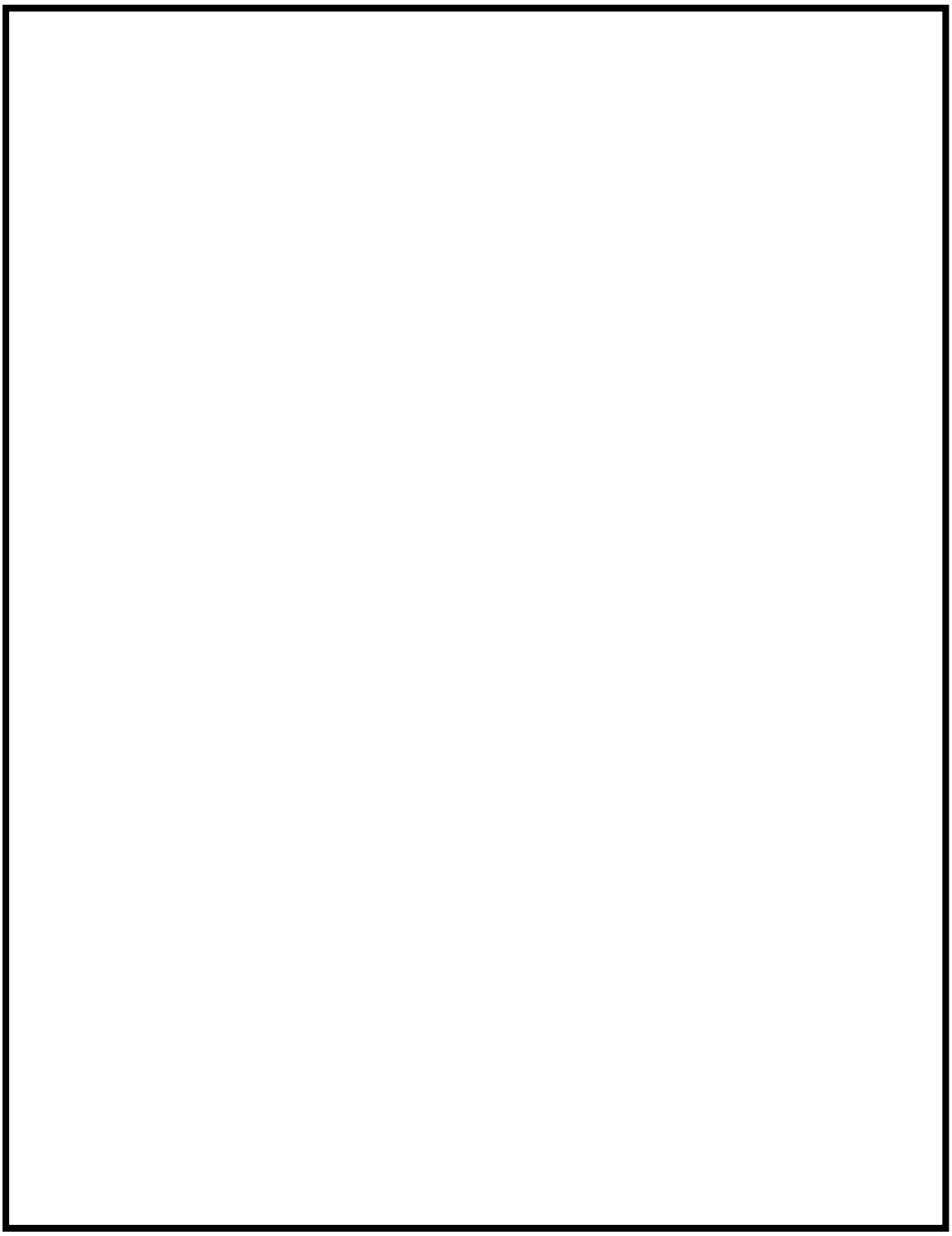
第2図　プラントメーカ（B社）との覚書（1/3）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



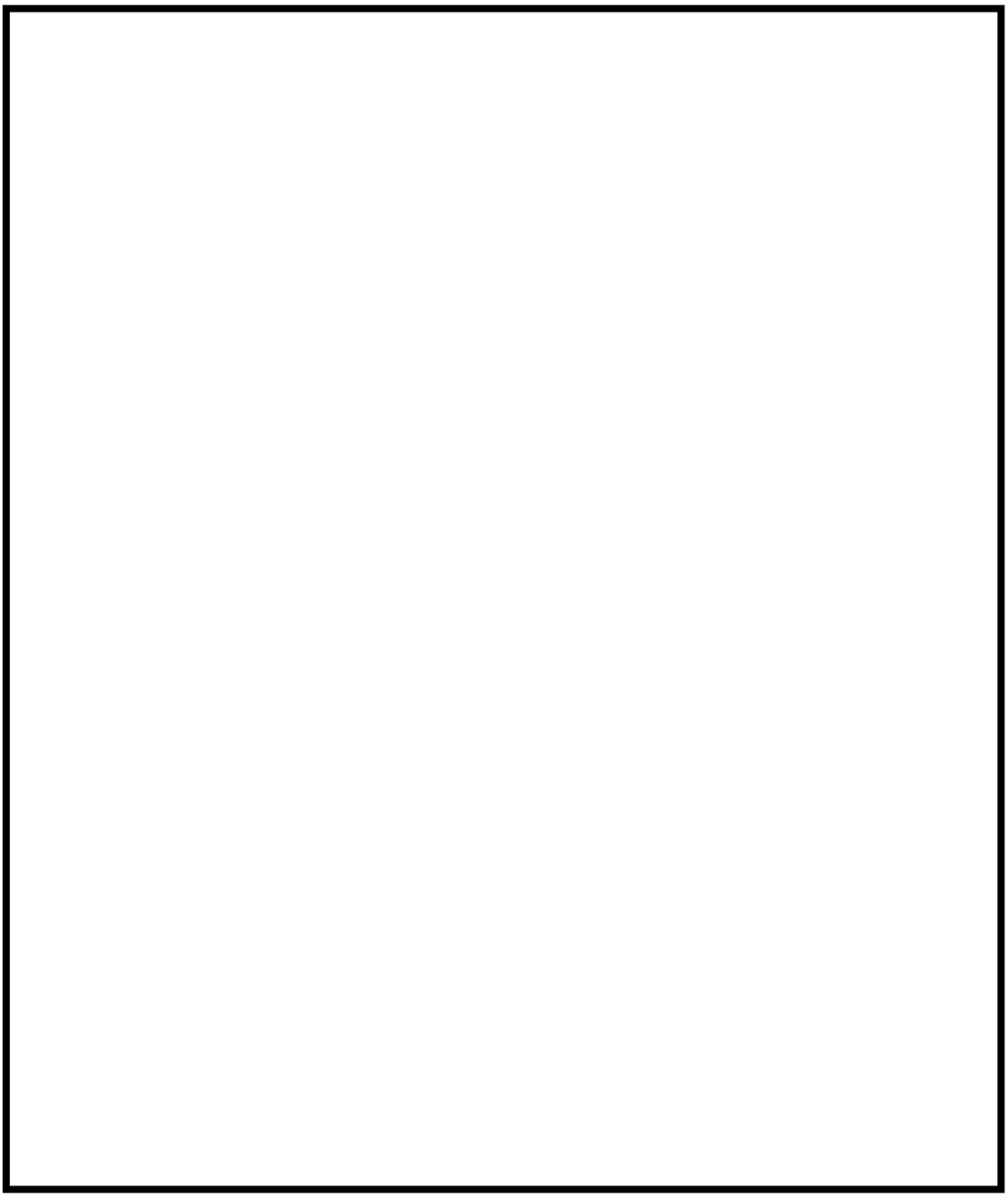
第2図　プラントメーカ（B社）との覚書（2/3）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



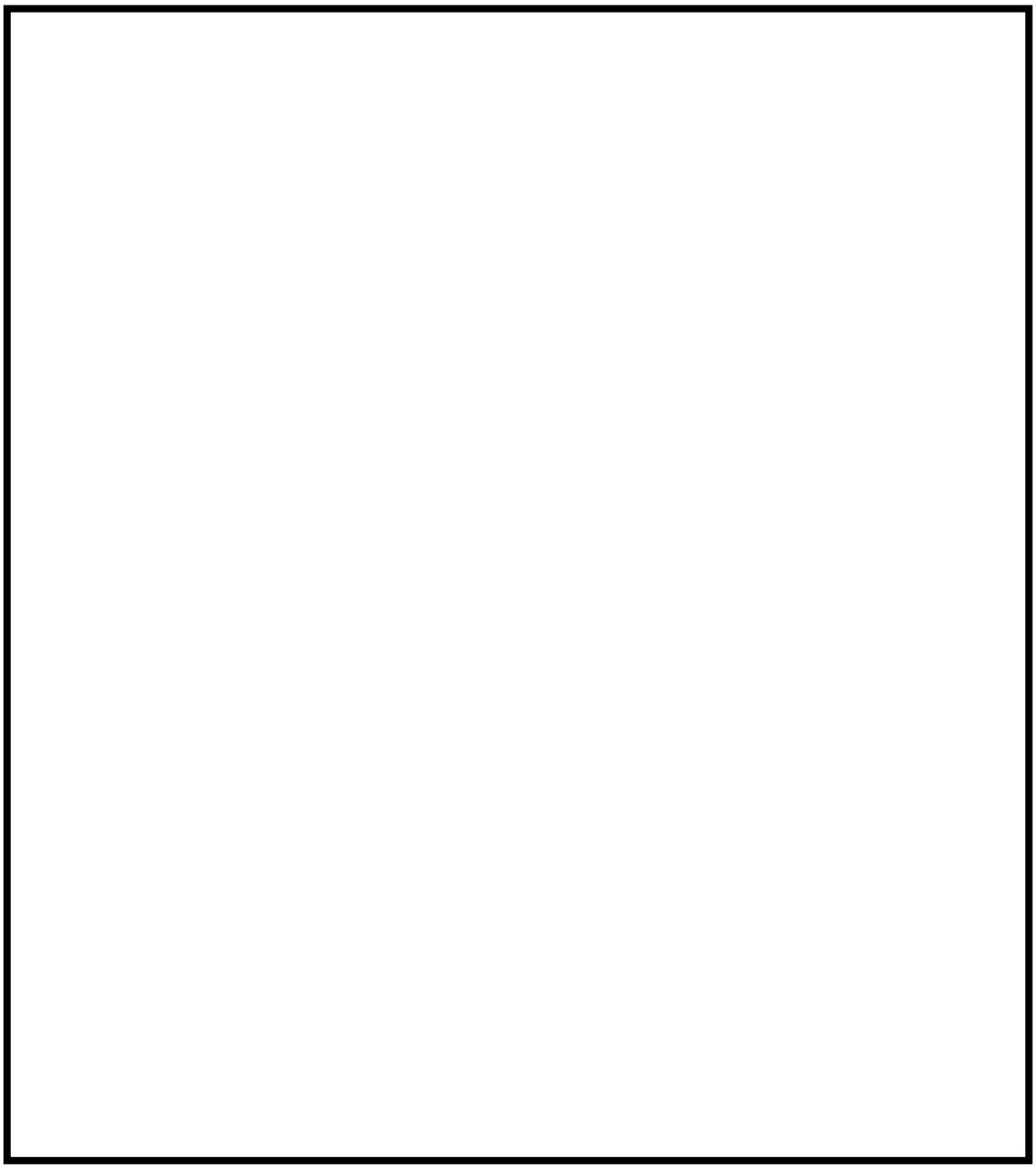
第2図　プラントメーカ（B社）との覚書（3/3）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



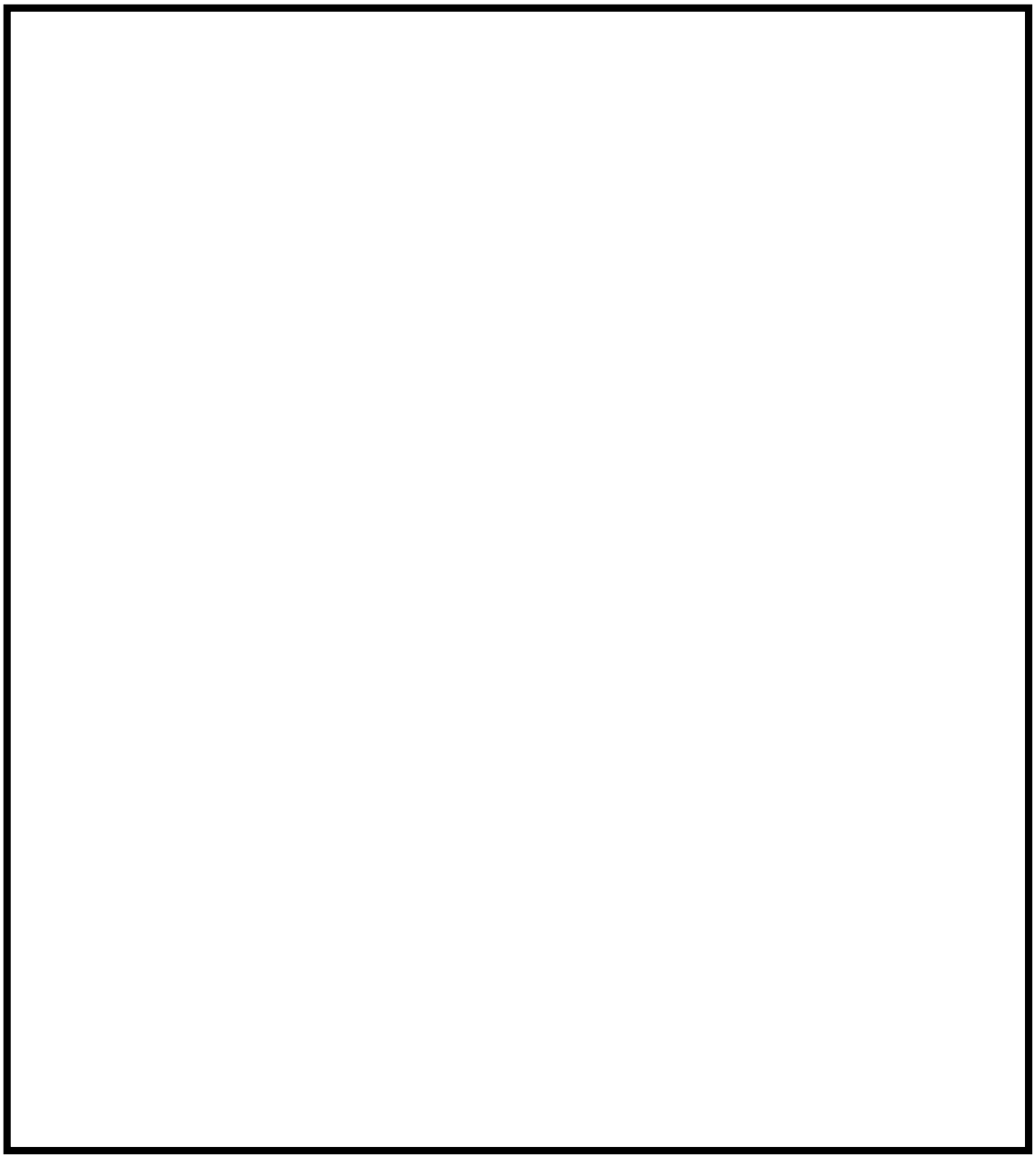
第3図　協力企業（C社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



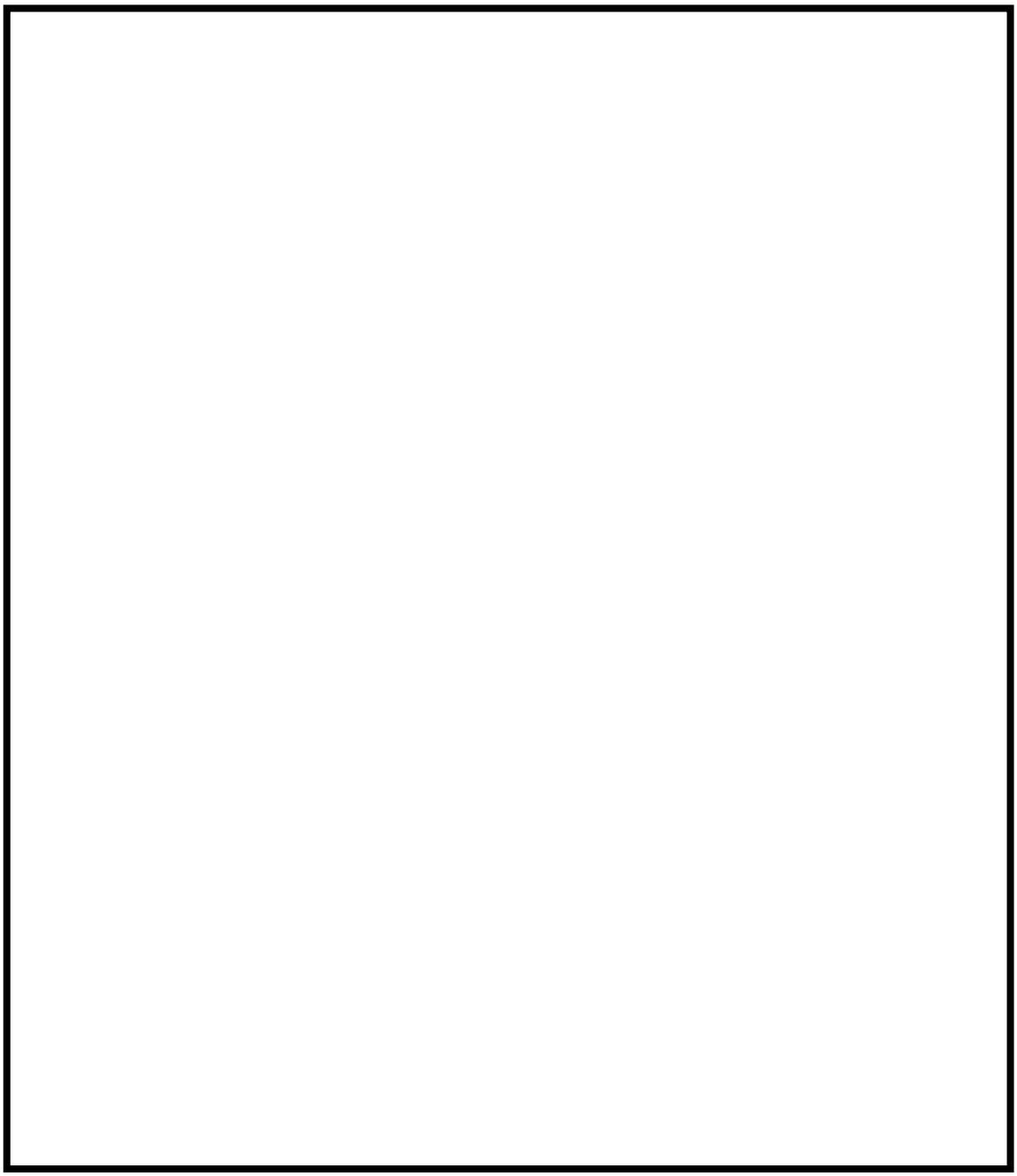
第 4 図　協力企業（D 社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



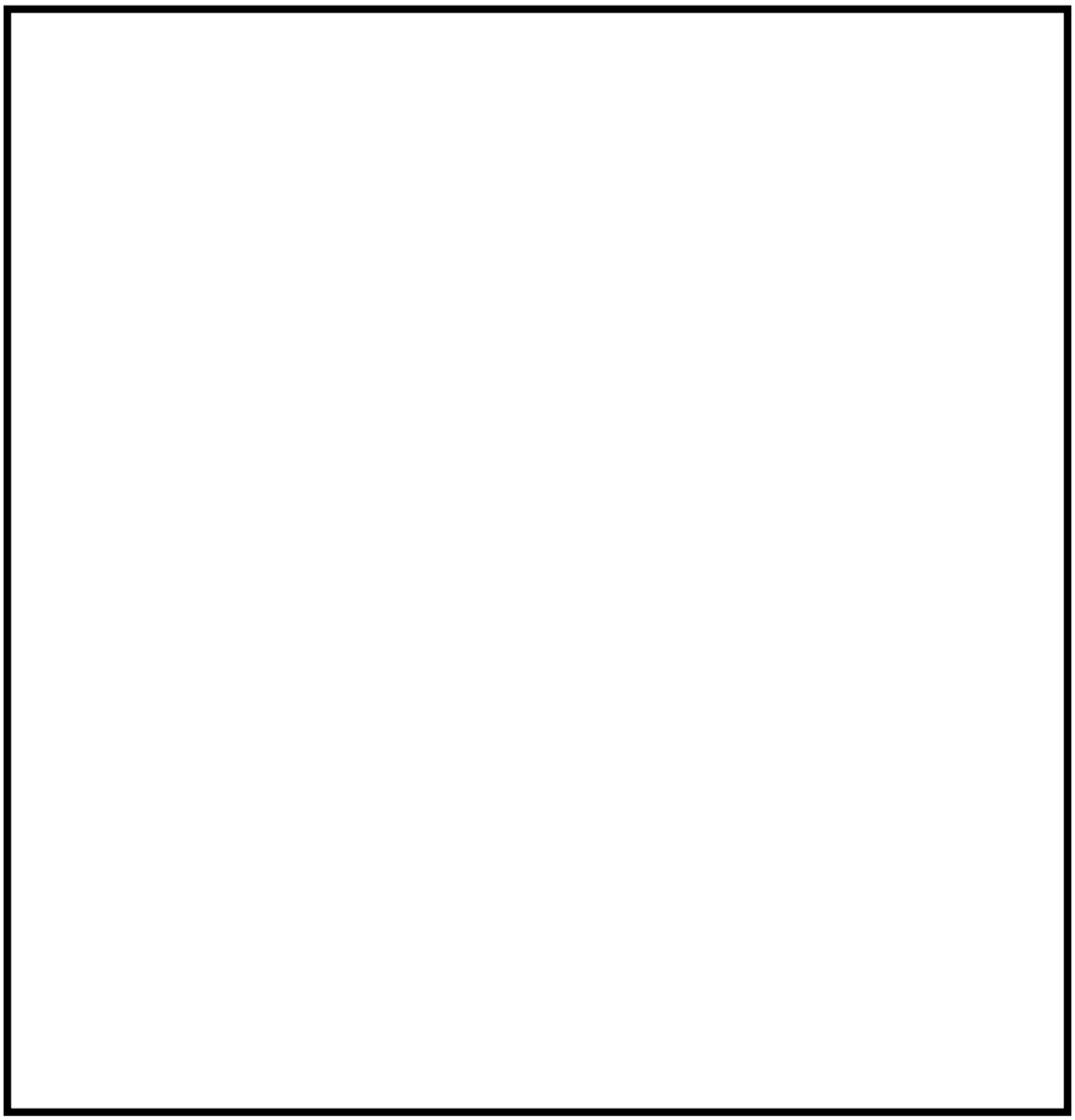
第5図　協力企業（E社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



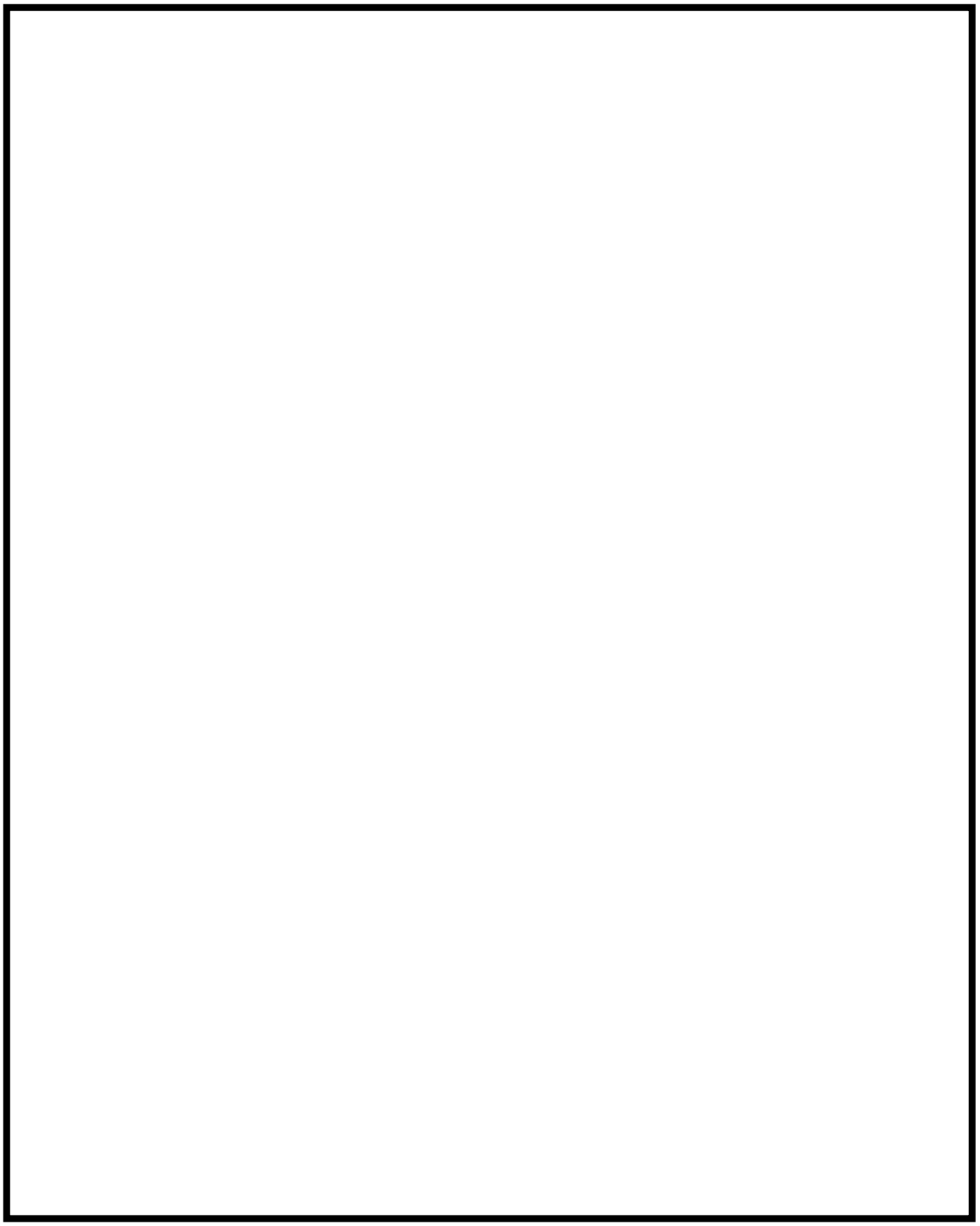
第6図　協力企業（F社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



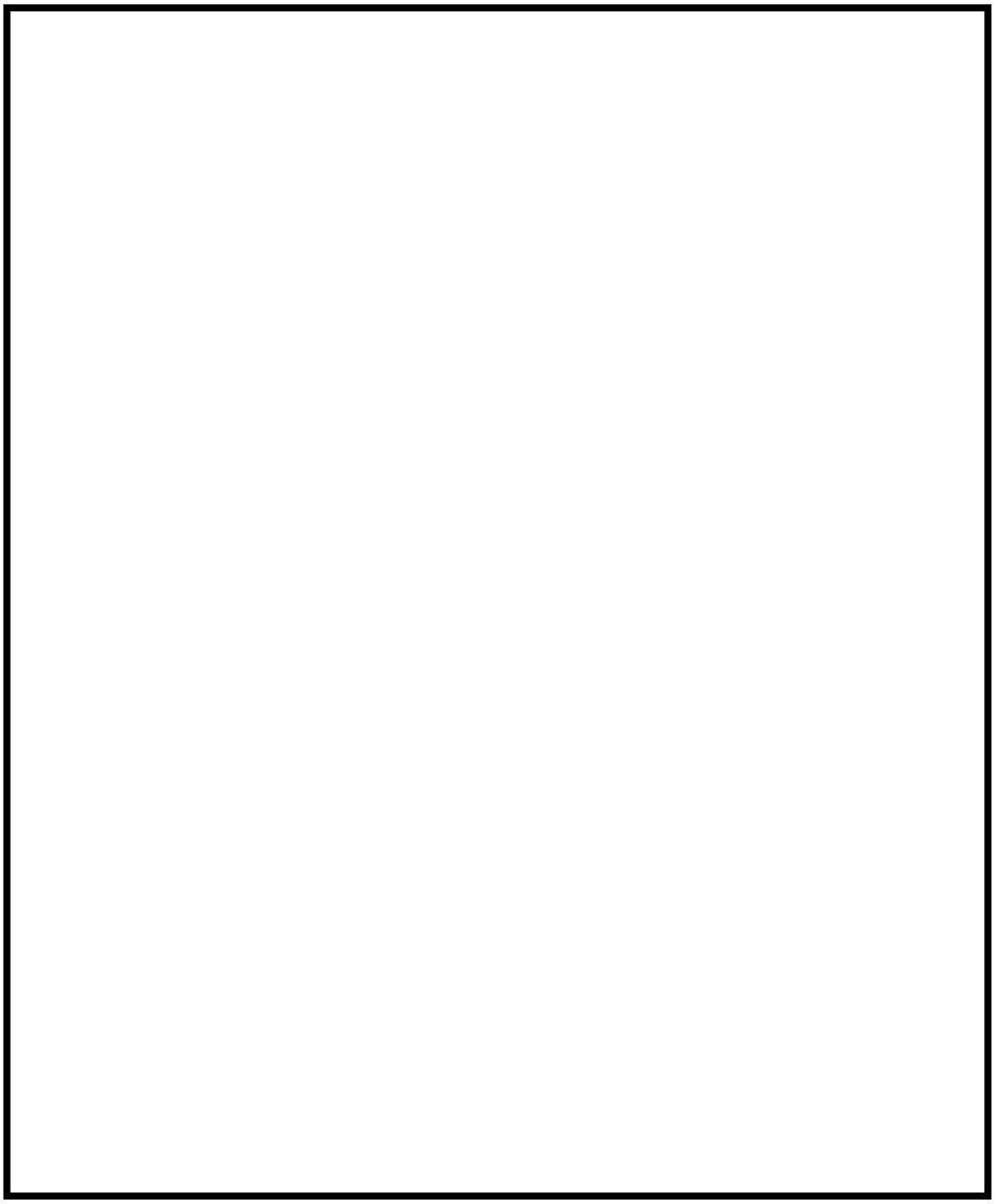
第7図　協力企業（G社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



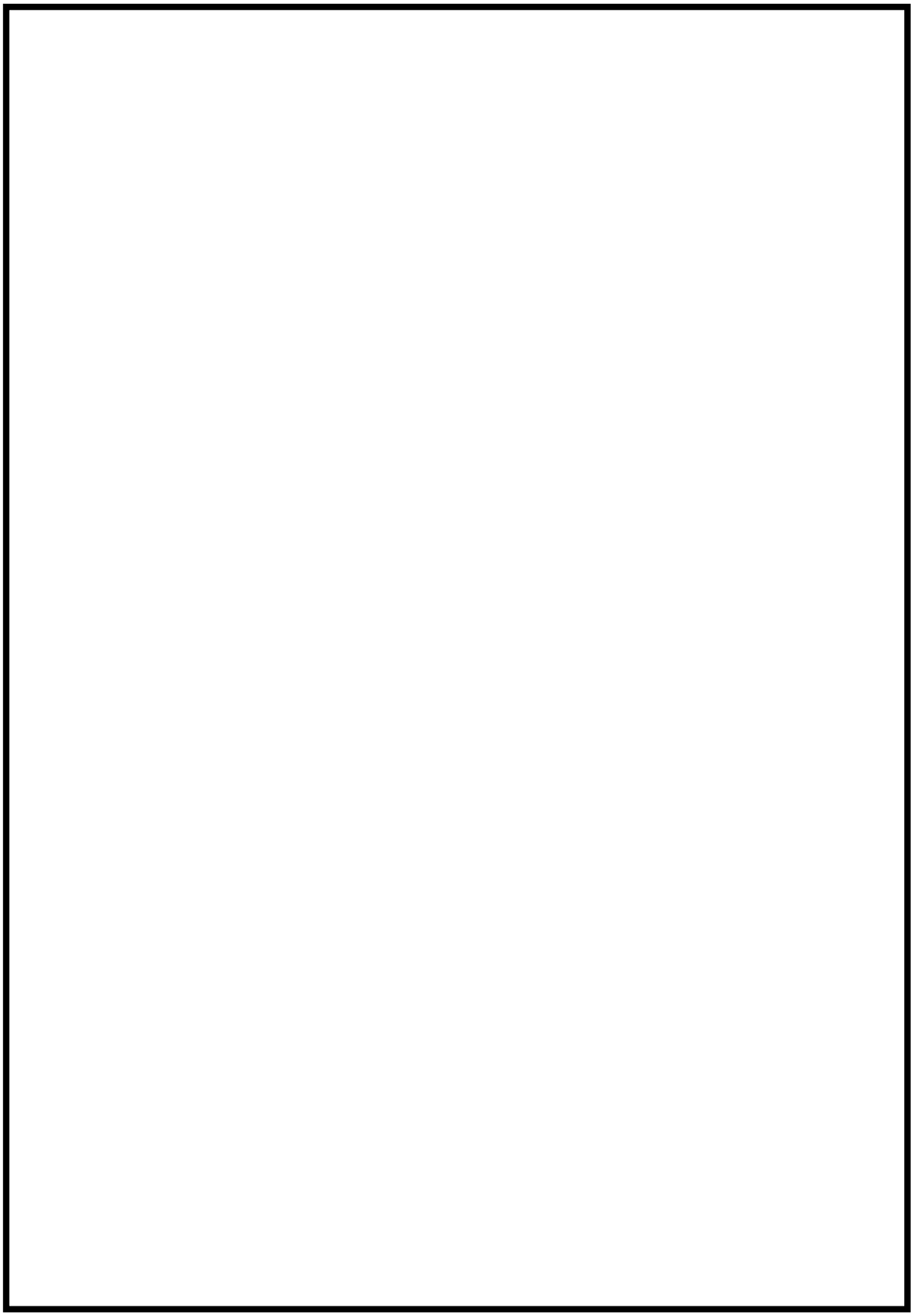
第8図　協力企業（H社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



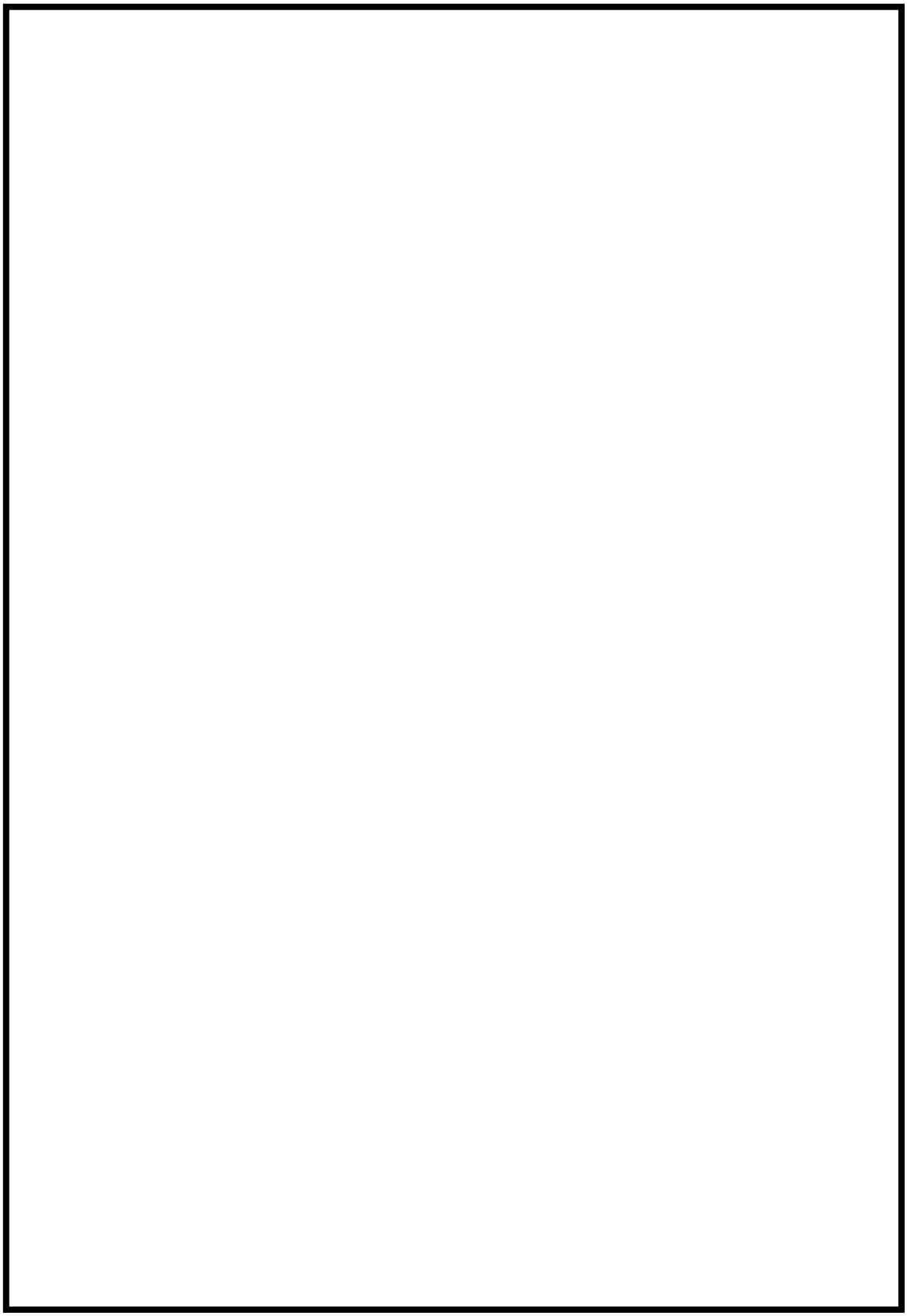
第9図　協力企業（I社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



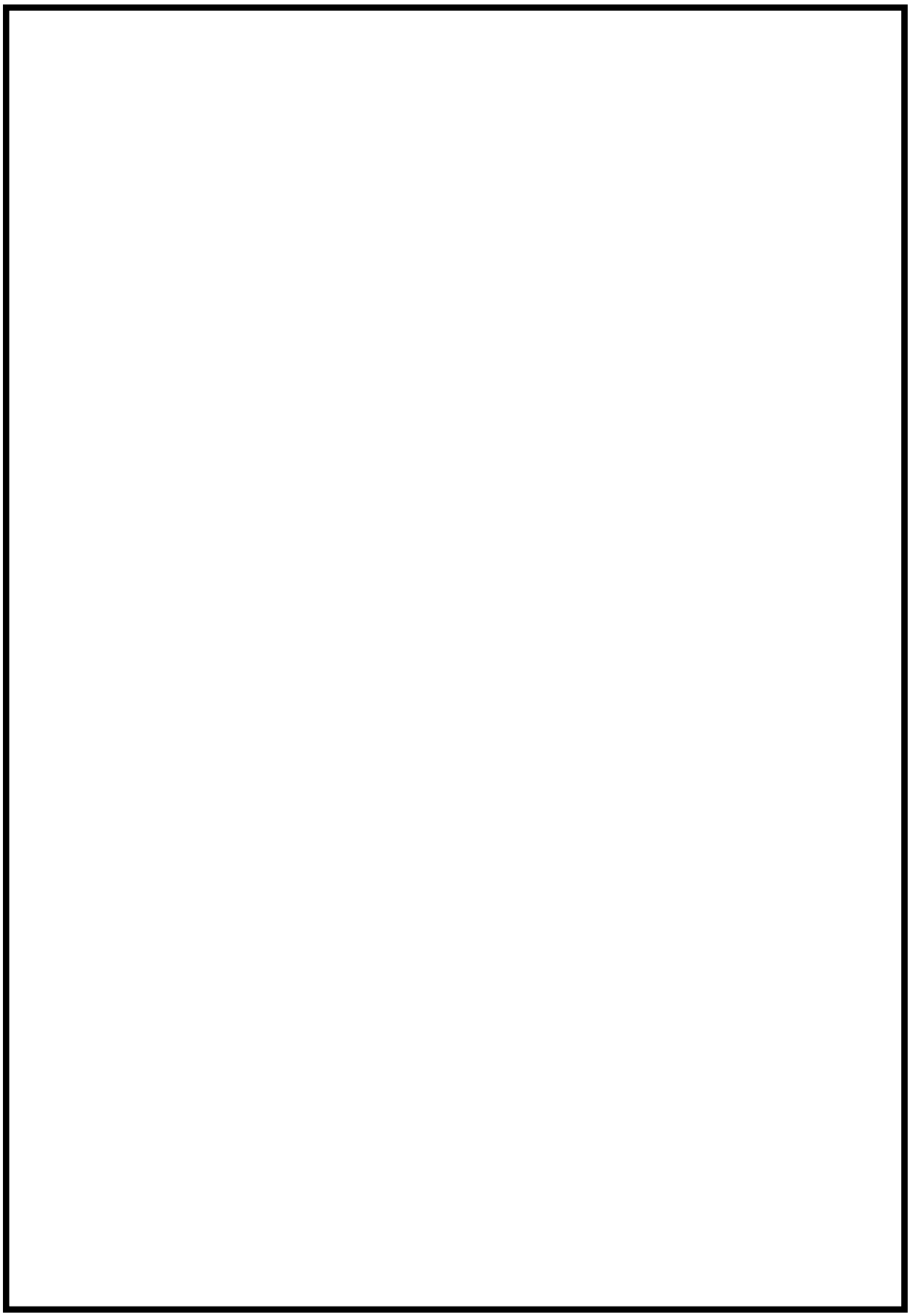
第 10 図　協力企業（J 社）への業務仕様書及び請書（抜粋）　（1/6）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



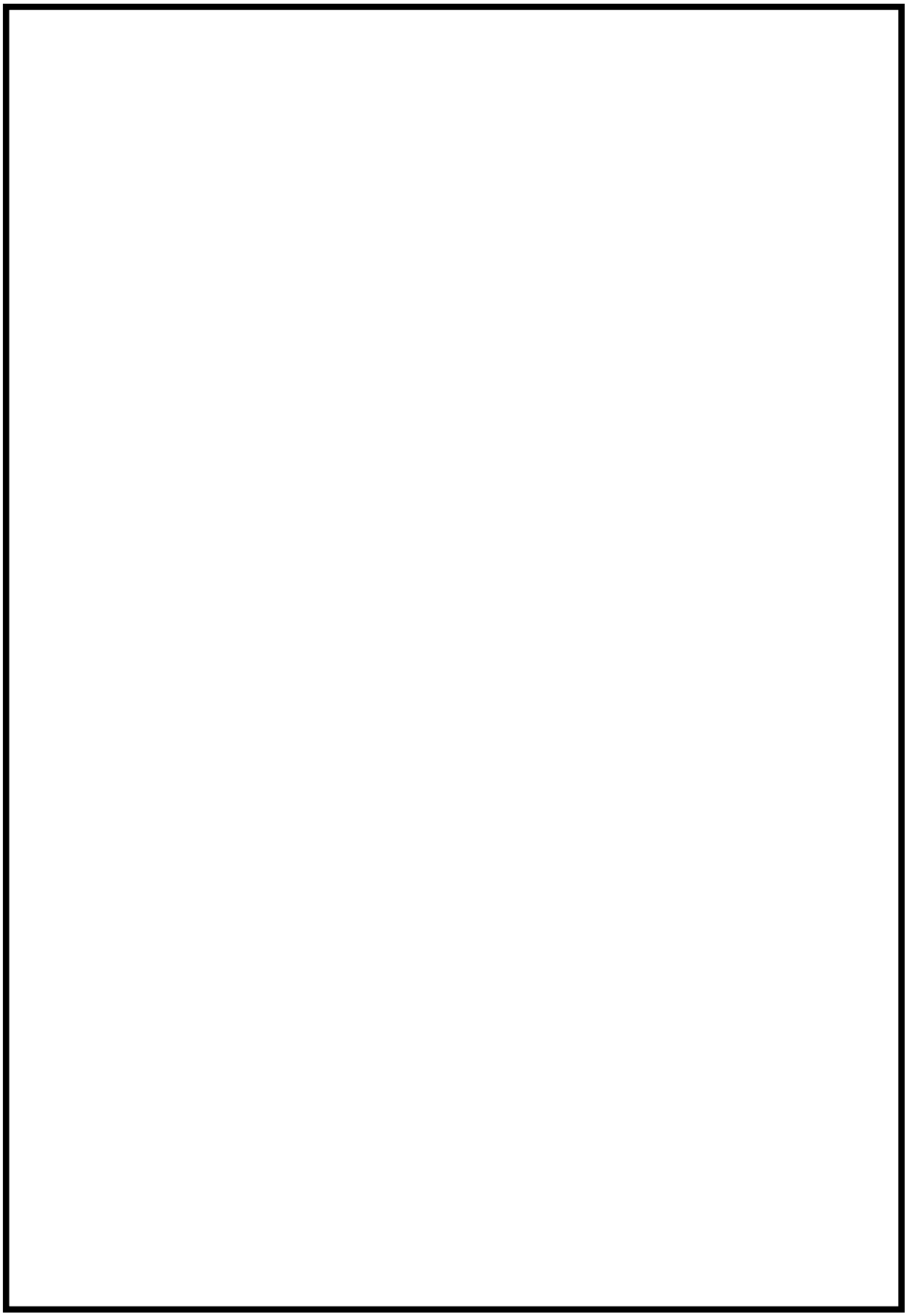
第 10 図　協力企業（J 社）への業務仕様書及び請書（抜粋）　(2/6)

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



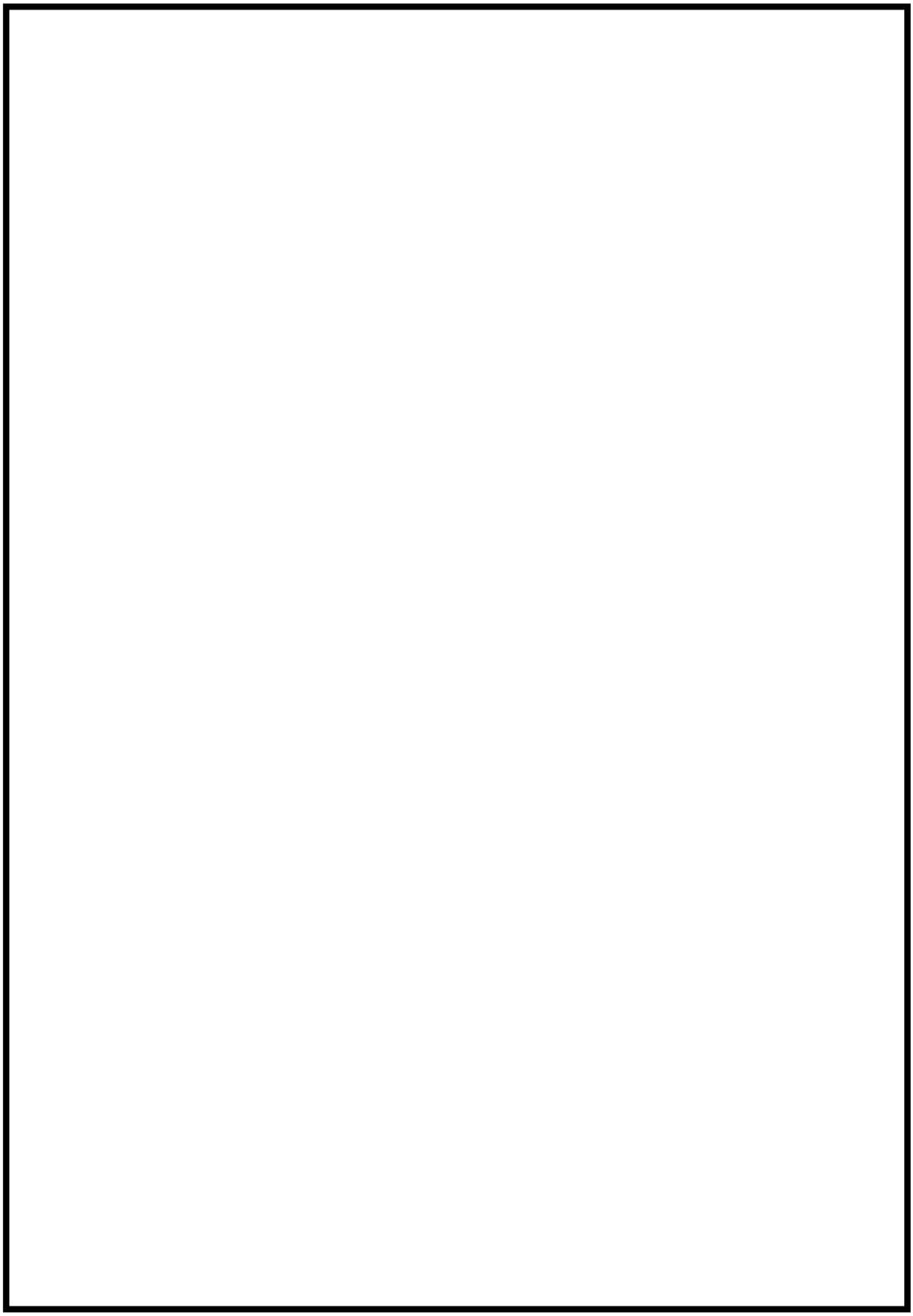
第 10 図　協力企業（J 社）への業務仕様書及び請書（抜粋）　(3/6)

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



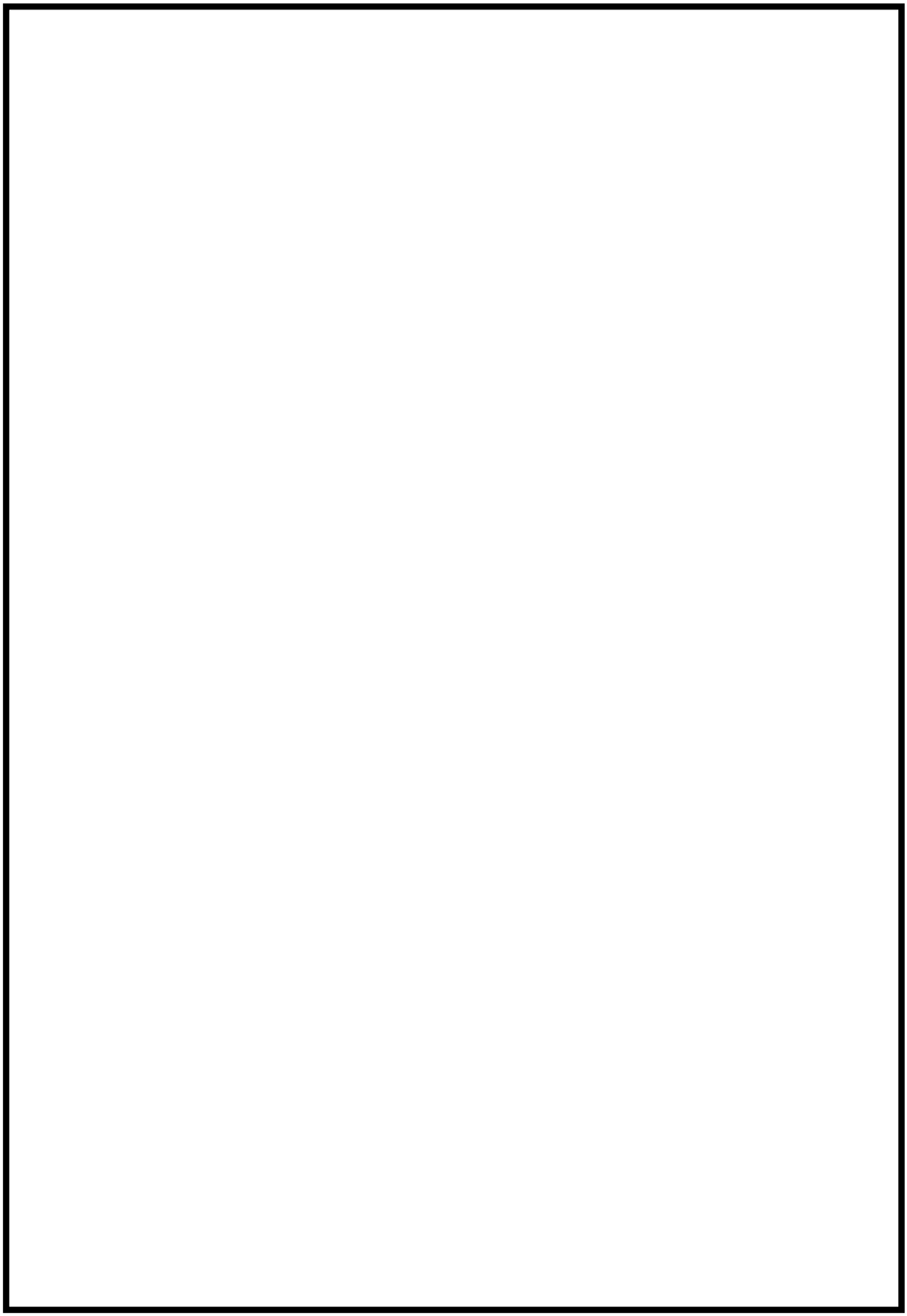
第 10 図　協力企業（J 社）への業務仕様書及び請書（抜粋）　　(4/6)

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



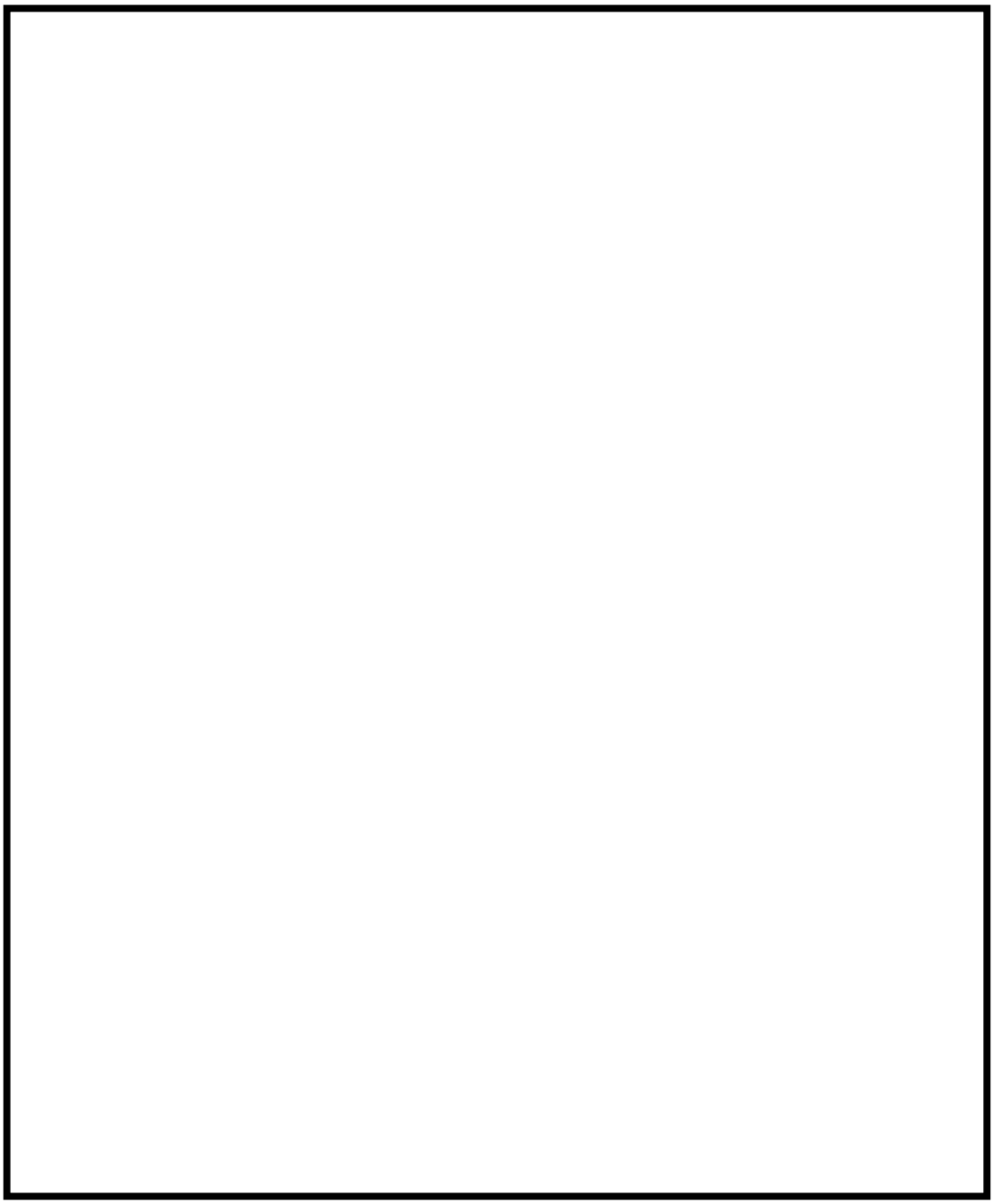
第 10 図　協力企業（J 社）への業務仕様書及び請書（抜粋）　　(5/6)

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



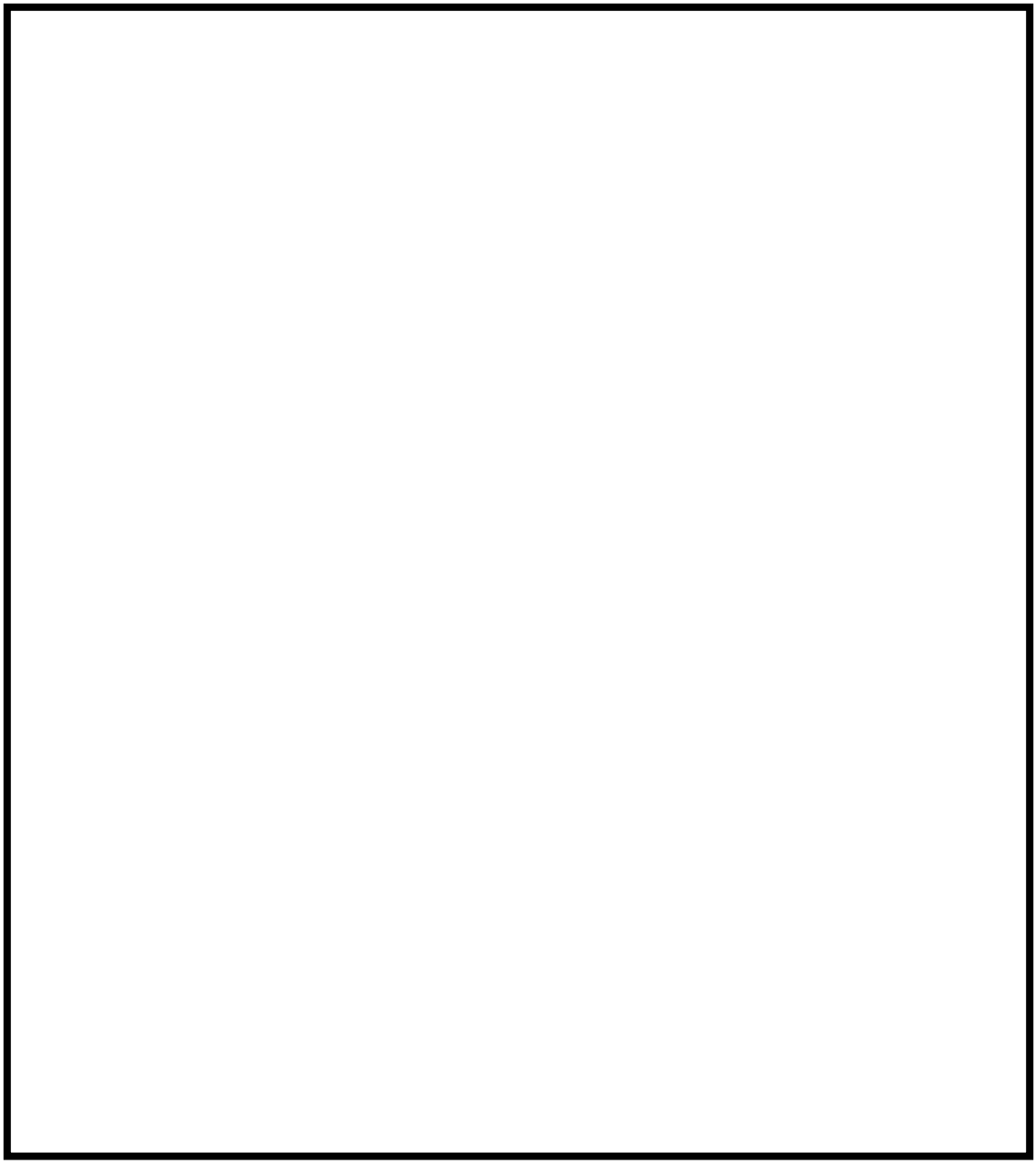
第 10 図　協力企業（J 社）への業務仕様書及び請書（抜粋）　　(6/6)

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



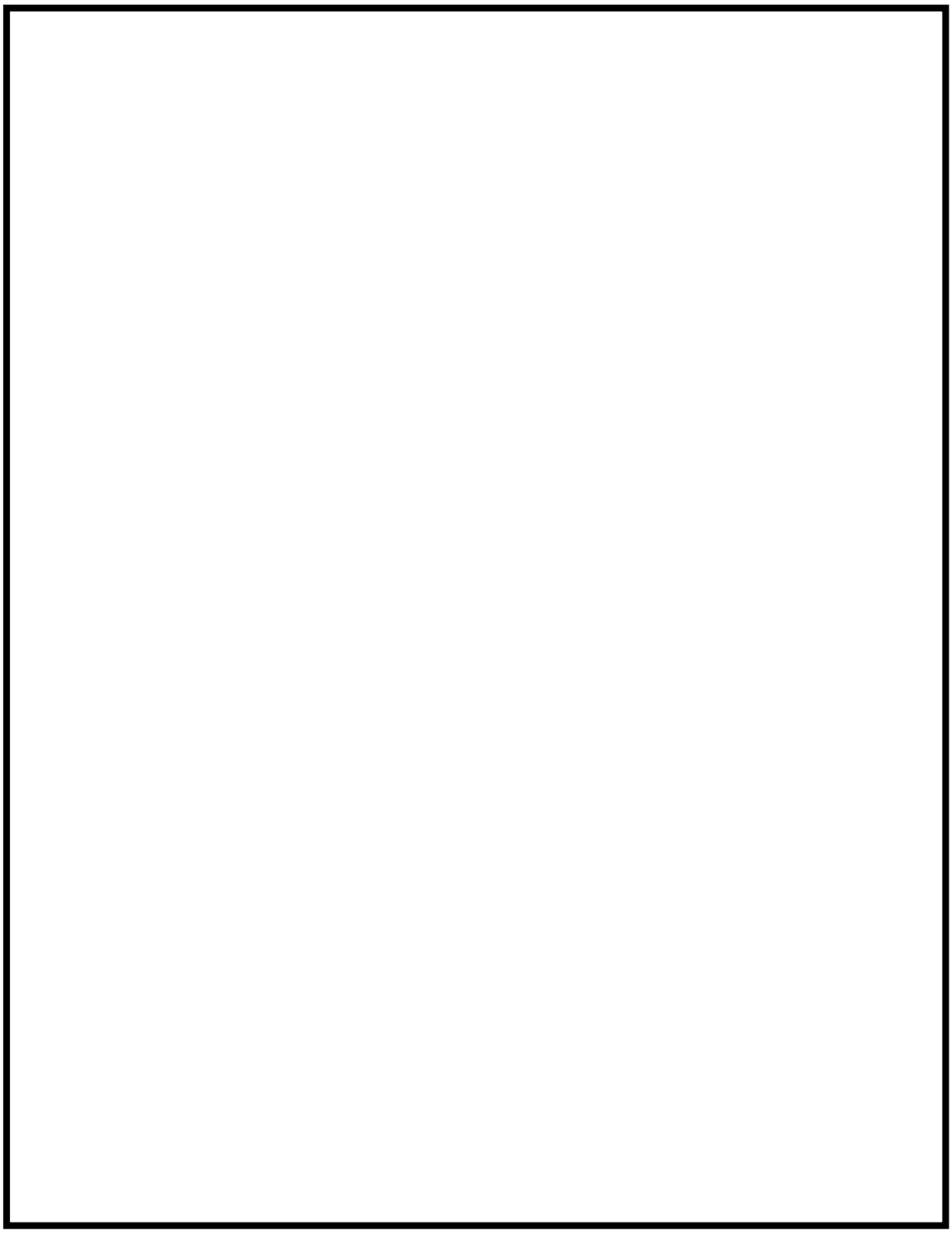
第 11 図　協力企業（K 社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



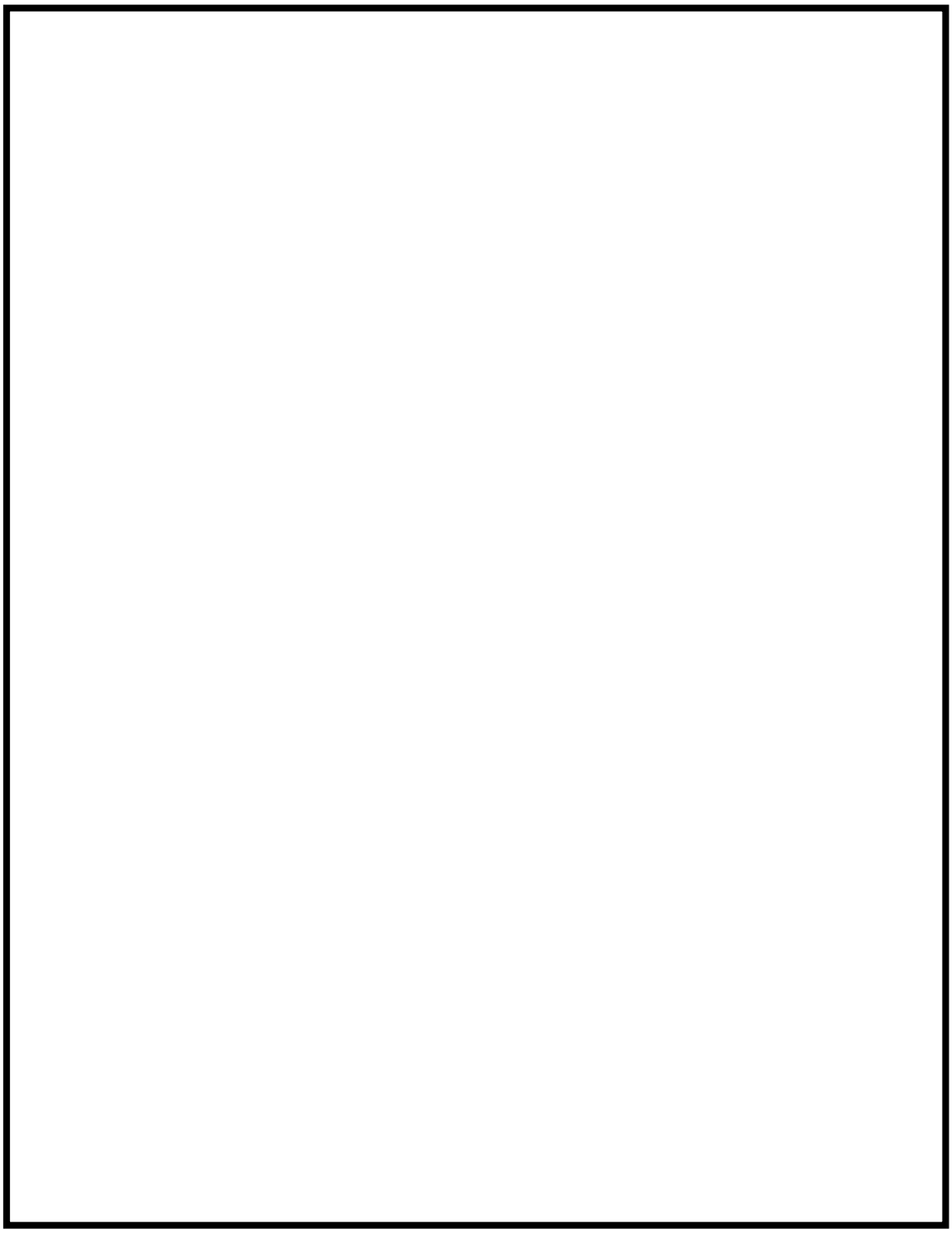
第 12 図　協力企業（L 社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



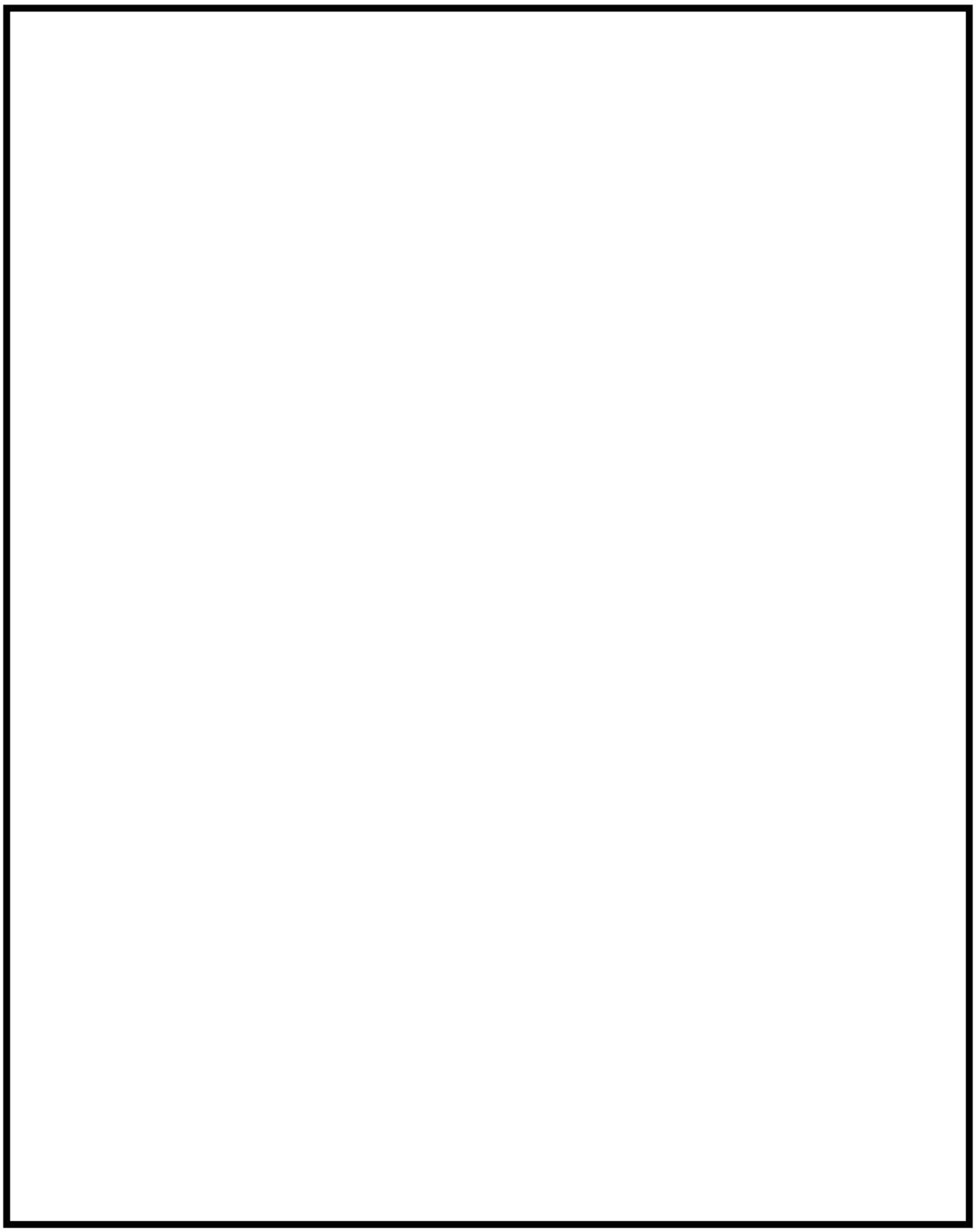
第 13 図　協力企業（M 社）との覚書及び契約書（抜粋）　(1/2)

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



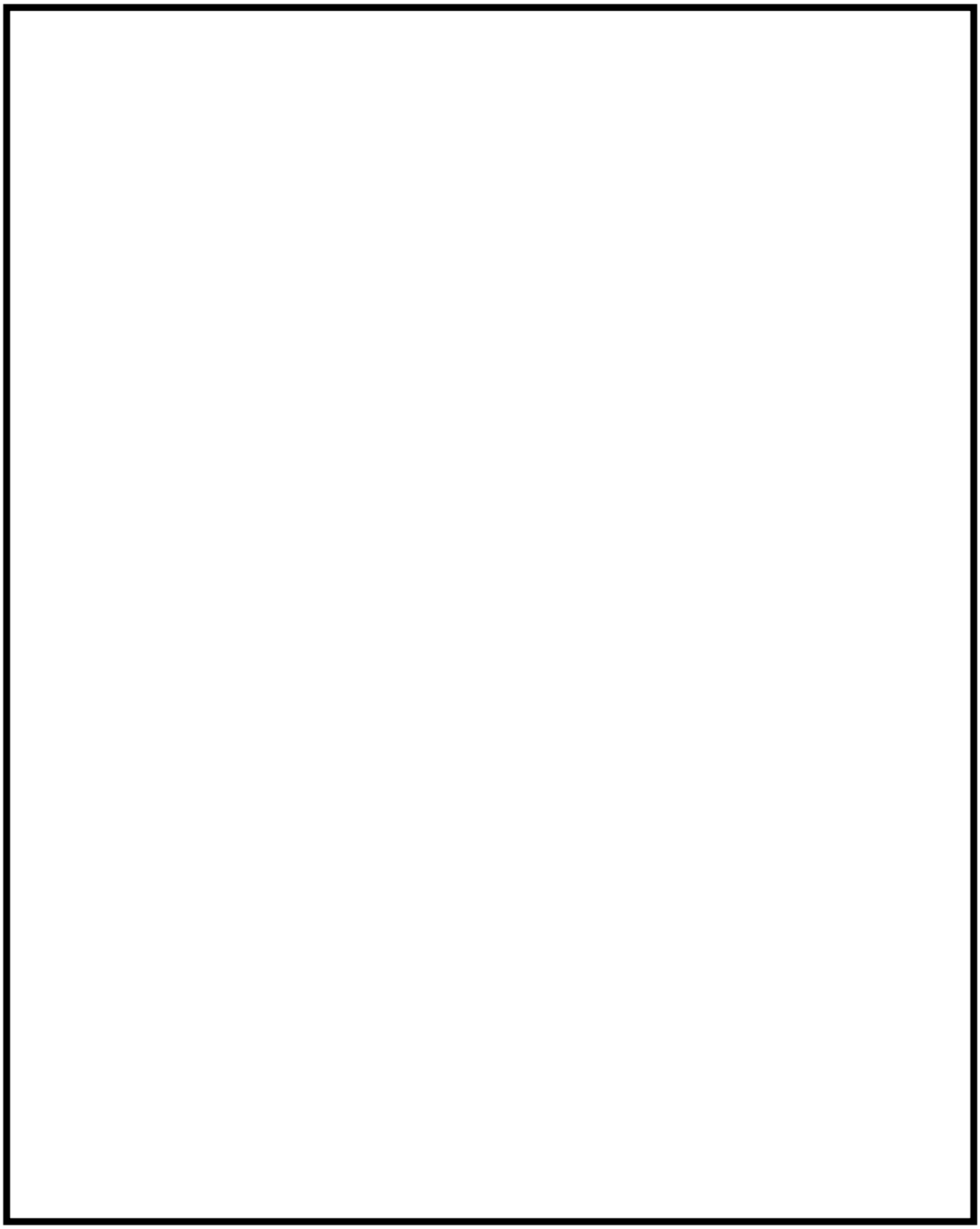
第 13 図　協力企業（M 社）との覚書及び契約書（抜粋）　(2/2)

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



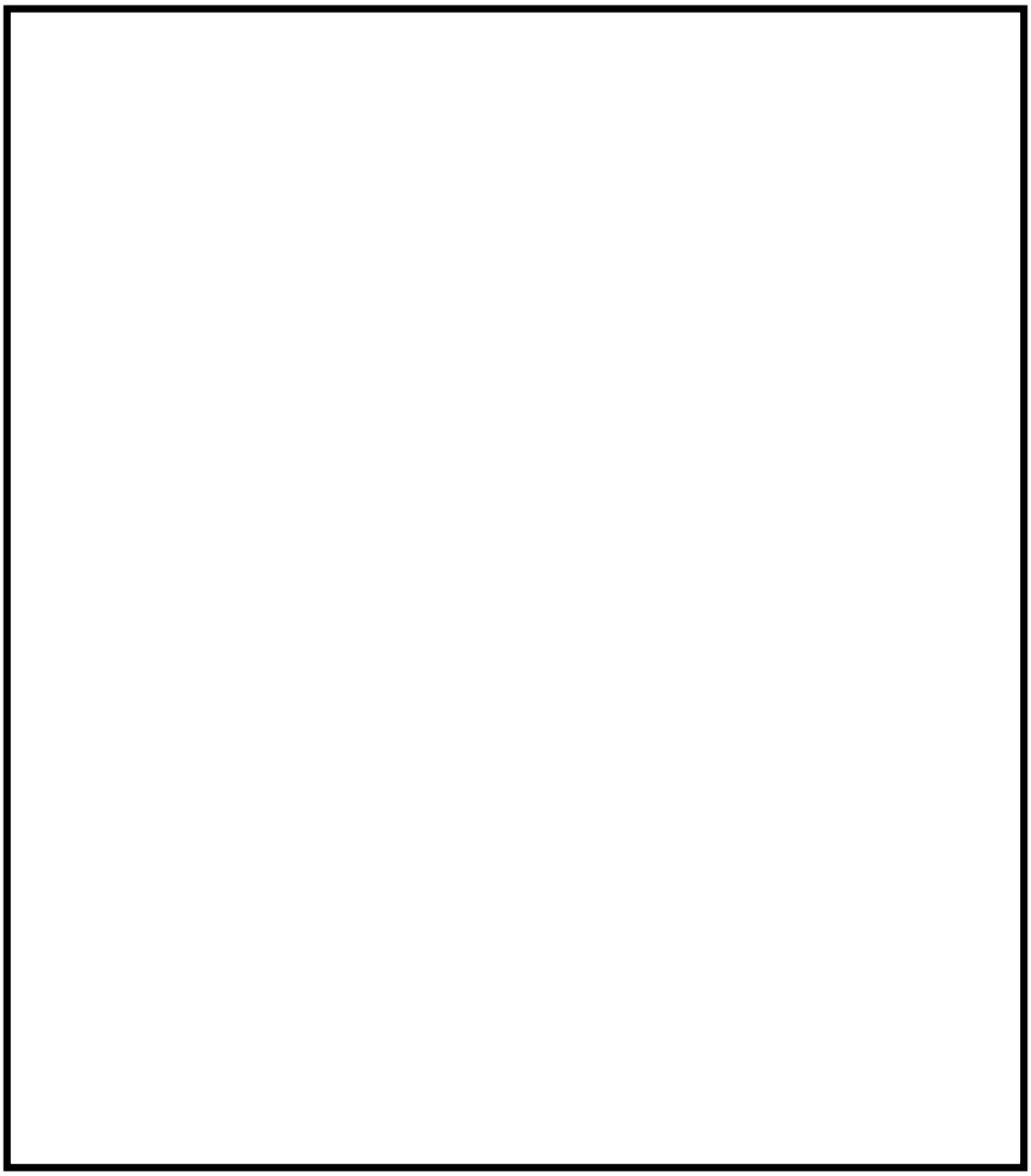
第 14 図　協力企業（N 社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



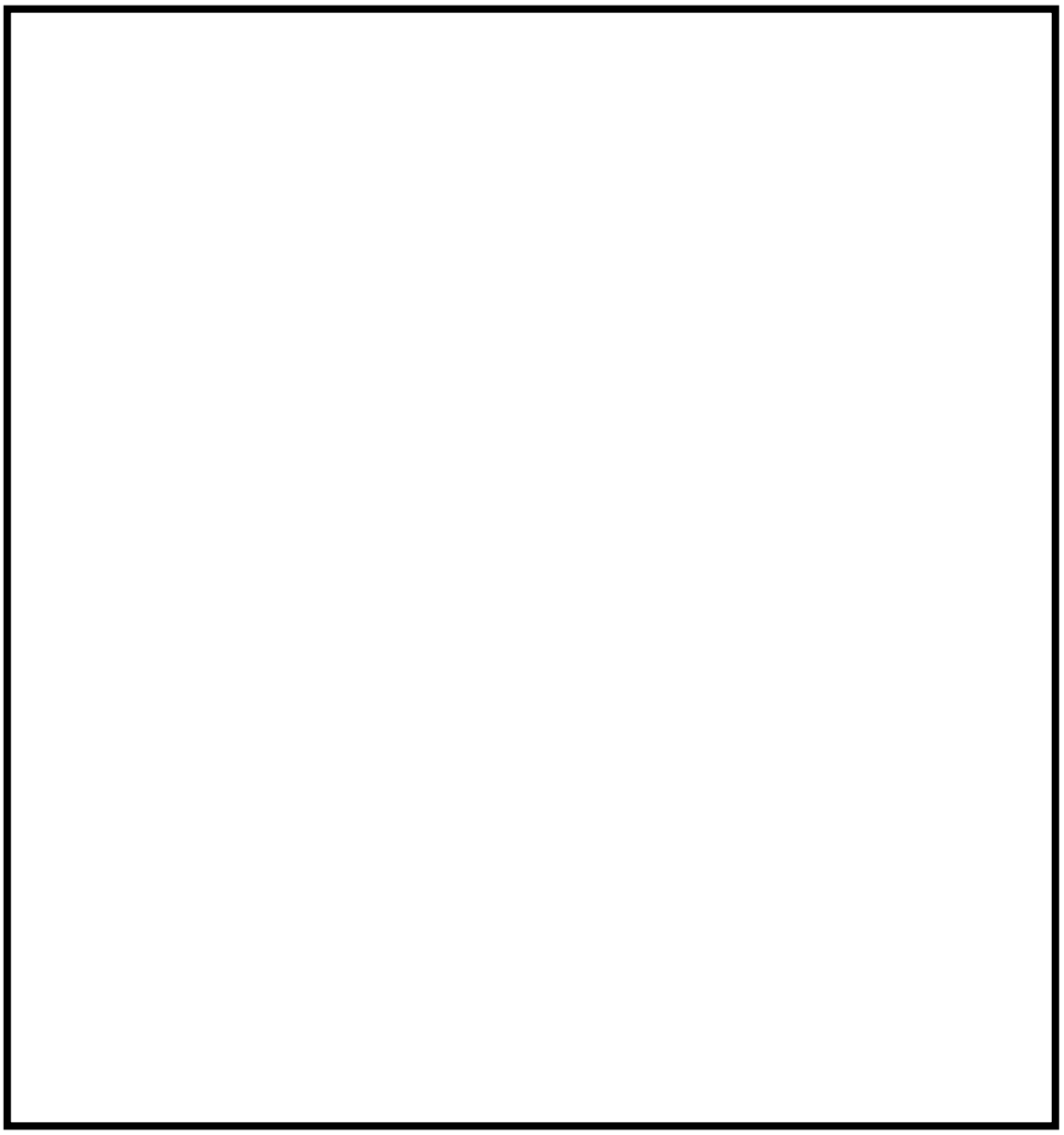
第 15 図　協力企業（0 社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



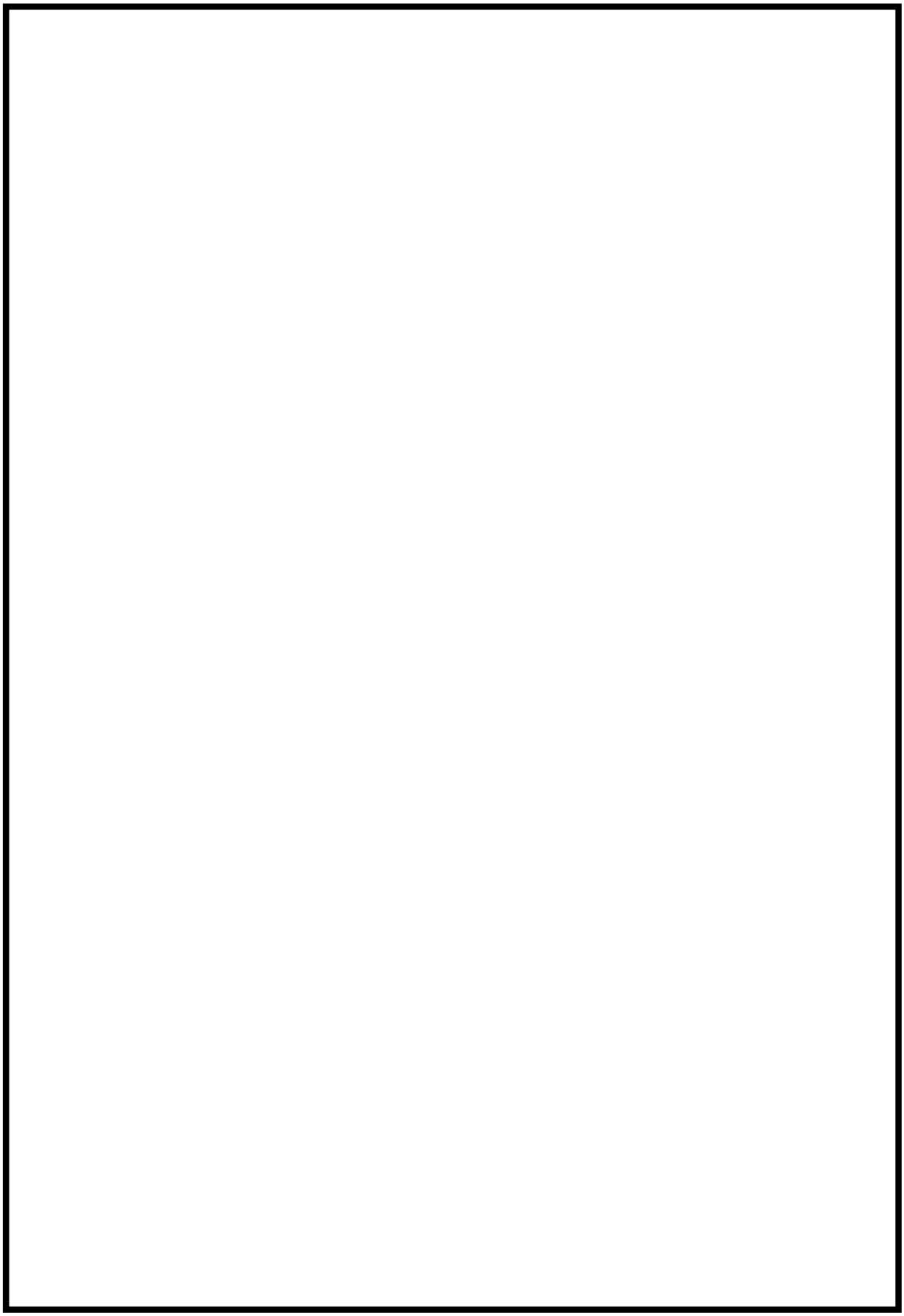
第 16 図　協力企業（P 社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 17 図　協力企業（Q 社）との覚書

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 18 図　協力企業（R 社）との契約書（抜粋）

別紙２

原子力事業所災害対策支援拠点について

柏崎エネルギーホール

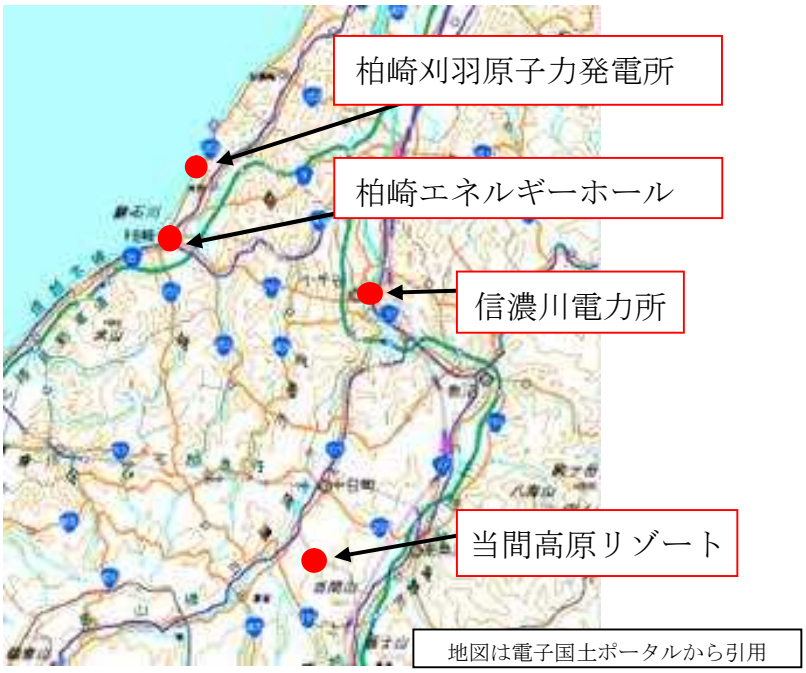
所在地	新潟県柏崎市駅前２丁目 2-30
発電所からの方位，距離	南南西　約 8km
敷地面積	約 3,000m^2
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機　50kVA
非常用通信機器	・電話（有線系，衛星系） ・ＦＡＸ（有線系）
その他	消耗品等（飲料，飲料水等）は信濃川電力所備蓄品を搬入

信濃川電力所

所在地	新潟県小千谷市千谷川 1-5-10
発電所からの方位，距離	南東　約 23km
敷地面積	約 3,800m^2
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機　75 kVA ・備蓄燃料：２日分を備蓄
非常用通信機器	・電話（有線系，衛星系） ・ＦＡＸ（有線系）
その他	消耗品等（飲料，飲料水等）は備蓄

当間高原リゾート（休憩・仮泊，資機材置き場機能のみ）

所在地	新潟県十日町市珠川
発電所からの方位，距離	南南東　約 44km
敷地面積	約 350 万 m^2
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機　300 kVA（本館），210 kVA（新別館）
非常用通信機器	・電話（有線系，衛星系）
その他	消耗品等（飲料，飲料水等）は信濃川電力所備蓄品を搬入，その後，最寄りの小売店から調達



第１図　原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

添付資料 1.0.5

柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉

重大事故等への対応に係る文書体系

＜　目　　次　＞

１．　重大事故等への対応に係る文書体系..... 1.0.5-1

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

１．重大事故等への対応に係る文書体系

実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（以下，「実用炉規則」という。）第 92 条（保安規定）において，重大事故等発生時及び大規模損壊発生時（以下，「重大事故等発生時等」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備について保安規定に定めることを要求されていることから，柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（以下，「保安規定」という。）第 108 条の 3（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 108 条の 4（大規模損壊時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）に以下の内容を新たに規定することとしている。

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

当該条文に対する具体的な規定内容については，下部規定（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，緊急時対策要員が使用する手順書の二種類に整理している。

運転員が使用する手順書は，保安規定第 14 条（マニュアルの作成）に基づき「警報発生時操作手順書」，「事故時運転操作手順書（事象ベース）」，「事故時運転操作手順書（徴候ベース）」，「事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）」及び「AM 設備別操作手順書」，保安規定第 110 条（原子力防災資機材等）に基づき「事故時運転操作手順書（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 図に示すとおり二次文書である「運転管理基本マニュアル」（基本マニュアル）及び「運転操作マニュアル」

（業務マニュアル）に繋がる三次文書として整理している。

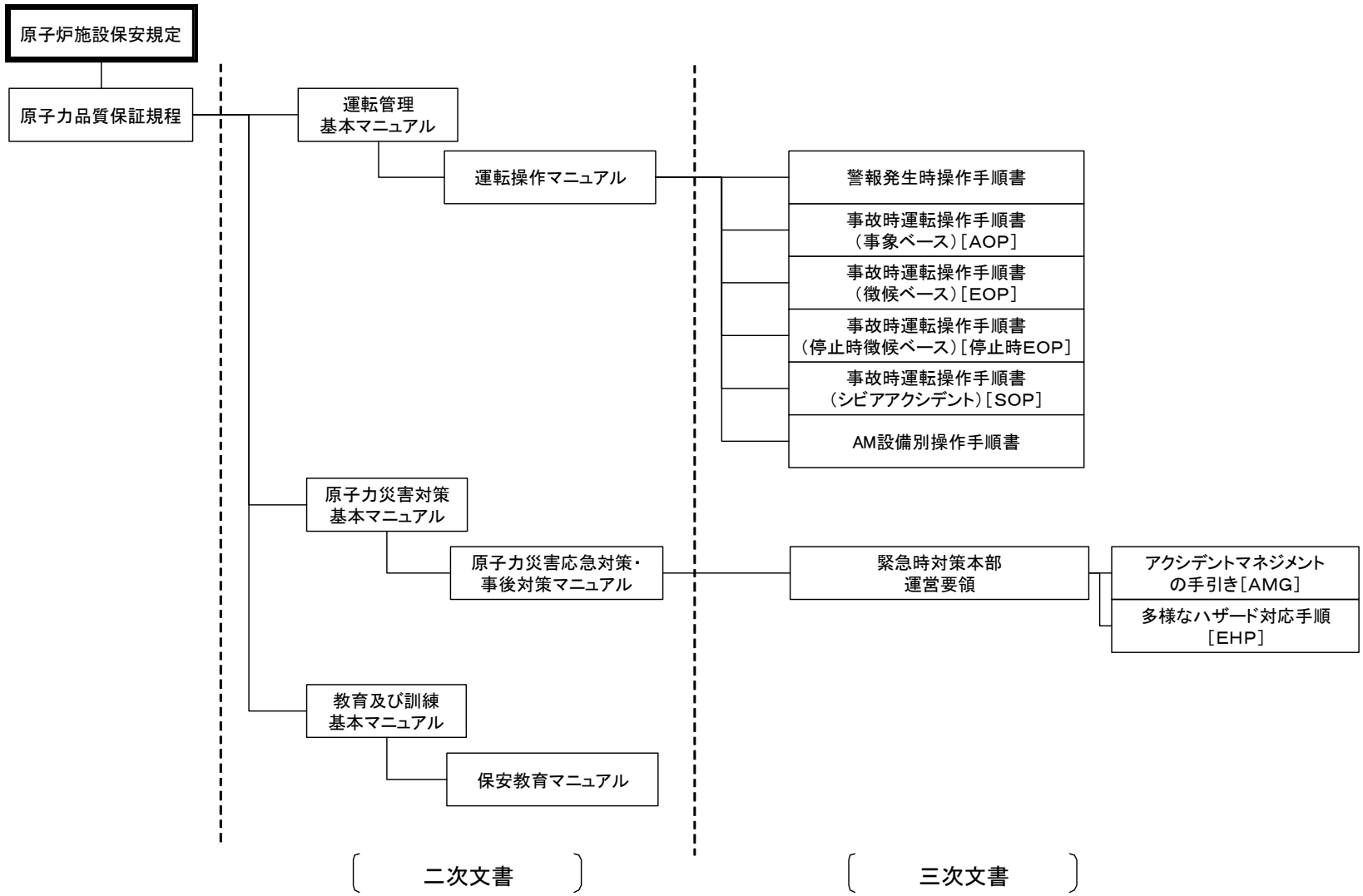
また，緊急時対策要員が使用する手順書は，保安規定第 9 章 緊急時の措置 第１節通則（第 108 条～第 117 条）に基づく二次文書「原子力災害対策基本マニュアル」（基本マニュアル）及び「原子力災害応急対策・事後対策マニュアル」（業務マニュアル）に繋がる三次文書として，「緊急時対策本部運営要領」，「アクシデントマネジメントの手引き」及び「多様なハザード対応手順」を定めている。

なお，上記運転員及び緊急時対策要員が必要な力量を確保するために，「教育及び訓練基本マニュアル」（基本マニュアル）及び「保安教育マニュアル」（業務マニュアル）に必要な措置を定めている。

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

第１表　実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順の関係

実用炉規則	実用炉規則に規定する内容	保安規定	保安規定に規定する内容	社内規程類
第 92 条第 1 項 第九号	発電用原子炉施設の運転に関すること。	第 14 条	マニュアルの作成	運転管理基本マニュアル
第 92 条第 1 項 第十九号	非常の場合に講ずべき処置に関すること。	第 108 条 第 109 条 第 110 条 第 111 条 第 112 条 第 113 条 第 114 条 第 115 条 第 116 条 第 117 条	原子力防災組織 原子力防災組織の要員 原子力防災資機材等 通報経路 緊急時演習 通報 緊急時態勢の発令 応急措置 緊急時における活動 緊急時態勢の解除	原子力災害対策基本マニュアル 教育及び訓練基本マニュアル 運転管理基本マニュアル
第 92 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こと。	第 108 条の 3	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	原子力災害対策基本マニュアル 教育及び訓練基本マニュアル
第 92 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こと。	第 108 条の 4	大規模損壊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	



第１図　品質マネジメントシステム文書体系図（重大事故等発生時等に係る文書）

添付資料 1.0.6

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について

目　次

1. 手順書の体系について..... 1.0.6-1
2. 各種手順書の概要について..... 1.0.6-1
2.1 運転操作手順書..... 1.0.6-1
(1)警報発生時操作手順書..... 1.0.6-1
(2)事故時運転操作手順書（事象ベース）..... 1.0.6-2
(3)事故時運転操作手順書（徴候ベース）..... 1.0.6-3
(4)事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）..... 1.0.6-4
(5)事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）..... 1.0.6-4
(6)AM 設備別操作手順書..... 1.0.6-5
2.2　緊急時対策本部用手順書..... 1.0.6-6
(1)緊急時対策本部運営要領..... 1.0.6-6
(2)アクシデントマネジメントの手引き..... 1.0.6-7
(3)多様なハザード対応手順..... 1.0.6-7
2.3　各種手順書の判断者・操作者の明確化..... 1.0.6-8
(1)判断者の明確化..... 1.0.6-8
(2)操作者の明確化..... 1.0.6-8
3. 各種手順書の間のつながり，移行基準について..... 1.0.6-8
(1)警報発生時操作手順書からほかの事故手順書への移行..... 1.0.6-8
(2)AOP から EOP への移行..... 1.0.6-9
(3)EOP から SOP への移行..... 1.0.6-9
(4)AM 設備別操作手順書の使用..... 1.0.6-9
(5)緊急時対策本部用手順書の導入..... 1.0.6-10
4. 運転員の対応操作の流れについて..... 1.0.6-10
5. 重大事故等時の対応及び手順書の内容について..... 1.0.6-11

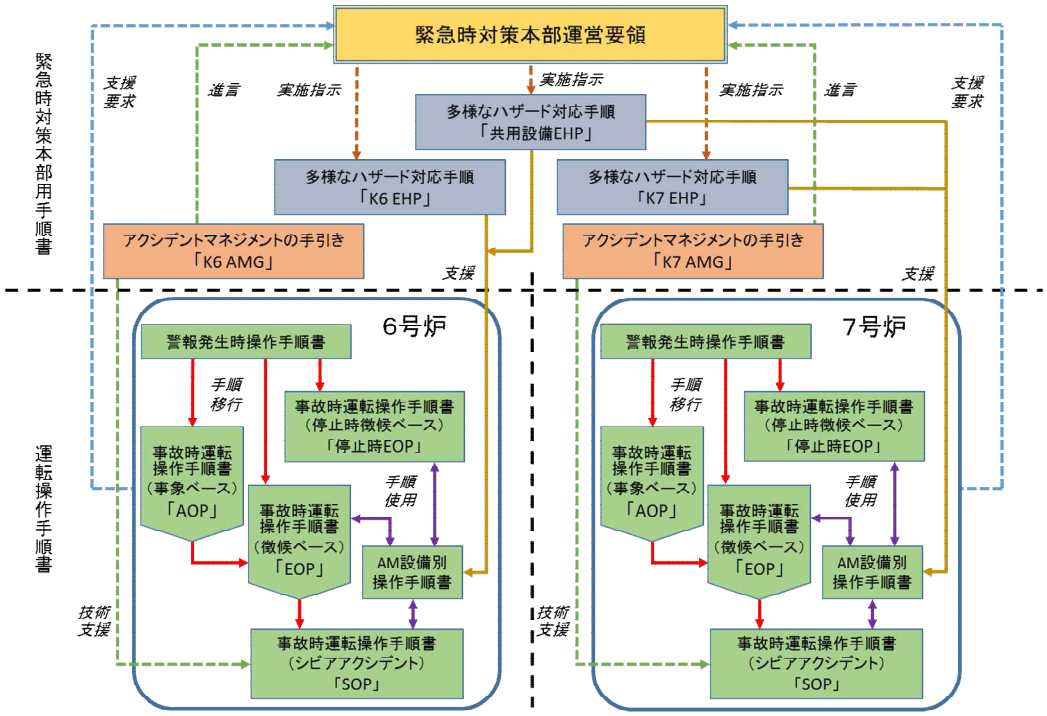
添付１　炉心損傷の判断基準について
別紙１　AOP「給水全喪失」対応フロー図
別紙２　AOP「給水全喪失」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）
別紙３　EOP フローチャート
別紙４　EOP 目的及び基本的な考え方（7 号炉の例）
別紙５　EOP 操作等判断基準一覧（7 号炉の例）
別紙６　SOP フローチャート
別紙７　SOP 目的及び基本的な考え方（7 号炉の例）
別紙８　SOP 操作等判断基準一覧（7 号炉の例）
別紙９　停止時 EOP フローチャート

別紙 10　停止時 EOP 目的及び基本的な考え方（7 号炉の例）
別紙 11　停止時 EOP 操作等判断基準一覧（7 号炉の例）
別紙 12　AM 設備別操作手順書一覧（7 号炉の例）
別紙 13　緊急時対策本部運営要領と主な機能班ガイド
別紙 14　多様なハザード対応手順一覧（7 号炉の例）
別紙 15　EOP，SOP，停止時 EOP フローチャート凡例

1.　手順書の体系について

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

事故発生時における対応手順書の機能体系は第 1 図のとおり。



第 1 図　手順書機能体系の概要図

2.　各種手順書の概要について

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

以下，運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書の概要を示す。

2.1 運転操作手順書

(1) 警報発生時操作手順書

中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に，警報発生原因の除去あるいはプ

ラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。

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

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

(2)事故時運転操作手順書（事象ベース）（以下「AOP」という。）

単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常事象又は事故が発生した際に，事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

設計基準事故の範囲内の特定された事故ごとの操作内容をあらかじめ手順化しており，当該手順で対応できると判断した場合に使用し，過渡状態が収束するまでの間に適用する。

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

AOPの一例として，発電用原子炉が運転中に給水ポンプがトリップし，給水不能となった場合の対応操作を定めた，AOP「給水全喪失」の対応フロー図及び操作等判断基準一覧を別紙1,2に示す。

（別紙1,2）

【AOPの構成】

a.原子炉編

目的　：原子炉関連設備の事故対応

手順書：原子炉スクラム事故，冷却材喪失事故，給水喪失事故等

b.タービン・電気編

目的　：タービン関連設備，電気関連設備の事故対応

手順書：タービントリップ事故，発電機トリップ事故，制御電源喪失事故等

c.火災編

目的　：火災生時の対応

手順書：各建屋火災事故

d.溢水編

目的　：内部溢水発生時の対応

手順書：大規模内部溢水，小規模内部溢水等

e.自然災害編

目的　：自然災害発生時の対応

手順書：大規模地震発生の場合，津波発生の場合等

(3)事故時運転操作手順書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）

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

AOP が設計基準事故の範囲内の特定された事故ごとの対応操作を示した手順書であることに対して，EOP は観測されるプラントの徴候（パラメータの変化）に応じた対応操作を示した手順書であり，設計基準事故に加え設計基準を超えるような設備の多重故障時等にも適用する。

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

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

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

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

（別紙 3,4,5）

【EOP フローチャート】

a. 原子炉制御

目的　：発電用原子炉の未臨界維持，炉心損傷防止

手順書：スクラム，反応度制御，水位確保，減圧冷却

b. 一次格納容器制御

目的　：原子炉格納容器の健全性確保

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

c. 二次格納容器制御

目的　：原子炉建屋の健全性確保，燃料プール内の燃料の損傷防止・緩和

手順書：原子炉建屋制御，燃料プール水位・温度制御

d. 不測事態

目的　：予期せぬ事象により特殊操作が必要となった場合の対応

手順書：水位回復，急速減圧，水位不明

e. 交流／直流電源供給回復

目的　：外部電源喪失発生時の交流／直流電源の供給維持

手順書：交流／直流電源供給回復

f. EOP/SOP インターフェイス

目的　：SOP への移行判断及び SOP への円滑な移行

手順書：EOP/SOP インターフェイス

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

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

炉心が損傷し，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデント事象に適用する。

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

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

（別紙 6,7,8）

【SOP フローチャート】

SOP－1：RPV 制御

SOP－2：PCV 制御

SOP－3：R/B 制御

(5) 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）（以下「停止時 EOP」という。）

発電用原子炉が停止中の場合において，プラントの異常状態を検知する対応，異常状態発生の防止に関する対応及び異常事象が発生した場合の対応操作に関する事項を定めた手順書。

プラント停止中に発生する可能性のある事故に対し，EOP と同様に，観測されるプラントの徴候（パラメータの変化）に応じた対応操作を示した手順書であり，発生確率は極めて低いと考えられる設計基準を超えるような多重故障にも適用する。

停止時 EOP は，目的に応じて「停止時反応度制御」，「水位・温度制御」及び「交流／直流電源供給回復」に分類した各手順を視覚的に認識できるようにした「フローチャート」，各手順の「対応手順」及びプラント停止中における作業を想定し，人的過誤又は機器故障等により発生する異常事象の代表的なシナリオとその解説をまとめた「停止時事故時運転操作の手引き」により構成される。

異常事象発生時には，発電用原子炉の未臨界維持，炉心や使用済燃料プールの冷却状況等に関するパラメータを確認し，各手順の導入条件が成立した場合には，その手順の対応処置を開始する。

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9,10,11に示す。

（別紙9,10,11）

【停止時EOPフローチャート】

a.停止時反応度制御

目的　：プラント停止中における意図せぬ制御棒引き抜け時の対応

手順書：停止時反応度制御

b.水位・温度制御

目的　：発電用原子炉の状態変化に応じた水位・温度の制御

手順書：「RPVヘッドオン／プールゲート閉／PCV閉鎖」時SFP原子炉水位・温度制御

「RPVヘッドオン／プールゲート閉／PCV開放」時SFP原子炉水位・温度制御

「RPVヘッドオフ／プールゲート閉／PCV開放」時SFP原子炉ウェル水位・温度制御

「RPVヘッドオフ／プールゲート開／PCV開放」時SFP原子炉ウェル水位・温度制御

「RPVヘッドオフ直後・ヘッドオン直前」時 原子炉水位・温度制御

c.交流／直流電源供給回復

目的　：外部電源喪失時の交流／直流電源の供給維持

手順書：交流／直流電源供給回復

(6)AM設備別操作手順書

自然現象や大規模損壊等により，多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合に，実施組織（運転員以外）の支援を受けて行う可搬型設備等による事故対応操作のうち，主に建屋内設備の操作内容を定めた手順書で，運転員が使用する。

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

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

なお，EOP，SOP 及び停止時 EOP には AM 設備別操作手順書が使用可能なタイミングを明示する。

AM 設備別操作手順書の一覧を別紙 12 に示す。

（別紙 12）

【AM 設備別操作手順書の構成】

電源確保戦略　　：第一ガスタービン発電機起動，M/C7C・7D 受電，
　　直流 125V 蓄電池切替(A,A-2,AM 用）等
反応度制御戦略　　：SLC ポンプによるほう酸水注入等
Rx 注水戦略　　：RCIC 現場起動，MUWC による原子炉注水等
圧力制御戦略　　：SRV 駆動源確保，炉心損傷前 PCV ベント等
格納容器スプレイ戦略：消防車による PCV スプレイ等
格納容器水素・酸素制御戦略
　　：FCS による格納容器水素制御，PCV 水素・酸素ガス放出
SFP 注水，ウェル注水，SFP 監視戦略
　　：消防車による SFP 注水，SFP 監視カメラ冷却装置起動等
代替除熱戦略　　：代替 Hx による補機冷却水確保等
原子炉除熱戦略　　：RHR による原子炉除熱等
格納容器除熱戦略　：代替循環冷却系による PCV 内の減圧及び除熱等
SFP 除熱戦略　　：RHR による SFP 除熱，FPC による SFP 除熱
水源確保戦略　　：MUWP による CSP への補給，消防車による CSP への補給
代替計器戦略　　：可搬計器によるパラメータ計測
その他戦略　　：SFP 漏えい緩和，通信手段確保等
中央制御室居住性確保戦略
　　：可搬型陽圧化空調機による中央制御室陽圧化等
下部 D/W 注水戦略　：MUWC による下部 D/W 注水等

2.2　緊急時対策本部用手順書

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

(1)緊急時対策本部運営要領

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

また，緊急時対策本部の運営及び各機能班が実施する事項については，本要領の下

位に紐付く各機能班のガイドとして定める。

緊急時対策本部運営要領に紐付く主な機能班ガイドを別紙 13 に示す。

（別紙 13）

(2)アクシデントマネジメントの手引き（以下「AMG」という。）

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

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

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

(3)多様なハザード対応手順（以下「EHP」という。）

自然現象や大規模損壊等により，多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合に，運転員の事故対応に必要な支援を行うため，可搬型設備等による事故対応操作のうち，主に屋外設備の操作内容を定めた手順書で，実施組織（運転員以外）が使用する。

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

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

多様なハザード対応手順の一覧を別紙 14 に示す。

（別紙 14）

【EHP の構成】

炉心冷却	：消防車による送水（原子炉注水）等
格納容器機能維持	：熱交換器ユニットによる補機冷却水確保等
原子炉建屋損傷防止	：原子炉建屋トップベント等

SFP 冷却　　：消防車による送水（SFP 常設スプレイ）等
放射性物質の拡散を抑制：大容量送水車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制等
水源　　：貯水池から大湊側防火水槽への補給等
電源確保　　：第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電等
居住性　　：カードル式空気ボンベユニットによる陽圧化
その他　　：アクセスルートの状況確認，瓦礫除去等

2.3　各種手順書の判断者・操作者の明確化

(1)判断者の明確化

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

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

(2)操作者の明確化

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

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

3.　各種手順書の間のつながり，移行基準について

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

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

(1)警報発生時操作手順書からほかの事故手順書への移行

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

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

なお，発電用原子炉が停止中の場合は，警報発生時操作手順書に基づく対応を実施し，事象が進展して停止時 EOP 導入条件が成立した場合は，停止時 EOP へ移行する。また，停止時 EOP 対応中に EOP 導入条件が成立した場合は，EOP に移行する。

(2)AOP から EOP への移行

AOP 対応中に以下の EOP 導入条件が成立した場合は，EOP へ移行する。

【EOP 導入条件（いずれかに該当した場合)】

a.発電用原子炉を手動スクラムした場合，若しくは自動スクラム信号が発生（スクラム失敗を含む）した場合

b.EOP における一次格納容器制御導入条件が成立した場合

c.EOP における二次格納容器制御導入条件が成立した場合

【EOP 移行後の AOP の使用について】

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

(3)EOP から SOP への移行

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

【SOP 導入条件（いずれかに該当した場合)】

a.原子炉停止後の経過時間と原子炉格納容器内ガンマ線線量率の関係から炉心損傷と判断した場合（格納容器内雰囲気放射線レベル計が使用不可能の場合は，原子炉圧力容器表面温度にて炉心損傷を判断する。）

b.原子炉注水機能が喪失した状態において，原子炉水位が規定値以下まで低下した場合，及び炉心が規定時間以上露出した場合

なお，炉心損傷の判断基準の考え方を添付 1 に示す。

（添付 1）

(4)AM 設備別操作手順書の使用

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

なお，EOP，SOP 又は停止時 EOP の操作項目が達成できない場合に，AM 設備別操作手順書及び EHP に複数の使用可能な手順が存在する場合は，以下のような観点から使用

可能な手順を対比し，事故対応に適切な手順を選択する。

【手順選択時の着目点】

a. 手順の操作完了（機能発揮）までの所要時間の長短

b. 水源確保・給油等も含めた，機器の機能維持に必要となる対応の要否

c. 注水圧力・注水流量等，プラントへの効果（炉心冷却効果等）の大小

d. 操作に伴うプラント設備への悪影響（使用水の水質等）の大小

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

(5)緊急時対策本部用手順書の導入

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

4. 運転員の対応操作の流れについて

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

「止める」の対応

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

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

「冷やす」の対応

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

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

「閉じ込める」の対応

放射性物質が環境へ放出されていないことを確認する。また，原子炉格納容器が隔

離されていることを確認することにより，閉じ込めが機能していることを判断する。

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

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

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

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

その後は，「原子炉制御」の対応として原子炉水位，原子炉圧力，タービン・電源に関するスクラム後の確認及び操作を並行して行うとともに，発電用原子炉の未臨界維持，炉心の冷却確保・損傷防止，原子炉格納容器の健全性確保等の対応をするため，パラメータ（未臨界性，炉心の冷却機能，原子炉格納容器の健全性）の継続監視を行う。パラメータの変化により「原子炉制御」以外の手順の導入条件が成立した場合は，確認されたパラメータの変化に対応した個別の手順により対応操作を実施する。

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

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

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

5. 重大事故等時の対応及び手順書の内容について

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

(2)有効性評価で示した重要事故シーケンスは，全て本手順書体系にて対応できるように

整備する。あわせて，有効性評価で示した判断基準や監視パラメータについても本手順書体系の中で整理する。詳細は添付資料 1.0.7 及び添付資料 1.0.14 に示す。

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

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

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

以上

炉心損傷の判断基準について

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

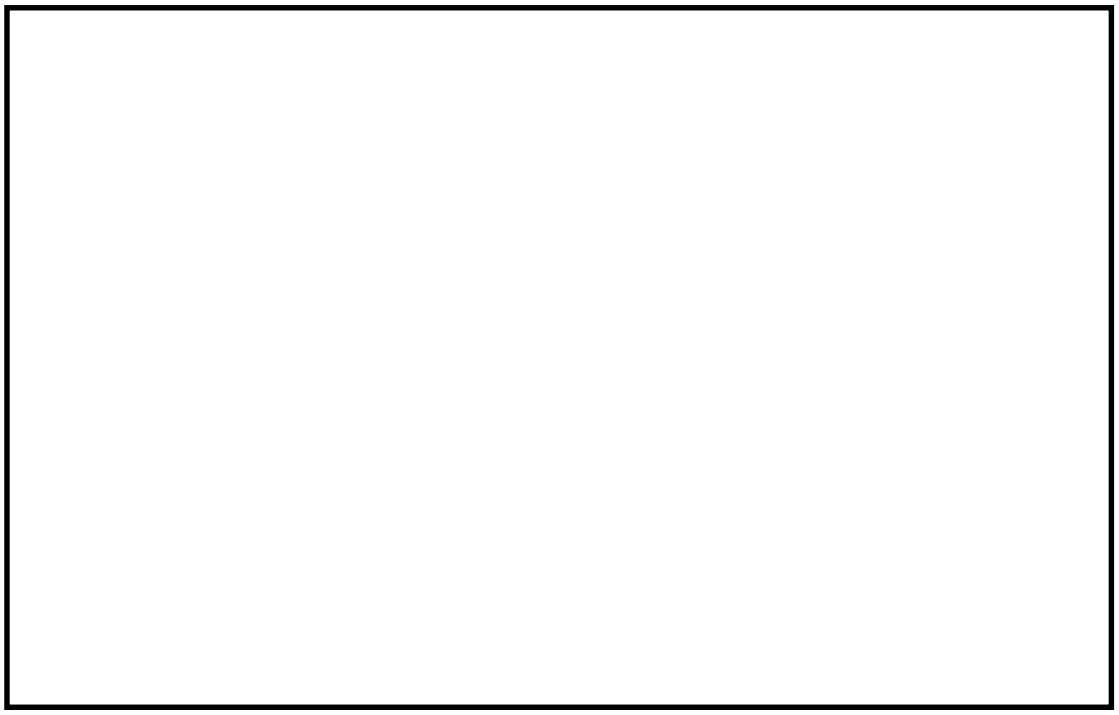
EOP では，原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位が TAF 未満となった際に，格納容器内雰囲気放射線レベル計を用いて，ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し，第 1 図に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合を，炉心損傷開始の判断としている。

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

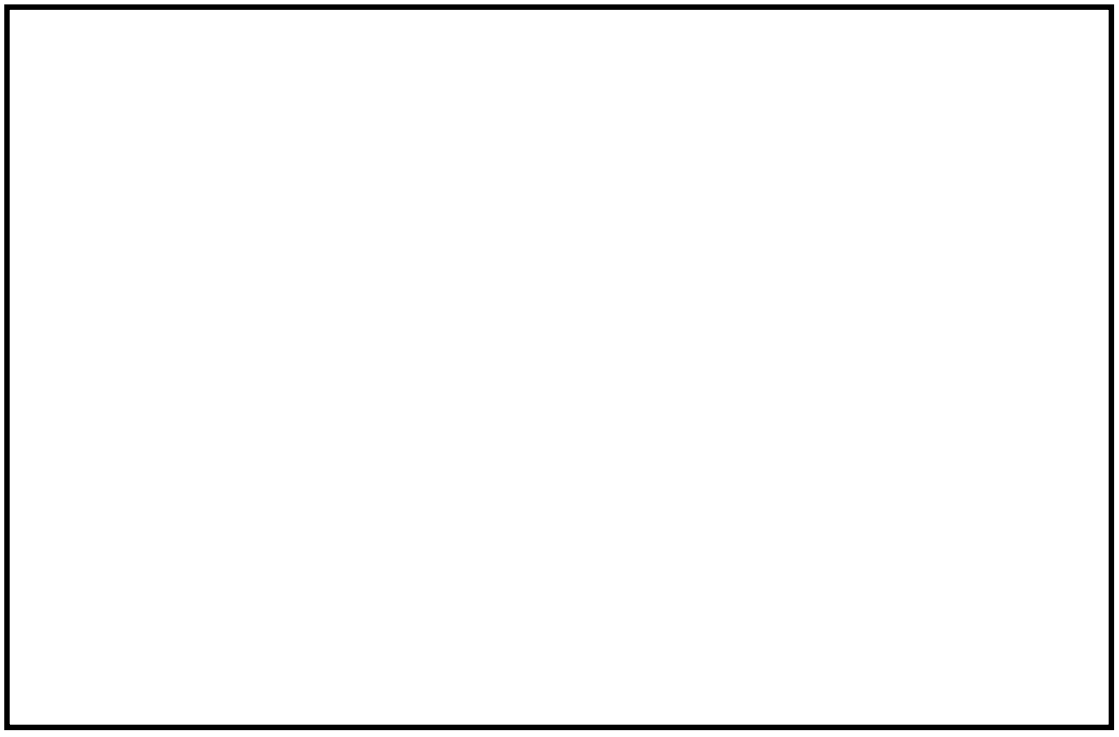
また，福島第一原子力発電所の事故時に原子炉水位計，格納容器内雰囲気放射線レベル計等の計装設備が使用不能となり，炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み，格納容器内雰囲気放射線レベル計に頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており，その結果，格納容器内雰囲気放射線レベル計の使用不能の場合は，「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

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

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



(1) ドライウェルのガンマ線線量率



(2) サプレッション・チェンバのガンマ線線量率

第 1 図　SOP 導入条件判断図

AOP「給水全喪失」対応フロー図

赤数字 :操作判断の内容は別紙２参照

AOP 「給水全喪失」操作等判断基準一覧(7 号炉の例)

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
給水全喪失	1-1	LPCP 使用可	・LPCP 使用可否	

ＲＣ
「スクラム(1/2)」
SH.1

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＲＣ
「スクラム(2/2)」
SH.2

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＲＣ／Ｑ
「反応度制御」
SH.3

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＲＣ／Ｌ
「水位確保」
SH.4

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＣＤ
「減圧冷却」
SH.5

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＰＣ／Ｐ
「ＰＣＶ圧力制御」
SH.6

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＤＷ／Ｔ
「Ｄ／Ｗ温度制御」
SH.7

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＳＰ／Ｔ
「Ｓ／Ｐ温度制御」
SH.8

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＳＰ／Ｌ
「Ｓ／Ｐ水位制御」
SH.9

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＰＣ／Ｈ
「ＰＣＶ水素濃度制御」
SH.10

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＳＣ／Ｃ
「原子炉建屋制御」
SH.11

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＳＦ／Ｌ，Ｔ
「ＳＦＰ水位・温度制御」
SH.12

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

Ｃ１
「水位回復」
SH.13

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

Ｃ２
「急速減圧」
SH.14

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

C３
「水位不明」
SH.15

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＰＳ／Ｒ
「交流／直流電源供給回復(1/2)」
SH.16

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＰＳ／Ｒ
「交流／直流電源供給回復(2/2)」
SH.17

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

ＥＳ／Ｉ
「ＥＯＰ／ＳＯＰインターフェイス」
SH.18

赤数字 :操作判断の内容は別紙5 参照

EOP 目的及び基本的な考え方（7 号炉の例）

	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)	・発電用原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・発電用原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・一次及び二次格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）			
	【反応度制御】 (RC/Q)	・スクラム不能異常過渡事象発生時に，発電用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 以上に回復し，適切な炉心冷却を維持する。			
	【減圧冷却】 (CD)	・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（7 号炉の例）

	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)	・原子炉格納容器圧力を監視し，制御する。			
	【D/W 温度制御】 (DW/T)	・ドライウェルの空間温度を監視し，制御する。			
	【S/P 温度制御】 (SP/T)	・サプレッション・プール水温度及び空間部温度を監視し，制御する。			
	【S/P 水位制御】 (SP/L)	・サプレッション・プール水位を監視し，制御する。			
	【PCV 水素濃度制御】 (PC/H)	・原子炉格納容器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（7 号炉の例）

	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
原子炉建屋制御	【原子炉建屋制御】 (SC/C)	・原子炉建屋の健全性を維持する。 ・原子炉建屋からの放射能放出を制限する。			
使用済燃料プール制御	【SFP 水位・温度制御】 (SF/L,T)	・使用済燃料ﾌﾟｰﾙの水位及び温度を監視し制御する。			

EOP 目的及び基本的な考え方（7 号炉の例）

	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。			
	【急速減圧】 (C2)	・原子炉を速やかに減圧する。			
	【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。			

EOP 目的及び基本的な考え方（7 号炉の例）

	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
－	【交流/直流電源供給回復】 (PS/R)	・交流電源及び直流電源の供給を回復する。			
－	【EOP/SOP インターフェイス】 (ES/I)	・SOP への移行を円滑にするために初期対応操作及び炉心損傷の判断を行う。			

EOP 「スクラム（RC）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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	・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	・全制御棒全挿入ランプ ・RC&IS FD 表示 ・CRT 表示 ・プロセス計算機（OD-7） ・スクラムタイミングレコーダ	
	1-3	ペアロッド 1 組又は 1 本の CR が未挿入	・全制御棒全挿入ランプ ・RC&IS FD 表示 ・CRT 表示 ・プロセス計算機（OD-7） ・スクラムタイミングレコーダ	
原子炉水位	2-1	原子炉水位	・原子炉水位	
	2-2	給復水系（H/W 含）正常	・給復水系の運転正常 ・ホットウェル水位正常 ・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 ［大津波警報発令時／SBO 時，原子炉水位 2700mm 維持］	・原子炉水位	

EOP 「スクラム（RC）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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	・TBV の追従状況	
	3-3	復水器使用可能	・復水器器内圧力 ・LPCP 正常 ・CWP 正常 ・OG 系正常 ・グランドシール正常（HS 含む）	
	3-4	SRV 開固着なし	・原子炉圧力 ・SRV 開閉表示灯 ・SRV 排気管の温度	
	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 排気管の温度	
タービン・電源	4-1	所内電源有	・常用 M/C しゃ断器開閉表示灯 ・常用 M/C 母線電圧 ・66kV 母線電圧 ・500KV 母線電圧	
	4-2	MSIV 開	・MSIV 開閉表示灯	
	4-3	EHC 圧力制御正常	・TBV の追従状況	

EOP 「スクラム（RC）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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	4-4	復水器使用可能	・復水器器内圧力 ・LPCP 正常 ・CWP 正常 ・OG 系正常 ・グランドシール正常（HS 含む）	
モニタ確認	5-1	モニタ確認	・MS モニタ ・スタックモニタ ・SGTS モニタ ・OG 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	
一次格納容器制御への導入	6-1	D/W 圧力 □kPa 以上	・ドライウェル圧力	
	6-2	D/W 冷却器入口温度□℃（局所□℃） 以上	・ドライウェル冷却器入口温度 ・ドライウェル局所温度	
	6-3	S/P 水ﾊﾞﾙｸ温度 □℃を超えた場合	・サプレッション・プール水バルク温度	
	6-4	S/P 空間部（局所） 温度□℃以上	・サプレッション・プール空間部（局所）温度	
	6-5	S/P 水位 □cm 以上	・サプレッション・プール水位	
	6-6	S/P 水位 □cm 以下	・サプレッション・プール水位	
	6-7	MSIV 全閉後□時間以内に冷温停止できない場合	・MSIV 閉時刻 ・炉水温度	

EOP 「スクラム（RC）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
二次格納容器制御への導入	7-1	原子炉建屋内の1次系漏えいを示す警報が発生	・ECCS 系機器室温度･換気差温度上昇 ・LDS 論理作動状況 ・放射線ﾓﾆﾀ指示値	
	7-2	燃料プール水位低警報が発生	・使用済燃料プール水位低警報発生	
	7-3	使用済燃料プール温度 □℃以上	・使用済燃料プール温度	
復旧	8-1	MSIV 開	・MSIV 開閉表示灯	
	8-2	MSIV 開可能	・復水器使用可能 ・隔離信号の警報無し	
	8-3	RIP 運転中	・RIP 運転表示灯 ・炉心流量	

EOP 「反応度制御（RC/Q）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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	タービン運転中	・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	
SLC	2-1	炉水位 L3～L8 で維持	・原子炉水位 ・原子炉給水制御系 ・ECCS 作動状況	

EOP 「反応度制御 (RC/Q) 」操作等判断基準一覧 (7 号炉の例)

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	3-1	原子炉出力	・APRM 指示 ・MSIV 開閉表示灯	
	3-2	注水を絞り炉出力□%以下を維持	・APRM 指示 ・原子炉水位 ・原子炉給水制御系 ・ECCS 系作動状況	
	3-3	炉水位 L-2～L-8 で維持	・原子炉水位	
	3-4	L-1.5 以上に維持可能	・原子炉水位 ・原子炉圧力 ・ECCS 系の作動状況 ・給復水系の作動状況 ・代替注水系の作動状況	
	3-5	SRV (ADS) 1 弁ずつ追加開放し L-1.5 以上に維持	・原子炉水位 ・原子炉給水制御系 ・ECCS 系作動状況	

EOP 「反応度制御（RC/Q）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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	・LPCP 正常 ・CWP 正常 ・OG 系正常 ・グランドシール正常（HS 含む） ・EHC 圧力制御正常	
RC/Q 水位不明	5-1	制御棒挿入状態	・全制御棒全挿入ランプ ・RC&IS　FD 表示 ・CRT 表示 ・プロセス計算機（OD-7） ・スクラムタイミングレコーダ	
冠水維持	6-1	原子炉出力	・APRM 指示	
	6-2	SLC 起動 30 分経過	・SLC 運転時間	

EOP 「水位確保（RC/L）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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 維持	・原子炉水位	
	1-2	水位降下中	・原子炉水位	
	1-3	全 ECCS 系及び給復水系作動せず	・ECCS 系，給復水系の作動状況	
	1-4	注水設備 2 台以上，又は代替注水設備 2 系統以上起動	・注水設備の起動状況 ・代替注水設備の起動状況	
	1-5	TAF 以上維持可能	・原子炉水位	

EOP 「減圧冷却（CD）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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 TAF～L-8 維持可能	・原子炉水位	
減圧	2-1	復水器使用可能	・LPCP 正常 ・CWP 正常 ・OG 系正常 ・グランドシール正常（HS 含む） ・EHC 圧力制御正常	
	2-2	減圧手段選択	・原子炉圧力 ・サプレッション・プール水温度	
	2-3	RHR SHC 起動	・RHR の系統状態	

EOP 「PCV 圧力制御（PC/P）」作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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 または空気漏えいによるか	・ドライウェル酸素濃度 ・ドライウェル温度 ・N_2 使用量	
		原子炉水位 L-1 以下経験	・原子炉水位記録計 ・L-1 警報経験	
		S/C 圧力 □kPa 以上	・サプレッション・チェンバ圧力	
		S/C 圧力 □kPa 以上	・サプレッション・チェンバ圧力	
		S/C 圧力 □kPa 以上	・サプレッション・チェンバ圧力	
		S/C 圧力 □kPa 以上	・サプレッション・チェンバ圧力	
	2-1	S/C 圧力上昇継続	・サプレッション・チェンバ圧力	

EOP 「PCV 圧力制御（PC/P）」作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
原子炉満水	3-1	S/C 圧力□kPa 以下維持可能	・サプレション・チェンバ圧力	
PCV ベント	4-1	PCV ベント許容領域内	・CAMS によるガンマ線線量率	
	4-2	AM 用 S/P 水位計□m 以上	・サプレッション・プール水位	
	4-3	フィルターベントにて D/W 側ベント	・ドライウェル圧力 ・CAMS によるガンマ線線量率	
	4-4	フィルターベントにて S/C 側ベント	・サプレション・チェンバ圧力 ・CAMS によるガンマ線線量率	
	4-5	フィルターベントにて D/W 側ベント	・ドライウェル圧力 ・CAMS によるガンマ線線量率	
	4-6	耐圧ベントにて S/C 側ベント	・サプレション・チェンバ圧力 ・CAMS によるガンマ線線量率	

EOP 「D/W 温度制御（DW/T）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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 局所温度が□℃未満	・ドライウェル局所温度	
		D/W 温度上昇継続	・ドライウェル局所温度	
		D/W 局所温度が□℃到達	・ドライウェル局所温度	
		D/W 局所温度が□℃接近	・ドライウェル局所温度	
	1-2	D/W 空間部温度制限	・原子炉圧力 ・ドライウェル空間部温度	
	2-1	D/W スプレイ	・ドライウェルスプレイ作動状況	

EOP 「S/P 水温度制御（SP/T（W））・S/P 空間部温度制御（SP/T（A））」
操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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 水温制御 SP/T（W）	1-1	S/P 水温度上昇継続	・サプレッション・プール水温度	
	1-2	S/P 水熱容量制限	・サプレッション・プール水温度 ・原子炉圧力	
S/P 空間部温度制御 SP/T（A）	2-1	S/P 空間温度上昇継続	・サプレッション・プール空間温度（局所）	
	2-2	S/P 水熱容量制限	・サプレッション・プール水温 ・原子炉圧力	

EOP 「S/P 水位制御（SP/L（H）（L））」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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 SP/L（H）	1-1	S/P 水位＆ SRV ﾃｰﾙﾊﾟｲﾌﾟ制限曲線	・サプレッション・プール水位 ・原子炉圧力 ・ドライウェル圧力	
	1-2	水位低下可能	・サプレッション・プール水位	
S/P 水位制御 SP/L（L）	2-1	S/P 水位	・サプレッション・プール水位 ・サプレッション・プール水温度 ・原子炉圧力	
	2-2	水位上昇可能	・サプレッション・プール水位 ・サプレッション・プール水温度 ・原子炉圧力	

EOP 「PCV 水素濃度制御（PC/H）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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	CAMS の運転確認	・CAMS 作動状況 ・原子炉格納容器内の水素濃度 ・原子炉格納容器内の酸素濃度	
	1-2	水素及び酸素濃度指示上昇	・原子炉格納容器内の水素濃度 ・原子炉格納容器内の酸素濃度	
	2-1	CAMS の起動	・CAMS 作動状況 ・原子炉格納容器内の水素濃度 ・原子炉格納容器内の酸素濃度	
	2-2	水素及び酸素濃度指示上昇	・原子炉格納容器内の水素濃度	

EOP 「原子炉建屋制御（SC/C）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
原子炉建屋 制御 SC/C	1-1	中央制御室からの 速やかな破断箇所 隔離不可能	・漏えい箇所の隔離	

EOP 「SFP 水位・温度制御（SF/L,T）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
SFP 水位制御	1-1	使用済燃料プール オーバーフロー付 近維持可能	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
	1-2	使用済燃料プール 燃料貯蔵ラック上 端□m 以上維持	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
	1-3	使用済燃料プール 燃料貯蔵ラック上 端□m 以上維持	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
SFP 温度制御	2-1	燃料プール水温 □℃以下維持	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	

EOP 「水位回復（C1）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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 C1	1-1	低圧注水系 2 系統以上起動	・低圧注水 2 系統以上の起動状況確認	
	1-2	低圧注水系 1 系統以上起動	・低圧注水 1 系統以上の起動状況確認	
	1-3	注水設備 2 台以上，又は代替注水設備 2 系統以上起動	・注水設備 2 台以上，又は代替注水設備 2 系統以上の起動状況確認	
	1-4	TAF 以上維持可能	・原子炉水位	

EOP 「水位回復（C1）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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 C1	1-5	水位下降 or 上昇中	・原子炉水位	

EOP 「水位回復（C1）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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 [redacted] MPa 以上	・原子炉圧力	
	2-2	RCIC 又は HPAC 起動	・RCIC の起動状況 ・HPAC の起動状況	
	2-3	水位上昇中	・原子炉水位	
	2-4	低圧注水系 1 系統以上起動	・低圧注水 1 系統以上の起動状況	
	2-5	注水設備 2 台以上，又は代替注水設備 2 系統以上起動	・注水設備 2 台以上又は代替注水設備 2 系統以上の起動状況確認	

EOP 「水位回復（C1）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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 HPAC 作動中	・RCIC の作動状況 ・HPAC の作動状況	
	3-2	TAF 継続時間	・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	低圧注水系 1 系統以上起動	・低圧注水系 1 系統以上の起動状況	
	3-4	注水設備 2 台以上，又は代替注水設備 2 系統以上起動	・注水設備 2 台以上，又は代替注水設備 2 系統以上の起動状況確認	

EOP 「急速減圧（C2）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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 C2	1-1	低圧注水系 1 系統以上起動	・低圧注水系 1 系統以上の起動状況	
	1-2	注水設備 2 台以上，又は代替注水設備 2 系統以上起動	・代替注水系 2 系統以上の起動状況	
	1-3	ADS 全弁順次開放（ADS8 弁開放）	・原子炉圧力 ・ADS の開閉表示 ・開放 SRV 排気管の温度	
	1-4	ADS＋SRV で 8 弁まで追加開放	・原子炉圧力 ・ADS，SRV の開閉表示 ・開放 SRV 排気管の温度	
	1-5	ADS＋SRV2 弁以上開放可能	・原子炉圧力 ・ADS，SRV の開閉表示 ・開放 SRV 排気管の温度	

EOP 「急速減圧 (C2)」操作等判断基準一覧 (7 号炉の例)

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 C2	1-6	MSIV 開	・MSIV 開閉表示灯	
	1-7	TBV による減圧	・原子炉圧力 ・復水器使用可能 ・EHC 圧力制御正常	
	1-8	水位判明	・原子炉水位	
	1-9	水位不明判断曲線	・ドライウェル空間部温度 ・原子炉圧力	

EOP 「水位不明（C3）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
注水確保	1-1	低圧注水系 1 系統以上起動	・低圧注水系 1 系統以上の起動状況	
	1-2	注水設備 2 台以上，又は代替注水設備 2 系統以上起動	・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（7 号炉の例）

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	SRV2 弁以上開	・原子炉圧力 ・SRV の開閉表示 ・開放 SRV 排気管の温度	
	2-2	原子炉への注水を増加し，差圧を□MPa 以上にする。	・原子炉圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力	

EOP 「水位不明（C3）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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	開する SRV の数を減らし（最少 2 弁），差圧を □MPa 以上にする。	・原子炉圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・SRV の開閉表示 ・開放 SRV 排気管の温度	
	2-4	RPV 満水確認 SRV 排気温度と炉水温度に有意な差が無いこと	・開放 SRV 排気管の温度 ・原子炉水温度	
	2-5	ADS 弁を 8 弁開として代替注水設備を起動し炉水位をできるだけ上昇させる。	・原子炉圧力 ・SRV の開閉表示 ・開放 SRV 排気管の温度 ・代替注水系起動状況	
水位計復旧	3-1	水位判明	・原子炉水位	
	3-2	最長許容炉心露出時間内に水位判明	・最長許容炉心露出時間 ・原子炉停止後の時間	

EOP 「交流／直流電源供給回復 (PS/R) 」操作等判断基準一覧 (7 号炉の例)

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
交流／直流電源供給回復	1-1	D/G3 台起動電圧確立	・D/G 作動状況 ・D/G 発電機電圧 ・M/C (C) (D) (E) 母線電圧	
	1-2	D/G (A) 及び (B) 起動電圧確立	・D/G (A) (B) 作動状況 ・D/G (A) (B) 発電機電圧 ・M/C (C) (D) 母線電圧	
	1-3	D/G1 台起動電圧確立	・D/G 作動状況 ・D/G 発電機電圧 ・M/C (C) (D) (E) 母線電圧	
	1-4	海水系運転継続可能	・RCW 系運転状況 ・RSW 系運転状況	

EOP 「交流／直流電源供給回復（PS/R）」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
RCIC/HPAC 延命	2-1	AM 用 S/P 水位計 □m 以上	・サプレッション・プール水位	
	2-2	フィルターベントにて D/W 側ベント	・ドライウェル圧力 ・CAMS によるガンマ線線量率	
	2-3	フィルターベントにて S/C 側ベント	・サプレッション・チェンバ圧力 ・CAMS によるガンマ線線量率	
	2-4	フィルターベントにて D/W 側ベント	・ドライウェル圧力 ・CAMS によるガンマ線線量率	
	2-5	耐圧ベントにて S/C 側ベント	・サプレッション・チェンバ圧力 ・CAMS によるガンマ線線量率	

EOP 「交流／直流電源供給回復 (PS/R) 」操作等判断基準一覧 (7 号炉の例)

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
電路構成 受電	3-1	非常用母線停電状況	・M/C (C) (D) 母線電圧	
	3-2	M/C (C) 使用可能	・M/C (C) 異常有無	
	3-3	GTG 又は電源車 (緊急用 M/C) 給電可能	・GTG 作動状況 ・電源車作動状況 ・緊急用 M/C 異常有無	
電路構成 受電	3-4	M/C (D) 使用可能	・M/C (D) 異常有無	
	3-5	GTG 又は電源車 (緊急用 M/C) 給電可能	・GTG 作動状況 ・電源車作動状況 ・緊急用 M/C 異常有無	
給電	4-1	第一 GTG 起動	・第一 GTG 作動状況	
	4-2	第二 GTG, 電源車 (緊急用 M/C)	・M/C (C) 異常有無	

EOP 「交流／直流電源供給回復 (PS/R) 」操作等判断基準一覧 (7 号炉の例)

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	5-1	外部電源復旧	・500kV 母線電圧 ・66kV 母線電圧	
	5-2	電源受電状況	・GTG 作動状況 ・電源車作動状況 ・M/C (C) (D) 母線電圧	
	5-3	D/G 使用可能	・D/G 作動状況	
	5-4	停電切替を伴わない	・受電切替時の停電有無	
直流 250V 電源確保	6-1	M/C (E) 電圧確立	・M/C (E) 母線電圧	

EOP 「交流／直流電源供給回復 (PS/R) 」操作等判断基準一覧 (7 号炉の例)

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
直流主母線盤電圧状況	7-1	直流主母線盤電圧 100V 未満	・直流主母線盤 (A) 電圧 ・直流主母線盤 (B) 電圧	
直流 125V(A) 電源確保	7-2	蓄電池 (A) 8 時間放電継続	・交流電源喪失からの経過時間 ・蓄電池 (A) 電圧 ・直流主母線盤 (A) 電圧	
	7-3	AM 用 MCC 受電可能	・AM 用 MCC 異常有無	
直流 125V (A) 電源回復	8-1	GTG 又は電源車給電可能	・GTG 作動状況 ・電源車作動状況 ・緊急用 M/C 異常有無	
	8-2	交流電源喪失 24 時間以上継続の恐れあり	・M/C (C) (D) (E) 母線電圧	
直流 125V (B) 電源回復	9-1	GTG 又は電源車給電可能	・GTG 作動状況 ・電源車作動状況 ・緊急用 M/C 異常有無	

EOP 「EOP/SOP インターフェイス」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
EOP/SOP インターフェイス ES/I	1-1	以下の優先順位に従い注水系統を再起動 【高圧 ECCS】 ①RCIC ②HPCF 【高圧注水設備】 ③HPAC 【給復水系】 ④M/DRFP ④HPCP ④LPCP 【低圧 ECCS】 ⑤LPFL 【注水設備】 ⑥MUWC 【代替注水設備】 ⑦M/D FP ⑧D/D FP ⑨A1 級消防車 ⑩A2 級消防車	・注水設備の起動状況 ・代替注水設備の起動状況	

ＳＯＰ－１
「ＲＰＶ制御」

赤数字 :操作判断の内容は別紙8参照

ＳＯＰ－２
「ＰＣＶ制御」

赤数字 :操作判断の内容は別紙8参照

ＳＯＰ－３
「Ｒ／Ｂ制御」

赤数字 :操作判断の内容は別紙8参照

SOP 目的及び基本的な考え方（7 号炉の例）

	運転操作項目名称	目的	導入・移行条件	基本的な考え方
原子炉制御	減圧	下記の２点を考慮し，適切なタイミングで原子炉を減圧する。 ・炉心損傷後，原子炉へ注水できない場合に蒸気冷却による炉心冷却効果を期待する。 ・減圧せずに放置しておくと原子炉が高圧で破損し，格納容器直接加熱による格納容器破損をする。		
	注水	・炉心損傷後，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。 ・注水で原子炉水位が回復した場合に，原子炉の水位を長期的に確保する。		
	除熱	・「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。		
	水位不明	・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。		
	下部 D/W 注水	・損傷炉心の冷却が確認できず，RPV 破損に至る可能性のある場合に，あらかじめ下部 D/W 床に水を注水することで，放出されるデブリの冷却性向上および，D/W 床コンクリートの浸食抑制を図る。 ・RPV が破損し下部 D/W にデブリが流出した可能性のある場合に，デブリの冷却を行うため下部 D/W 床へ注水する。 ・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下部 D/W 注水を継続する。		
	出力	・スクラム不能異常過渡事象発生時に，発電用原子炉を安全に停止させる。 ・RPV 破損後の出力を抑制する。		

SOP 目的及び基本的な考え方（7 号炉の例）

	運転操作項目名称	目的	導入・移行条件	基本的な考え方
格納容器制御	除熱	・格納容器の除熱を行い，格納容器の健全性を維持する。		
	ベント	・S/P 水位が真空破壊弁制限又は外部注水制限に達し，PCV 圧力が上昇し PCV 破損に至る可能性がある場合に，PCV ベントを実施する。また，PCV からの異常な漏えいを認知した場合に，PCV からの漏えい影響を抑制するため PCV ベントを実施する。		
	ウェル注水	D/W ヘッドフランジ部の過温破損を防止する。		
	格納容器水素	・水素濃度及び酸素濃度を監視し，酸素濃度が 4.0%以上に上昇してきた場合，水素及び酸素を放出することにより PCV 破損を防止する。		
原子炉建屋制御	原子炉圧力	・原子炉建屋の健全性を維持する。 ・原子炉建屋からの放射能放出を制限する。		
	原子炉水位			
	原子炉建屋環境			
	使用済燃料プール温度	・使用済燃料プールの水位及び温度を監視し制御する。		
	使用済燃料プール水温			
	原子炉建屋水素	・R/B の水素濃度を監視すると共に，R/B トップベント実施にて R/B の水素爆発を防止する。		

SOP-1 「RPV 制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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	注水可能系統なし	・注水設備の起動状況 ・代替注水設備の起動状況	
注水	2-1	CRD 使用可能	・CRD 作動状況	
		高圧系統使用可能	・高圧注水系の作動状況	
		低圧注水系統使用可能	・低圧注水系の作動状況	

SOP-1 「RPV 制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
低圧注水	2-2	原子炉圧力 0.49MPa 未満	・原子炉圧力	
除熱	3-1	RHR 使用可能	・RHR ポンプ，主要弁，電源の確認	
		RCW/RSW 使用不可	・RCW 及び RSW ポンプ，主要弁，電源の確認 ・取水槽水位	

SOP-1 「RPV 制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
水位不明	4-1	水位不明	・原子炉水位	
		LOCA+水位不明	・原子炉水位	
		RPV 破損後	・原子炉圧力 ・ドライウェル圧力 ・格納容器温度 ・サプレッション・プール水温 ・ドライウェル水素濃度 ・原子炉水位 ・制御棒位置の指示値 ・原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値	
特殊制御	4-2	S/P 水位上昇	・サプレッション・プール水位 ・原子炉圧力容器への注水量	

SOP-1 「RPV 制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
下部 D/W 注水	5-1	損傷炉心の冷却に失敗	・原子炉水位 ・原子炉圧力容器への注水量 ・原子炉圧力容器下鏡部表面温度 ・原子炉スクラム後の経過時間	
下部 D/W 注水	5-1	RPV 破損後	・原子炉圧力 ・ドライウェル圧力 ・格納容器温度 ・サプレッションプール水温 ・格納容器内水素濃度 ・原子炉水位 ・制御棒位置の指示値 ・原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値	
出力	6-1	SLC 使用可能	・SLC ポンプ，主要弁，電源の確認	
		CR 未挿入	・全制御棒全挿入ランプ ・RC&IS　FD 表示 ・CRT 表示 ・プロセス計算機（OD-7） ・スクラムタイミングレコーダ	

SOP-2 「PCV 制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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	1-1	RHR 使用可能	・RHR ポンプ，主要弁，電源の確認	
代替除熱	1-2	原子炉水位 L3～L8 安定	・原子炉水位	
		PCV 圧力 465kPa 以上	・格納容器内圧力	
		PCV 温度 190℃以上	・格納容器温度	
		RPV 下鏡温度 300℃到達	・原子炉圧力容器下鏡温度	
		代替循環冷却運転条件成立	・MUWC 代替循環冷却運転条件の確認	

SOP-2 「PCV 制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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 ﾍﾞﾝﾄ	2-1	PCV ベント許可領域	・CAMS ガンマ線線量率 ・原子炉停止後の経過時間	
		RHR による PCV 除熱可能	・RHR 系統流量 ・RHR 熱交換器入口温度，出口温度 ・ドライウェル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・格納容器温度	
PCV 水素	3-1	CAMS 水素･酸素濃度指示上昇又は CAMS 使用不可で 7 日間（168h）継続	・格納容器内水素濃度 ・格納容器内酸素濃度 ・CAMS 運転状況	
	3-2	FCS 起動可能	・FCS ブロワ，主要弁，電源の確認	
	3-3	水素濃度 5%以下	・格納容器内水素濃度	
	3-4	PCV 圧力□kPa 以下	・格納容器内圧力	

SOP-3「R/B 制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
R/B 制御	1-1	EOP SC/C を対応中	・EOP SC/C を対応中	
		EOP SF/L,T を対応中	・EOP SF/L,T を対応中	
		R/B 水素濃度上昇	・原子炉建屋水素濃度	
原子炉圧力	2-1	RCIC 又は HPAC のみ運転中	・RCIC 作動状況 ・HPAC 作動状況 ・ECCS 作動状況 ・代替注水設備作動状況	
SFP 温度	3-1	燃料ﾌﾟｰﾙ水温□℃以下維持	・使用済燃料プール水位計 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
SFP 水位	4-1	使用済燃料プール オーバーフロー付近維持可能	・使用済燃料プール水位計 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
	4-2	使用済燃料プール燃料貯蔵ラック上端□m 以上維持	・使用済燃料プール水位計 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
	4-3	使用済燃料プール燃料貯蔵ラック上端□m 以上維持	・使用済燃料プール水位計 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	

SOP-3「R/B 制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
R/B 水素	5-1	オペフロ水素濃度低下確認	・原子炉建屋水素濃度	
	5-2	緊急時対策本部へ以下を依頼 ・R/B トップベント ・放水砲による R/B 放水	・原子炉建屋トップベント作動状況 ・放水砲による原子炉建屋放水状況	

ＲＣ／Ｑ
停止時反応度制御(1/2)
SH.1

赤数字 :操作判断の内容は別紙11参照

ＲＣ／Ｑ
停止時反応度制御(2/2)

赤数字 :操作判断の内容は別紙11参照

RPVヘッドオン / プールゲート閉 / PCV閉鎖 時　SFP　原子炉水位・温度制御

SH. 2

赤数字 :操作判断の内容は別紙11参照

RPVヘッドオン(直前)※
プールゲート閉
PCV開放
時　SFP　原子炉水位・温度制御
SH. 3

赤数字 :操作判断の内容は別紙11参照

RPVヘッドオフ(直後)※
プールゲート閉
PCV開放
時　SFP　原子炉ウェル水位・温度制御
SH. 4

赤数字 :操作判断の内容は別紙11参照

（RPVヘッドオフ
プールゲート開
PCV開放）時　SFP　原子炉ウェル水位・温度制御

SH.5

赤数字 :操作判断の内容は別紙11参照

RPVヘッドオフ直後
RPVヘッドオン直前※

時　原子炉水位・温度制御

SH. 6

赤数字 :操作判断の内容は別紙11参照

ＰＳ／Ｒ
交流／直流電源供給回復(1/2)
SH.7

赤数字 :操作判断の内容は別紙11参照

ＰＳ／Ｒ
「交流／直流電源供給回復(2/2)」
SH.8

赤数字 :操作判断の内容は別紙11参照

停止時 EOP 目的及び基本的な考え方（7 号炉の例）

	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
反応度制御	停止時反応度制御	・原子炉停止中（復水器真空破壊～CR 引抜開始）において，意図せぬ制御棒の引き抜けによる SRNM の指示が上昇した場合に，発電用原子炉を冷温未臨界にする。			
原子炉・使用済燃料プール 水位・温度制御	（RPV ヘッドオン プールゲート閉 PCV 閉鎖）時 SFP 原子炉水位・温度制御	・使用済燃料プール（SFP）及び原子炉の水位及び温度を監視し制御する。			
	（RPV ヘッドオン （直前） プールゲート閉 PCV 開放）時 SFP 原子炉水位・温度制御	・使用済燃料プール（SFP）及び原子炉の水位及び温度を監視し制御する。			
	（RPV ヘッドオフ （直後） プールゲート閉 PCV 開放）時 SFP 原子炉水位・温度制御	・使用済燃料プール（SFP）及び原子炉ウェルの水位及び温度を監視し制御する。			

停止時 EOP 目的及び基本的な考え方（7 号炉の例）

	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・使用済燃料プール水位・温度制御	（RPV ヘッドオフ プールゲート開 PCV 開放）時 SFP 原子炉水位・温度制御	・使用済燃料プール（SFP）及び原子炉ウェルの水位及び温度を監視し制御する。			
	（RPV ヘッドオフ直後 RPV ヘッドオン直前）時 SFP 原子炉水位・温度制御	・原子炉ウェルの水位及び温度を監視し制御する。			
交流／直流電源供給回復	交流/直流電源供給回復	・交流電源及び直流電源の供給を回復する。			

停止時 EOP 「停止時反応度制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
発生要因確認	1-1	操作ミス 作業ミス	・操作又は作業状況	
CR	2-1	CR 全挿入位置まで挿入	・全制御棒全挿入ランプ ・RC&IS　FD 表示 ・CRT 表示 ・プロセス計算機(OD-7) ・スクラムタイミングレコーダ	
SLC	3-1	RPV 状態	・原子炉圧力容器上蓋状態	
	3-2	CR 引抜状態により臨界のおそれあり	・SRNM	
	3-3	SLC 起動可能	・SLC 正常	
	3-4	CR 引抜状態により臨界のおそれあり	・SRNM	
	3-5	SLC 起動可能	・SLC 正常	

停止時 EOP「RPV ヘッドオン・プールゲート閉・PCV 閉鎖時 SFP 原子炉水位・温度制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
発生要因確認	1-1	操作ミス 作業ミス	・操作又は作業状況	
SFP，原子炉水位・温度制御	2-1	原子炉からの漏えい	・原子炉水位 ・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
SFP 水位	3-1	使用済燃料貯蔵プールオーバーフロー付近維持可能	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
	3-2	使用済燃料貯蔵プール燃料貯蔵ラック上端□以上維持	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
	3-3	使用済燃料貯蔵プール燃料貯蔵ラック上端□以上維持	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
原子炉水位	4-1	原子炉水位 L-3～L-8 維持可能	・原子炉水位	
	4-2	原子炉水位 TAF 以上維持	・原子炉水位	

停止時 EOP「RPV ヘッドオン・プールゲート閉・PCV 閉鎖時 SFP 原子炉水位・温度制御」
操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
SFP 温度	5-1	燃料プール水温□℃以下維持可能	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
原子炉温度	6-1	炉水温度□℃以下維持可能	・原子炉水温度	
	6-2	炉水温度□℃以下維持可能	・原子炉水温度	

停止時 EOP 「RPV ヘッドオン（直前）・プールゲート閉・PCV 開放時 SFP 原子炉水位・温度制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
発生要因確認	1-1	操作ミス 作業ミス	・操作又は作業状況	
SFP，原子炉水位・温度制御	2-1	原子炉からの漏えい	・原子炉水位 ・SFP 水位	
SFP 水位	3-1	使用済燃料貯蔵プールオーバーフロー付近維持可能	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
	3-2	使用済燃料貯蔵プール燃料貯蔵ラック上端[redacted]以上維持	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
	3-3	使用済燃料貯蔵プール燃料貯蔵ラック上端[redacted]以上維持	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
原子炉水位	4-1	原子炉水位 L-3～L-8 維持可能	・原子炉水位	
	4-2	原子炉水位 TAF 以上維持	・原子炉水位	

停止時 EOP 「RPV ヘッドオン（直前）・プールゲート閉・PCV 開放時 SFP 原子炉水位・温度制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
SFP 温度	5-1	燃料プール水温 □℃以下維持可能	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
原子炉温度	6-1	炉水温度□℃以下維持可能	・原子炉水温度	
	6-2	炉水温度□℃以下維持可能	・原子炉水温度	

停止時 EOP 「RPV ヘッドオフ（直後）・プールゲート閉・PCV 開放時 SFP 原子炉水位・温度制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
発生要因確認	1-1	操作ミス 作業ミス	・操作又は作業状況	
SFP 水位	2-1	使用済燃料貯蔵プールオーバーフロー付近維持可能	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
	2-2	使用済燃料貯蔵プール燃料貯蔵ラック上端□以上維持	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
	2-3	使用済燃料貯蔵プール燃料貯蔵ラック上端□以上維持	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
原子炉ウェル水位	3-1	原子炉水位 L-8 維持可能	・原子炉水位	
SFP 温度	4-1	燃料プール水温□℃以下維持可能	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
原子炉ウェル温度	5-1	炉水温度□℃以下維持可能	・原子炉水温度	

停止時 EOP 「RPV ヘッドオフ・プールゲート開・PCV 開放時 SFP 原子炉水位・温度制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
発生要因確認	1-1	操作ミス 作業ミス	・操作又は作業状況	
SFP，原子炉ウェル水位	2-1	使用済燃料貯蔵プールオーバーフロー付近維持可能	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ ・原子炉水位	
	2-2	使用済燃料貯蔵プール燃料貯蔵ラック上端□以上維持	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
	2-3	使用済燃料貯蔵プール燃料貯蔵ラック上端□以上維持	・使用済燃料プール水位 ・使用済燃料プール温度 ・使用済燃料プール監視カメラ	
SFP，原子炉ウェル温度	3-1	SFP，原子炉水温度□℃以下維持可能	・原子炉水位	

停止時 EOP 「RPV ヘッドオフ直後・RPV ヘッドオン直前　時 SFP 原子炉水位・温度制御」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
発生要因確認	1-1	操作ミス 作業ミス	・操作又は作業状況	
原子炉水位	2-1	原子炉水位 L-8 以上維持可能	・原子炉水位	
原子炉温度	3-1	炉水温度□℃以下維持可能	・原子炉水温度	

停止時 EOP 「交流／直流電源供給回復」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
交流／直流電源供給回復	1-1	D/G3 台起動電圧確立	・D/G 作動状況 ・D/G 発電機電圧 ・非常用 M/C(C)(D)(E)母線電圧	
	1-2	D/G(A)及び(B)起動電圧確立	・D/G(A)(B)作動状況 ・D/G(A)(B)発電機電圧 ・非常用 M/C(C)(D)母線電圧	
	1-3	海水系運転継続可能	・RCW 系運転状況 ・RSW 系運転状況	
電路構成 受電	2-1	非常用母線停電状況	・非常用 M/C(C)(D)母線電圧	
	2-2	M/C(C)使用可能	・M/C(C)異常有無	

停止時 EOP 「交流／直流電源供給回復」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
電路構成 受電	2-3	GTG 又は電源車 （緊急用 M/C） 給電可能	・GTG 作動状況 ・電源車作動状況 ・緊急用 M/C 異常有無	
	2-4	M/C(D)使用可能	・M/C(D)異常有無	
	2-5	GTG 又は電源車 （緊急用 M/C） 給電可能	・GTG 作動状況 ・電源車作動状況 ・緊急用 M/C 異常有無	
給電	3-1	第一 GTG 起動	・第一 GTG 作動状況	
	3-2	第二 GTG 又は電源車（緊急用 M/C）	・M/C(C)異常有無	
復旧	4-1	外部電源復旧	・500kV 母線電圧 ・66kV 母線電圧	
	4-2	電源受電状況	・GTG 作動状況 ・電源車作動状況 ・M/C(C)(D)母線電圧	
	4-3	D/G 使用可能	・D/G 作動状況	

停止時 EOP 「交流／直流電源供給回復」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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	4-4	停電切替を伴わない	・受電切替時の停電有無	
直流 250V 電源確保	5-1	M/C(E)電圧確立	・M/C(E)母線電圧	
直流主母線盤電圧状況	6-1	直流主母線盤電圧 100V 未満	・直流主母線盤(A)電圧 ・直流主母線盤(B)電圧	
直流 125V(A)電源確保	6-2	蓄電池(A)8 時間放電継続	・蓄電池(A)電圧 ・直流主母線盤(A)電圧	
	6-3	AM 用 MCC 受電可能	・AM 用 MCC 異常有無	
直流 125V(A)電源回復	7-1	GTG 又は電源車給電可能	・GTG 作動状況 ・電源車作動状況 ・緊急用 M/C 異常有無	
	7-2	交流電源喪失 24 時間以上継続の恐れあり	・M/C(C)(D)(E)母線電圧	

停止時 EOP 「交流／直流電源供給回復」操作等判断基準一覧（7 号炉の例）

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
直流 125V(B)電源回復	8-1	GTG 又は電源車給電可能	・GTG 作動状況 ・電源車作動状況 ・緊急用 M/C 異常有無	

AM設備別操作手順書一覧（7号炉の例）

手順項目		項目概要
電源確保	緊急用M/CからM/C7C・7Dへの電路構成	緊急用M/CからM/C7C･7Dへの受電準備として電路構成を行う。
	大湊側緊急用M/CからM/C7C・7Dへの電路構成	大湊側緊急用M/CからM/C7C･7Dへの受電準備として電路構成を行う。
	電源車によるP/C7C-1・7D-1への電路構成	電源車からP/C7C-1・7D-1への受電準備として電路構成を行う。
	電源車（緊急用電源切替箱7A経由）によるM/C7C・7Dへの電路構成	電源車（緊急用電源切替箱7A経由）からM/C7C･7Dへの受電準備として電路構成を行う。
	K6D/GによるM/C7C・7Dへの電路構成（号炉間電力融通ケーブル使用）	6号炉非常用D/GからM/C7C･7Dへの受電準備として電路構成を行う。
	第一GTGからAM用MCCへの電路構成	第一GTGからAM用MCCへの受電準備として電路構成を行う。
	緊急用M/CからAM用MCCへの電路構成	緊急用M/CからAM用MCCへの受電準備として電路構成を行う。
	大湊側緊急用M/CからAM用MCCへの電路構成	大湊側緊急用M/CからAM用MCCへの受電準備として電路構成を行う。
	電源車（AM用動力変圧器）によるAM用MCCへの電路構成	電源車（AM用動力変圧器）によるAM用MCCへの受電準備として電路構成を行う。
	電源車（緊急用電源切替箱7A経由）によるAM用MCCへの電路構成	電源車（緊急用電源切替箱7A経由）によるAM用MCCへの受電準備として電路構成を行う。
	K6D/GによるAM用MCCへの電路構成（号炉間電力融通ケーブル使用）	K6D/GによるAM用MCCへの受電準備として電路構成を行う。
	第一ガスタービン発電機起動	現場にて第一ガスタービン発電機(GTG)を起動する。
	M/C7C・7D受電	代替交流電源設備によりM/C7C・7Dを受電する。
	AM用MCC受電	代替交流電源設備によりAM用MCCを受電する。

手順項目		項目概要
電源確保	P/C7C-1・7D-1受電（P/C動力変圧器～M/C7C・7D経由）	電源車によりP/C7C-1・7D-1を受電する。
	D/G(A)(B)による他号炉への電力融通	ガスタービン発電機（GTG）による荒浜側緊急用M/C又は大湊側緊急用M/C受電が見込めない場合に，大湊側D/G(A)又は(B)運転中（M/C C系又はD系受電中）において，D/G(A)又は(B)の不要な負荷を切り離し荒浜側緊急用M/C又は大湊側緊急用M/Cへの送電を行う。
	中操監視計器類復旧（C）	ガスタービン発電機（GTG），電源車によるMCC 7C-1-7受電後，中操監視計器類を復旧する。
	中操監視計器類復旧（D）	ガスタービン発電機（GTG），電源車によるMCC 7D-1-7受電後，中操監視計器類を復旧する。
	直流125V蓄電池切替（7A，7A-2，AM用）	直流125V蓄電池を7Aから7A-2，AM用と切り替え，直流125V主母線盤7Aへ24時間以上給電する。
	直流125V充電器盤7A受電	ガスタービン発電機（GTG），電源車によるMCC 7C-1-6受電後，直流125V充電器盤7Aを受電し直流電源の機能を回復させ，その後，蓄電池室の換気を確保したうえで蓄電池の回復充電を図る。
	直流125V充電器盤7B受電	ガスタービン発電機（GTG），電源車によるMCC 7D-1-6受電後，直流125V充電器盤7Bを受電し直流電源の機能を回復させ，その後，蓄電池室の換気を確保したうえで蓄電池の回復充電を図る。
	直流125V充電器盤7A-2受電	MCC 7C-1-6又は7D-1-7受電後，直流125V充電器盤7A-2を受電し直流電源の機能を回復させる。また，バッテリー室の換気を確保したうえで蓄電池の回復充電を図る。
	AM用直流125V充電器盤受電	ガスタービン発電機（GTG），電源車によるMCC 7C-1-4又は7D-1-4受電後，AM用直流125V充電器盤を受電し直流電源の機能を回復させ，その後，バッテリー室の換気を確保したうえで蓄電池の回復充電を図る。
	AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤7A受電	全交流電源喪失，全直流電源喪失時においてAM用直流125V蓄電池から直流125V主母線盤7Aへ給電する。
	直流給電車による直流125V主母線盤A給電	全交流電源喪失，全直流電源喪失時において直流給電車により直流125Ｖ主母線盤7Aへ給電する。

手順項目		項目概要
反応度制御	SLCポンプによるほう酸水注入	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し,原子炉圧力容器にほう酸水を注入する。
原子炉注水	RHR（A）による原子炉注水	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,代替熱交換器車等により補機冷却水を確保し,RHRポンプ（A）により原子炉圧力容器へ注水する。
	RHR（B）による原子炉注水	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,代替熱交換器車等により補機冷却水を確保し,RHRポンプ（B）により原子炉圧力容器へ注水する。
	MUWCによる原子炉注水	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し,MUWCポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
	消火ポンプによる原子炉注水	ガスタービン発電機（GTG）,電源車により弁の駆動電源を確保し,ディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
	消防車による原子炉注水	ガスタービン発電機（GTG）,電源車により弁の駆動電源を確保し,防火水槽，淡水貯水池又は海を水源として,可搬型代替注水ポンプ（消防車）により原子炉圧力容器へ注水する。
	CRDによる原子炉注水	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,恒設補機冷却水系（A）により補機冷却水を確保し,CRDポンプ（A）により原子炉圧力容器へ注水する。
	SLCポンプによる原子炉注水	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し,SLCポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
	HPAC現場起動	可搬式水位計により原子炉水位を監視し,手動操作によりHPACを起動する。
	RCIC現場起動	可搬式水位計により原子炉水位を監視し,手動操作によりRCICを起動する。
	HPCF緊急注水	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保し,補機冷却水が無い状態でHPCFポンプ（B）により原子炉圧力容器へ注水する。

手順項目		項目概要
圧力制御	SRV駆動源確保	SRV駆動用の窒素ガスボンベが交換圧力まで下降した場合に常用側ボンベから予備側ボンベに切替を行う。
	AM用切替装置またはバッテリーによるSRV開放	AM用切替装置またはバッテリー接続によりSRVを手動開して原子炉減圧する。
	代替SRV駆動装置によるSRV開放	現場にて窒素ガスボンベ圧力によりSRVを開して原子炉減圧する。
	炉心損傷前PCVベント（フィルタベント使用（S/C））	炉心損傷前の格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント（W/Wベント）を行う。
	炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用(S/C)）	炉心損傷前の耐圧強化ベント系による格納容器ベント（W/Wベント）を行う。
	炉心損傷前PCVベント（フィルタベント使用（D/W））	炉心損傷前の格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント（D/Wベント）を行う。
	炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用(D/W)）	炉心損傷前の耐圧強化ベント系による格納容器ベント（D/Wベント）を行う。
	炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））	炉心損傷後の格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント（W/Wベント）を行う。
	炉心損傷後PCVベント（耐圧強化ライン使用(S/C)）	炉心損傷後の耐圧強化ベント系による格納容器ベント（W/Wベント）を行う。

手順項目		項目概要
圧力制御	炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））	炉心損傷後の格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント（D/Wベント）を行う。
	炉心損傷後PCVベント（耐圧強化ライン使用(D/W)）	炉心損傷後の耐圧強化ベント系による格納容器ベント（D/Wベント）を行う。
	PCVベント（遠隔操作可能弁開閉操作)	格納容器ベント時に主要弁が中央制御室操作にて動作できない場合に現場で主要弁を開閉する。
	PCVベント弁駆動源確保［予備ボンベ］	各格納容器ベントライン隔離弁駆動用の空気ボンベ圧力が確保できない場合に常用側ボンベから予備側ボンベに切替を行う。
	炉心損傷後格納容器薬品注入	格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために，原子炉格納容器内に薬品を注入する。
格納容器スプレイ	RHR(B)によるPCVスプレイ	ガスタービン発電機（GTG），電源車によりポンプ及び電動弁電源を確保後，RHRポンプ(B)により格納容器スプレイを行う。
	MUWCによるPCVスプレイ	ガスタービン発電機（GTG），電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し，MUWCポンプにより格納容器スプレイを行う。
	消火ポンプによるPCVスプレイ	ガスタービン発電機（GTG），電源車により弁の駆動電源を確保し，ディーゼル駆動消火ポンプにより格納容器スプレイを行う。
	消防車によるPCVスプレイ	ガスタービン発電機（GTG），電源車により弁の駆動電源を確保し，防火水槽，淡水貯水池又は海を水源として，可搬型代替注水ポンプ（消防車）により格納容器スプレイを行う。

手順項目		項目概要
格納容器水素・酸素制御	FCS(A)による格納容器水素制御	CAMSによる原子炉格納容器内水素および酸素濃度監視が可能であり,RHR系又はMUWPにてFCS冷却器への冷却が可能なときFCS(A)を起動する。
	FCS(B)による格納容器水素制御	CAMSによる原子炉格納容器内水素および酸素濃度監視が可能であり,RHR系又はMUWPにてFCS冷却器への冷却が可能なときFCS(B)を起動する。
	PCV水素・酸素ガス放出（フィルタベント使用（S/C））	原子炉格納容器内の酸素濃度低減のため格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント（W/Wベント）を行う。
	PCV水素・酸素ガス放出（フィルタベント使用（D/W））	原子炉格納容器内の酸素濃度低減のため格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント（D/Wベント）を行う。
	PCV水素・酸素ガス放出（耐圧強化ライン使用(S/C)）	原子炉格納容器内の酸素濃度低減のため耐圧強化ベント系による格納容器ベント（W/Wベント）を行う。
	PCV水素・酸素ガス放出（耐圧強化ライン使用(D/W)）	原子炉格納容器内の酸素濃度低減のため耐圧強化ベント系による格納容器ベント（D/Wベント）を行う。

手順項目		項目概要
燃料プール注水，ウェル注水，燃料プール監視	RHR（A系）によるSFP注水	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,代替熱交換器車等により補機冷却水を確保し,RHRポンプ（A）により使用済燃料プールへ注水する。
	RHR（B系）によるSFP注水	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,代替熱交換器車等により補機冷却水を確保し,RHRポンプ（B）により使用済燃料プールへ注水する。
	SPCUによるSFP注水	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し,SPCUポンプにより使用済燃料プールへ注水する。
	MUWCによるSFP注水	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し,MUWCポンプにより使用済燃料プールへ注水する。
	消火ポンプによるSFP注水	ガスタービン発電機（GTG）,電源車により弁の駆動電源を確保し,ディーゼル駆動消火ポンプにより使用済燃料プールへ注水する。
	消防車によるSFP注水	ガスタービン発電機（GTG）,電源車により弁の駆動電源を確保し,防火水槽，淡水貯水池又は海を水源として,可搬型代替注水ポンプ（消防車）により使用済燃料プールへ注水する。
	消防車による可搬型SFPスプレイ	可搬型代替注水ポンプ（消防車）および,可搬型スプレイノズルを使用して使用済燃料プールスプレイを行う。
	消防車によるSFPスプレイ	可搬型代替注水ポンプ（消防車）を使用して使用済燃料プール補給（スプレイ）を行う。
	SPCUによる原子炉ウェル注水	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し,SPCUポンプにより原子炉ウェルへ注水する。
	MUWCによる原子炉ウェル注水	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し,MUWCポンプにより原子炉ウェルへ注水する。
	消火ポンプによる原子炉ウェル注水	ガスタービン発電機（GTG）,電源車により弁の駆動電源を確保し,ディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉ウェルへ注水する。
	消防車による原子炉ウェル注水	ガスタービン発電機（GTG）,電源車により弁の駆動電源を確保し,防火水槽，淡水貯水池または海を水源として,可搬型代替注水ポンプ（消防車）から原子炉ウェルに注水する。
	SFP監視カメラ冷却装置起動	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置により使用済燃料貯蔵プール監視カメラを冷却する。

手順項目		項目概要
代替除熱	恒設RCW（A系）による補機冷却水確保	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保し,原子炉補機冷却系（A）により,原子炉系補機に冷却水を供給する。
	恒設RCW（B系）による補機冷却水確保	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保し,原子炉補機冷却系（B）により、原子炉系補機に冷却水を供給する。
	代替Hxによる補機冷却水確保（A系）	代替熱交換器車により原子炉補機冷却系（A）を冷却する。
	代替Hxによる補機冷却水確保（B系）	代替熱交換器車により原子炉補機冷却系（B）を冷却する。
	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水（A系）確保	代替原子炉補機冷却系ポンプにより,海水を原子炉補機冷却系（A）として供給する。
	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水（B系）確保	代替原子炉補機冷却系ポンプにより,海水を原子炉補機冷却系（B）として供給する。
原子炉除熱	RHR（A）による原子炉除熱	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,代替熱交換器車等により補機冷却水を確保し,RHR（A）停止時冷却モードによる発電用原子炉からの除熱を行う。
	RHR（B）による原子炉除熱	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,代替熱交換器車等により補機冷却水を確保し,RHR（B）停止時冷却モードによる発電用原子炉からの除熱を行う。
	CUW（A）による原子炉除熱	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,原子炉補機冷却系（A）により補機冷却水を確保し,CUW非再生Hx（A）を用いて発電用原子炉からの除熱を行う。
	CUW（B）による原子炉除熱	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,原子炉補機冷却系（B）により補機冷却水を確保し,CUW非再生Hx（B）を用いて発電用原子炉からの除熱を行う。
	CUW系の再起動と再生熱交換器のバイパス運転	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,原子炉補機冷却系により補機冷却水を確保し,CUW非再生Hxを用いて発電用原子炉からの除熱を行う。

手順項目		項目概要
格納容器除熱	RHR（A系）によるS/P除熱	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,代替熱交換器車等により補機冷却水を確保し,RHR（A）によりS/Pの除熱を行う。
	RHR（B系）によるS/P除熱	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,代替熱交換器車等により補機冷却水を確保し,RHR（B）によりS/Pの除熱を行う。
	DWクーラ代替除熱（RCW-A系）	ガスタービン発電機（GTG）によりファン・弁の駆動電源を確保するとともに,原子炉補機冷却系（A）により補機冷却水を確保し，DWクーラ（A）及び（B）により原子炉格納容器の除熱を行う。
	DWクーラ代替除熱（RCW-B系）	ガスタービン発電機（GTG）によりファン・弁の駆動電源を確保するとともに,原子炉補機冷却系（B）により補機冷却水を確保し，DWクーラ（C）により原子炉格納容器の除熱を行う。
	DWクーラ代替除熱（DWC除湿冷却器）	常用補機冷却系により補機冷却水を確保し、DWクーラにより原子炉格納容器の除熱を行う。
	代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,MUWCによりRHR（B）Hxを用いて原子炉格納容器の減圧及び除熱を行う。
SFP除熱	RHR（A系）によるSFP除熱	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,代替熱交換器車等により補機冷却水を確保し,RHR（A）により使用済燃料プールの除熱を行う。
	RHR（B系）によるSFP除熱	ガスタービン発電機（GTG）によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,代替熱交換器車等により補機冷却水を確保し,RHR（B）により使用済燃料プールの除熱を行う。
	FPCによるSFP除熱	ガスタービン発電機（GTG),電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに,代替熱交換器車等により補機冷却水を確保し,FPCにより使用済燃料プールの除熱を行う。
水源確保	MUWPポンプによるCSPへの補給	電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し,純水タンクを水源としてMUWPポンプにより復水貯蔵槽へ補給する。
	消防車によるCSPへの補給	可搬型代替注水ポンプ（消防車）により防火水槽，淡水貯水池又は海を水源として復水貯蔵槽へ補給する。
代替計器	可搬計測器によるパラメータ計測	可搬計測器を使用し,各種パラメータを計測する。

手順項目		項目概要
その他	MCR空調（A系）運転	ガスタービン発電機（GTG）,電源車により空調機・ダンパの駆動電源を確保し,再循環運転を行う。またMCR空調の再循環運転では中央制御室内の二酸化炭素濃度が上昇し酸素濃度の低下を招くことから「中操隔離時の二酸化炭素濃度の推移」を参考に外気取り入れを行い二酸化炭素濃度の上昇を緩和する。
	MCR空調（B系）運転	ガスタービン発電機（GTG）,電源車により空調機・ダンパの駆動電源を確保し,再循環運転を行う。またMCR空調の再循環運転では中央制御室内の二酸化炭素濃度が上昇し酸素濃度の低下を招くことから「中操隔離時の二酸化炭素濃度の推移」を参考に外気取り入れを行い二酸化炭素濃度の上昇を緩和する。
	DG(A)系燃料移送ポンプ(A)吸込ライン切替	燃料移送ポンプ(A)の吸込ラインを切り替えることにより軽油タンク(B)から燃料デイタンク(A)への燃料補給をする。
	DG(B)系燃料移送ポンプ(B)吸込ライン切替	燃料移送ポンプ(B)の吸込ラインを切り替えることにより軽油タンク(A)から燃料デイタンク(B)への燃料補給をする。
	DG(C)系燃料移送ポンプ(C)吸込ライン切替	燃料移送ポンプ(C)の吸込ラインを切り替えることにより軽油タンク(B)から燃料デイタンク(C)への燃料補給をする。
	燃料デイタンク(A)への燃料補給	燃料移送ポンプ（B)又は（C)を使用し,燃料デイタンク（A)への燃料補給する。
	燃料デイタンク(B)への燃料補給	燃料移送ポンプ（A)又は（C)を使用し,燃料デイタンク（B)への燃料補給する。
	燃料デイタンク(C)への燃料補給	燃料移送ポンプ（A)又は（B)を使用し,燃料デイタンク（C)への燃料補給する。
	SFP漏えい緩和	資機材を使用し，使用済燃料プールの漏えいを緩和させる。
	通信手段確保	携帯型音声呼出電話設備により中央制御室－現場間の通信を確保する。
	RHR復旧不可能時の対策	RHRポンプのサプレッション・プール吸込ストレーナをMUWC又は可搬型代替注水ポンプ（消防車）により逆洗を行う。
	SGTS（A）によるR/B負圧維持及び放射性物質除去	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりファン・弁の駆動電源を確保するとともに,SGTS（A）により原子炉建屋の負圧維持及び放射性物質の除去を行う。
	SGTS（B）によるR/B負圧維持及び放射性物質除去	ガスタービン発電機（GTG）,電源車によりファン・弁の駆動電源を確保するとともに,SGTS（B）により原子炉建屋の負圧維持及び放射性物質の除去を行う。

手順項目		項目概要
中央制御室居住性確保	可搬型陽圧化空調機による中央制御室陽圧化	ガスタービン発電機（GTG），電源車により可搬型陽圧化空調機・ダンパの駆動電源を確保し，中央制御室の陽圧化を行う。
	中央制御室の照明確保	資機材を使用し，中央制御室の照明を確保する。
	空気ボンベによる中央制御室待避室陽圧化準備	空気ボンベにて中央制御室待避室陽圧化の準備を行う。
	中央制御室待避室の照明確保及び監視機器起動	資機材を使用した中央制御室待避室の照明確保及びデータ表示装置の起動によりプラント監視を行う。
	中央制御室待避室陽圧化と酸素・二酸化炭素濃度測定	空気ボンベによる中央制御室待避室の陽圧化を行う。居住性確保のため酸素濃度の低下又は二酸化炭素濃度の上昇により中央制御室待避室設置の排気弁にて酸素濃度及び二酸化炭素濃度の調整を行う。
下部D/W注水	MUWCによる下部D/W注水	ガスタービン発電機（GTG），電源車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し，MUWCポンプにより格納容器下部へ注水する。
	消火ポンプによる下部D/W注水	ガスタービン発電機（GTG），電源車により弁の駆動電源を確保し，ディーゼル駆動消火ポンプにより格納容器下部へ注水する。
	消防車による下部D/W注水	ガスタービン発電機（GTG），電源車により弁の駆動電源を確保し，防火水槽，淡水貯水池又は海を水源として，可搬型代替注水ポンプ（消防車）により格納容器下部へ注水する。

緊急時対策本部運営要領と主な機能班ガイド

【緊急時対策本部運営要領】

発電所において原子力災害指針に基づく事象が発生した場合，原子力警戒態勢の発令を行う事象の対応を行う。本要領は，原子力警戒態勢の発令から解除までの発電所緊急対策組織が実施する基本的な事項(達成すべきの目標や組織の体制，緊急事態における組織の運営の基本等)について定めたものであり，具体的な実施事項は事象の内容によりそれぞれの各機能組織が定めるガイドを用いて事態の対応並びに進展防止・収束を行う。

ガイド項目	項目概要
号機班運用ガイド	各プラント毎の情報を取りまとめ，緊急時対策本部でプラント情報を共有するための標準的な手順および各職位・現場要員が実践すべき活動のノウハウを取りまとめ，定めたガイド。
復旧班運用ガイド	復旧班が遂行する活動を安全・迅速に達成するための標準的な手順および各職位・現場要員が実践すべき活動のノウハウを取りまとめ，定めたガイド。 ※電源復旧，水源確保，燃料補給等に関する個々の手順は，「多様なハザード対応手順」に定める。
計画班運用ガイド	事故状況の把握評価および事故影響範囲の推定など計画班の活動を定めたガイド。 （例）原子炉水位／有効燃料頂部（TAF）到達時間予測，格納容器最高使用圧力（1Pd）到達時間予測
保安班運用ガイド	環境モニタリング，被ばく線量評価および出入り管理所の設置等の放射線に関わる保安班の活動を定めたガイド。 （例）環境影響評価システムによる評価，モニタリングポスト代替測定，緊急時による出入管理所の設営
資材班運用ガイド	資機材の確保，輸送および社外機動力の確保要請等を迅速に対応するための資材班の活動を定めたガイド。 （例）契約業者からの燃料受け入れ
総務班運用ガイド	緊急時対策本部の維持・運営，食料調達，医療活動および警備・避難誘導等に関わる総務班の活動を定めたガイド。 （例）緊急時態勢発令のサイレン吹鳴方法と所内放送手順，緊急時における備蓄食糧に関する対応手順， 緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

多様なハザード対応手順一覧(7 号炉の例)

手順項目		項目概要
炉心冷却	消防車による送水（原子炉注水）	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水が必要な状況において，接続口(消防ホース接続箇所)及び水源を選定し，注水ルートを確保した上で，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により注水する。
	RCIC 現場起動（排水処理）	「原子炉隔離時冷却系現場起動」に伴い発生する排水により原子炉隔離時冷却系ポンプ本体が水没する前に，排水を移送する。
格納容器機能維持	熱交換器ユニットによる補機冷却水確保	代替原子炉補機冷却系によりサプレッション・プールへ蓄積された熱を最終ヒートシンク（海）へ輸送する。
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	原子炉格納容器ベント中に想定されるフィルタ装置水位調整準備として，乾燥状態で保管されているドレン移送ポンプへ水張りを実施する。
	フィルタベント水位調整（水張り）	フィルタ装置水位が「1000mm(通常水位)」を下回り「500mm(下限水位)」に到達する前に，フィルタ装置補給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。
	フィルタベント水位調整（水抜き）	フィルタ装置水位が「2200mm(上限水位)」に到達した場合及び金属フィルタ差圧が「□kPa」に到達した場合は，フィルタ装置機能維持のためフィルタ装置の排水を実施する。
	フィルタベント停止後の N2 パージ	原子炉格納容器ベント停止後は，配管内に残留する水素ガスによる燃焼防止と，残留蒸気凝縮による配管内の負圧防止のため，格納容器圧力逃がし装置の N2 パージを実施する。
	フィルタ装置スクラバ水 pH 調整	排気ガスの凝縮水によりフィルタ装置の水位が上昇した場合，スクラバ水に含まれる薬液が凝縮水により薄まる。スクラバ水の pH が規定値よりも低くなった場合に薬液を補給する。
	ドレン移送ライン N2 パージ	フィルタ装置水位調整(水抜き)・ドレンタンク水抜き後は，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ガスの蓄積を防止するため，フィルタ装置排水ラインの N2 パージを実施する。
	ドレンタンク水抜き	ドレンタンクが水位高に達した場合，よう素フィルタの機能維持のため，ドレン移送ポンプを使用してドレンタンク内の凝縮水を排水する。
	大容量送水車による補機冷却水確保	残留熱除去系等を海水で直接冷却するため，原子炉補機冷却水系の系統構成を行い，大容量送水車を用いて補機冷却水を供給する。
	代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保	代替原子炉補機冷却系を用いた補機冷却水確保のため，原子炉補機冷却水系の系統構成を行い，代替原子炉補機冷却系により補機冷却水を供給する。

多様なハザード対応手順一覧(7 号炉の例)

手順項目		項目概要
格納容器機能維持	消防車による送水（格納容器スプレイ）	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）にて格納容器へのスプレイを実施し，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。
	消防車による送水（デブリ冷却）	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため，格納容器下部注水系（可搬型）にて原子炉格納容器下部へ注水する。
	耐圧強化ベント系 N2 パージ	炉心の著しい損傷の後に代替循環冷却系を使用した際，原子炉格納容器内で水の放射線分解により発生する水素ガス・酸素ガスを耐圧強化ベント系を用いて排出する場合，水素ガス・酸素ガス排出操作前に耐圧強化ベントライン主排気筒側の大気開放されたラインに対してあらかじめ N2 パージを実施することにより，系統内の酸素濃度を可燃限界以下に保ち，水素爆発を防止する。
原子炉建屋損傷防止	消防車による送水（原子炉ウェル注水）	格納容器の頂部を冷却することで原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制し，原子炉建屋の水素爆発を防止するため，代替淡水源を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により専用の注水ラインから原子炉ウェルに注水する。
	原子炉建屋トップベント	原子炉建屋内に漏えいした水素がオペレーティングフロア内で成層化した場合，オペレーティングフロア天井部の水素ガスを外部へ排出するため原子炉建屋トップベントを開放し，水素ガスの建屋内滞留を防止する。
ＳＦＰ冷却	消防車による送水（SFP 常設スプレイ）	使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和し，臨界を防止するため代替注水系(可搬型)にて使用済燃料プール常設スプレイヘッダによりスプレイする。
	消防車による送水（SFP 可搬型スプレイ）	使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和し，臨界を防止するため代替注水系(可搬型)にて使用済燃料プール可搬型スプレイヘッダによりスプレイする。
放射性物質の拡散を抑制	大容量送水車及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	原子炉施設外へ放射性物質の拡散を抑制するため大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲により原子炉建屋に放水する。
	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において，放水設備の影響により，放射性物質を含む汚染水の発生を想定して，放射性物質吸着材により汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
	汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制	使用済燃料プール内燃料体の著しい損傷に至った場合において，放水設備の影響により，放射性物質を含む汚染水の発生を想定した，汚濁防止膜による汚染水の海洋への拡散範囲抑制を行う。
	初期対応における延焼防止処置	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において,化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車,高所放水車により初期対応における泡消火及び延焼防止処置を行う。
	航空機燃料火災への対応	原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において,大容量送水車，放水砲，泡原液搬送車及び泡原液混合器による泡消火を行う。

多様なハザード対応手順一覧(7 号炉の例)

手順項目		項目概要
水源	消防車による CSP への補給（淡水／海水）	復水貯蔵槽を水源とした原子炉への注水等の対応を実施している場合に，復水貯蔵槽への補給手段がないと復水貯蔵槽水位は低下し，水源が枯渇するため，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽補給を実施する。
	大湊側純水移送ポンプ電源確保	復水貯蔵槽を水源とした原子炉への注水等の対応を実施している場合に，復水貯蔵槽への補給手段がないと復水貯蔵槽水位は低下し，水源が枯渇するため，純水移送ポンプの電源を仮設発電機により確保し，純水補給水系による復水貯蔵槽への補給を実施する。
	貯水池から大湊側防火水槽への補給	防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）より各種注水／補給を行う場合に防火水槽の水が枯渇する前に淡水貯水池の水を防火水槽へ補給する。
	消防車による防火水槽への海水補給	淡水貯水池又は淡水タンク（純水タンク及びろ過水タンク）から防火水槽への補給が不可能となる恐れがある場合に，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により海水を防火水槽へ補給する。
	淡水貯水池から大湊側淡水タンクへの補給	淡水タンク（純水タンク及びろ過水タンク）を水源として各種注水／補給を行う場合に淡水タンクの水が枯渇する前に淡水貯水池の水を淡水タンクへ補給する。
	大湊側淡水タンクから防火水槽への補給	防火水槽を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）より各種注水／補給を行う場合に防火水槽の水が枯渇する前に大湊側淡水タンクの水を防火水槽へ補給する。
	大容量送水車による防火水槽への海水補給	淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)から防火水槽への補給が不可能となるおそれがある場合に，大容量送水車(海水取水用)により海水を防火水槽へ補給する。
	代替原子炉補機冷却海水ポンプによる防火水槽への海水補給	淡水貯水池及び淡水タンク(純水タンク及びろ過水タンク)から防火水槽への補給が不可能となるおそれがある場合に，代替原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を防火水槽へ補給する。
	貯水池から消防車への送水	原子炉への注水等において防火水槽を水源にできない場合に，送水ラインにホースを接続し，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)へ送水する。
	大容量送水車による消防車への海水送水	原子炉への注水等において防火水槽及び淡水貯水池を水源にできない場合に，大容量送水車（海水取水用）により可搬型代替注水ポンプ(A-1 級又は A-2 級)へ送水する。

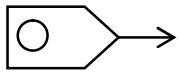
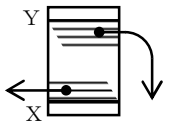
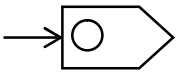
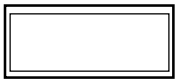
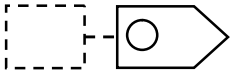
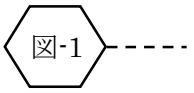
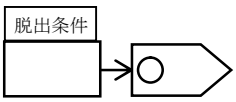
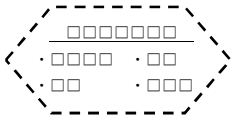
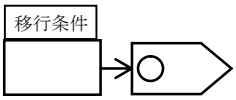
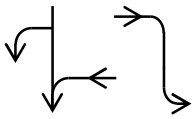
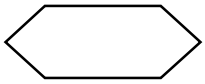
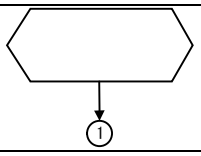
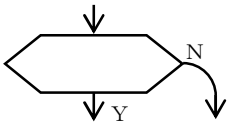
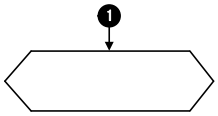
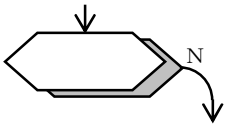
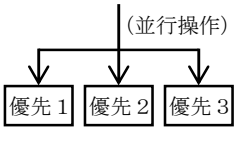
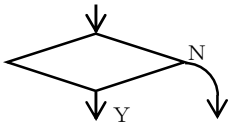
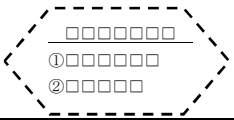
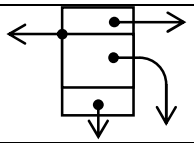
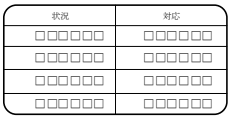
多様なハザード対応手順一覧(7 号炉の例)

手順項目		項目概要
電源確保	第二 GTG による荒浜側緊急用 M/C 受電	第二ガスタービン発電機を起動し，荒浜側緊急用 M/C を受電する。
	第二 GTG による大湊側緊急用 M/C 受電	第二ガスタービン発電機を起動し，大湊側緊急用 M/C を受電する。
	電源車による荒浜側緊急用 M/C 受電	第二ガスタービン発電機が使用できない場合に，電源車を起動し，荒浜側緊急用 M/C を受電する。
	各号炉 D/G(A)(B)による緊急用 M/C 受電から各号炉への送電	第二ガスタービン発電機，電源車及び健全号炉(6 号炉)の非常用ディーゼル発電機から緊急用 M/C 受電不可時，予備号炉間電力融通ケーブルを使用し健全号炉の非常用ディーゼル発電機により緊急用 M/C を受電する。
	電源車による給電（動力変圧器 7C-1 接続）	全交流電源の喪失後，設計ベースの常設設備及び緊急用 M/C からの受電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備[電源車]を動力変圧器 7C-1 に接続し，交流電源を給電する。
	電源車による給電（AM 用動力変圧器接続）	全交流電源の喪失後，設計ベースの常設設備及び緊急用 M/C からの受電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備[電源車]を AM 用動力変圧器に接続し，交流電源を給電する。
	電源車による給電（緊急用電源切替箱 7A 接続）	全交流電源の喪失後，設計ベースの常設設備及び緊急用 M/C からの受電が見込めない場合，可搬型代替交流電源設備[電源車]を緊急用電源切替箱接続装置 7A に接続し，交流電源を給電する。
	直流給電車による直流 125V 主母線盤 7A 給電	非常用の常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失した場合で，かつ可搬型直流電源設備による直流電源の給電が不可の場合に，直流給電車を直流 125Ｖ主母線盤 7A に接続し，直流電源を給電する。
	号炉間電力融通ケーブルによる電力融通	外部電源，非常用ディーゼル発電機，第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機による給電が不可能な場合，健全号炉の運転中 D/G により電力融通ケーブル（常設ケーブル又は可搬型ケーブル）を介して M/C C 系 M/C D 系を受電する。
居住性	カードル式空気ボンベユニットによる陽圧化	カードル式空気ボンベユニットは，6 号及び 7 号炉の非同時ベントを想定した際に，中央制御室待避室に必要空気量を供給する。

多様なハザード対応手順一覧(7 号炉の例)

手順項目		項目概要
その他	非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油	全交流電源喪失の際，非常用ディーゼル発電機軽油タンクから車両系設備への給油用タンクローリに給油する。
	タンクローリから各機器等への給油	全交流電源喪失の際，原子炉等の冷却を実施するための車両系設備に対して，タンクローリを用いて燃料の給油を行う。
	アクセスルートの状況確認	地震，津波，その他の自然現象（降雪，降灰）及びその他の事象（航空機落下等）が発生した場合，アクセスルートの緊急パトロールを行い，道路損傷状況・道路上の支障物を把握し，最適ルートを緊急時対策本部に報告する。
	段差復旧・陥没箇所復旧	アクセスルートの状況確認結果により，緊急車両等の通行に支障がある場合は，段差復旧及び陥没箇所復旧を行う。
	瓦礫除去	アクセスルートの状況確認結果により，緊急車両等の通行に支障がある場合は，瓦礫等の撤去を行う。
	降雪・降灰対応	雪または灰の除去を行う。また，降灰により非常用 D/G 等の給気フィルタが詰まる場合にはフィルタの交換，清掃を行う。

EOP，SOP，停止時 EOP フローチャート凡例

	記号	説明		記号	説明
1		・他の制御からの導入（常に左から入る） ・○内は矢羽根連携ナンバーを記載	１３		・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
2		・他の制御への移行（常に右へ出る） ・○内は矢羽根連携ナンバーを記載	１４		・操作毎に特記すべき注意書
3		・主制御名称	１５		・制御導入条件補足
4		・各制御名称	１６		・フローチャート別，図－１
5		・各ＥＯＰ制御から「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	１７		・操作及び確認目的の視認性向上を目的に下線を使用する
6		・「スクラム」（ＲＣ）以外の制御へ移行するための条件 ・この条件が成立した場合，他の制御へ移行する ・フローシートの関係箇所に置き，指揮者の常時監視項目である	１８		・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
7		・確認	１９		・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
8		・操作	２０		・同一シート上における他のフローチャートへのリンク
9		・操作判断	２１		・同一シート上における他のフローチャートからのリンク
１０		・待ち（監視操作継続） ・脱出条件又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	２２		・各制御又は各ステップ操作，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
１１		・判断	２３		・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
１２		・パラメータ別の移行先	２４		・継続的再確認規定 ・選択された範囲内では常に状況に応じた対応を実施する

	記号	説明		記号	説明
２５	この手順では： 状況 / 対応 □□□□□□ / □□□□□□ □□□□□□ / □□□□□□ □□□□□□ / □□□□□□	・継続的再確認規定 ・「この手順では」という見出しがある場合は手順全体に適用され，状況に応じた対応を実施する			
２６	表-1	・フローチャート別，表－１			
２７	3	・AM設備別操作手順書参照			
２８	EOP/SOPインターフェース (ES/1)	・ＥＯＰからの移行（ＳＯＰ開始）			
２９	除熱ストラテジー 操作ガイド8（格納容器ベント）	・AMGの各ストラテジ，操作ガイドとのリンク			