

東京電力株式会社福島第一原子力発電所における  
事故を踏まえた伊方発電所第3号機の安全性に関する  
総合評価（一次評価）の結果について（報告）  
【概要版】

平成23年 11月

四国電力株式会社

# 目 次

1 . はじめに	1
2 . 総合評価（一次評価）の手法	3
2 . 1 評価対象時点	3
2 . 2 評価対象事象	3
2 . 3 評価の進め方	3
2 . 4 品質保証活動	5
3 . 設備概要および多重防護	6
3 . 1 設備概要	6
3 . 2 安全設計の適合性	8
3 . 3 A M検討報告書およびA M整備報告書における対策	8
3 . 4 緊急安全対策	9
3 . 5 シビアアクシデントへの対応	14
4 . 個別評価項目に対する評価方法および評価結果	16
4 . 1 地震	16
4 . 2 津波	27
4 . 3 地震と津波との重畳	36
4 . 4 全交流電源喪失	40
4 . 5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失	47
4 . 6 その他のシビアアクシデント・マネジメント	52
5 . まとめ	57

## 1. はじめに

当社は、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震とそれが引き起こした津波に起因する東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故について、同じ原子力事業に携わる者として重く受け止め、伊方発電所における安全運転およびそれを支える設備の保全に引き続き万全を期すとともに、地震発生直後から、国より指示を受けた緊急安全対策等の対応処置の速やかな実施に加え、耐震安全性評価における余裕の向上等の当社独自の対策を展開し、より一層の安全性向上を目指してきているところである。

平成 23 年 7 月 22 日、原子力安全・保安院から当社に対し、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」（平成 23 年 7 月 22 日付平成 23・07・20 原院第 1 号）（以下、「総合評価指示文書」という。）が発出され、起動準備の整った原子炉から、一次評価として、安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか評価することとの指示があった。

この指示を受け、当社は対象となる伊方発電所第 3 号機（平成 23 年 4 月 29 日第 13 回定期検査開始、平成 23 年 7 月 8 日起動前に実施すべき最終の検査を終了）について、評価を実施することとした。

上記の評価を行うにあたり、伊方発電所第 3 号機における安全上重要な施設・機器等が現状の設備と管理状況において、国の定める指針へ適合していること、また、シビアアクシデント・マネジメント対策が整備されていること、福島第一原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策等が適切に実施されていることについて明らかにすることとした。

次に、設計上の想定を超える地震、津波、全交流電源喪失、最終的な熱の逃し場の喪失等を起因事象として想定する事故に対する頑健性、すなわちこれらの安全上重要な施設・機器等が安全機能を喪失するまでにどの程度の裕度が確保されているか、また、これらの起因事象ごとに、事象が進展、急変し、燃料の重大な損傷に至る状態（クリフエッジ）を明らかにすることとした。

また、評価においては、設計上の想定を超える事態に対して、安全性を確保するためにとられている措置について、多重防護の観点からその効果を示し、必要な安全水準に一定の安全裕度が上乘せされていることを確認することとした。

本報告書は、伊方発電所第3号機の安全性に関する総合評価のうち、一次評価について、その結果を取りまとめ、原子力安全・保安院に報告するものである。

## 2. 総合評価（一次評価）の手法

伊方発電所第3号機の安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか、以下に示す評価対象時点、評価対象事象、評価の進め方等に基づき評価を実施する。

### 2.1 評価対象時点

伊方発電所第3号機における総合評価（一次評価）は、平成23年9月30日時点における施設と管理状態を対象とする。

### 2.2 評価対象事象

評価対象事象については、総合評価指示文書に基づき、自然現象として、「地震」、「津波」および「地震と津波との重畳」、また、安全機能の喪失として、「全交流電源喪失」および「最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失」、さらに、「その他のシビアアクシデント・マネジメント」の6項目について評価を実施する。

### 2.3 評価の進め方

安全上重要な施設・機器等について、設計上の想定を超える事象に対して、どの程度の安全裕度が確保されているか評価する。評価は、許容値に対し、どの程度の裕度を有するかという観点から行う。また、設計上の想定を超える事象に対し安全性を確保するためにとられている措置について、多重防護の観点からその効果を示す。これにより必要な安全水準に一定の安全裕度が上乘せされていることを確認する。

評価において、事象の進展過程については、イベントツリーの形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、その段階で使用可能な防護措置について検討し、それぞれの有効性および限界を示す。

#### 2.3.1 共通的な前提条件および留意点

評価にあたって、各個別評価項目における共通的な前提条件および留意点については以下のとおりとする。

- (1) 評価は、平成23年9月30日時点の施設と管理状態を対象に実施することとし、福島第一原子力発電所事故の後に緊急安全対策として実施した措置の成果（余裕度向上の程度など）についても評価・明示する。なお、将来的に更なる措置を行う場合は、その措置内容と措置の成果（余裕度向上の程度など）についても参考としてまとめる。
- (2) 起因事象発生時の状況として、最大出力下での運転など最も厳しい運転条件を想定すると共に、使用済燃料ピット（以下、「SFP」という。）が

使用済燃料で満たされるなど最も厳しいプラント状況を設定する。

- (3) 事象の過程の検討においては、事象の進展や作業に要する時間を併せて検討する。
- (4) 伊方発電所第1～3号機間の相互作用の可能性についても考慮する。
- (5) 原子炉およびSFPが同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価にあたっては合理的な想定により機能回復を期待できる場合を除き、一度機能を失った機能は回復しない、プラント外部からの支援は受けられない等、厳しい状況を仮定する。
- (6) 決定論的な手法を用い、過度の保守性を考慮することなく現実的な評価を行う。

### 2.3.2 評価上考慮する事項

各個別項目における評価上、特に考慮する事項については以下のとおりとする。

#### (1) MOX燃料の特徴

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（以下、「MOX燃料」という。）の核特性、熱水力特性等の影響は、原子炉設置変更許可申請に係る安全審査において評価されており、MOX燃料の装荷にあたって個別評価項目に係る設備の変更は行われていないことから、本報告書の評価において、MOX燃料の特徴については「全交流電源喪失」および「最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失」の評価に係る崩壊熱のみ考慮する。

#### (2) 経年変化

原子力プラントの機器等については、通常の保全活動による取替や手入れ等により、建設時からの経年変化に対して、適切に機能維持されており、総合評価（地震、津波、全交流電源喪失、最終ヒートシンクの喪失）における経年変化の影響は、一部の経年変化事象を除き、現実的には問題にならないと考える。

一部の経年変化事象として、その進展により、「振動応答特性上または構造・強度上「軽微もしくは無視」できない経年変化事象」については、機器等に与える応力を増加させる可能性があるため、「地震」に対する安全裕度を詳細評価する際、必要に応じて、個別に経年変化を考慮する。

その他、「津波」に係る評価においては、機器等の最下部が浸水すれば直ちに機能喪失するとの評価を行うため、強度的な評価を伴わないこと、また、それ以外の「全交流電源喪失」等に係る評価においては、事象の進展を防止するための緩和手段に係るリソース等に着目した評価を行うことが

ら、経年変化の影響は、これらの評価結果に影響を及ぼさない。したがって、「地震」に係る評価以外においては、経年変化の影響は、考慮を必要としない。

#### 2.4 品質保証活動

品質保証活動の取り組みについては、原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、社長をトップマネジメントとし、原子力安全に関する品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することとしている。

当社における品質保証活動は、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」を適用規格として策定した伊方発電所原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）第3条（品質保証計画）に基づき具体的な手順を定め実施しており、伊方発電所の安全性に関する総合評価に係る品質保証活動においても、これら確立された品質マネジメントシステムのもとで実施する。

また、解析業務をプラントメーカー等から調達する場合は、「原子力発電施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」（（社）日本原子力技術協会制定）を反映した当社の設計／調達管理標準に基づき、受注者に入力根拠の明確化、入力結果の確認および解析結果の検証等を要求し、当社は受注者がこれら要求した事項を確実に実施していることを確認する。

報告書の作成にあたっては、総合評価指示文書およびその他のエビデンスに基づき、評価方法、評価条件、評価結果等が適切な記載となっていることを確認する。

### 3. 設備概要および多重防護

原子力発電所の安全確保のために、各種の技術的措置が講じられており、安全技術の土台を形成するものとして「多重防護」の考え方に立つ安全対策がとられている。

本章では、まず伊方発電所第3号機の設備概要について述べ、従来からとられてきた多重防護3層（第1層：異常発生の防止、第2層：異常の拡大防止、第3層：事故時の影響緩和）による設計基準事象への適合性について説明する。

その後で、設計基準事象を超えるシビアアクシデント対策（第4層）としてこれまで整備してきたシビアアクシデント・マネジメント対策（以下、「AM策」という。）について述べ、今回の福島第一原子力発電所事故を踏まえて、多重防護の強化策としてとられた緊急安全対策等について説明する。

#### 3.1 設備概要

##### 3.1.1 伊方発電所の概要

伊方発電所は、四国の西北端から九州に向かって細長く伸びた佐田岬半島の瀬戸内海に面した付根に位置している。

伊方発電所には1号機から3号機の3基の原子炉があり、いずれも加圧水型原子力発電所である。3基合計の定格電気出力は202.2万kWである。

##### 3.1.2 伊方発電所第3号機の設備概要

伊方発電所第3号機は、電気出力89.0万kWのドライ型鋼製原子炉格納容器を持つ3ループ構成の加圧水型軽水炉であり、燃料には低濃縮ウランおよびウラン・プルトニウム混合酸化物を使用している。原子炉および炉心の主要仕様は次のとおりである。

表3.1.1 伊方発電所第3号機 原子炉および炉心の主要仕様

炉心熱出力	約 2,652MW
1次冷却材全流量	約 $45.7 \times 10^6$ kg/h
原子炉容器入口1次冷却材温度	約 284
原子炉容器出口1次冷却材温度	約 321
原子炉圧力	約 15.4MPa[gage]
冷却回路数	3



本原子炉施設では、原子炉の停止に関する系統として自重落下式の制御棒および安全保護系等を、炉心の冷却に関する系統として1次冷却設備(以下、「1次冷却系」という。) 高圧注入系、蓄圧注入系および低圧注入系からなる非常用炉心冷却設備(以下、「ECCS」という。) 蒸気発生器(以下、「S/G」という。) 補助給水系、主蒸気系の安全弁等からなる2次系設備等を、放射性物質の閉じ込めに関する系統として原子炉格納容器、原子炉格納容器スプレイ系等を、さらにこれら安全機能をサポートする系統として電源系、原子炉補機冷却水系、制御用空気系等を備えている。伊方発電所第3号機基本系統図を図3.1.1に示す。

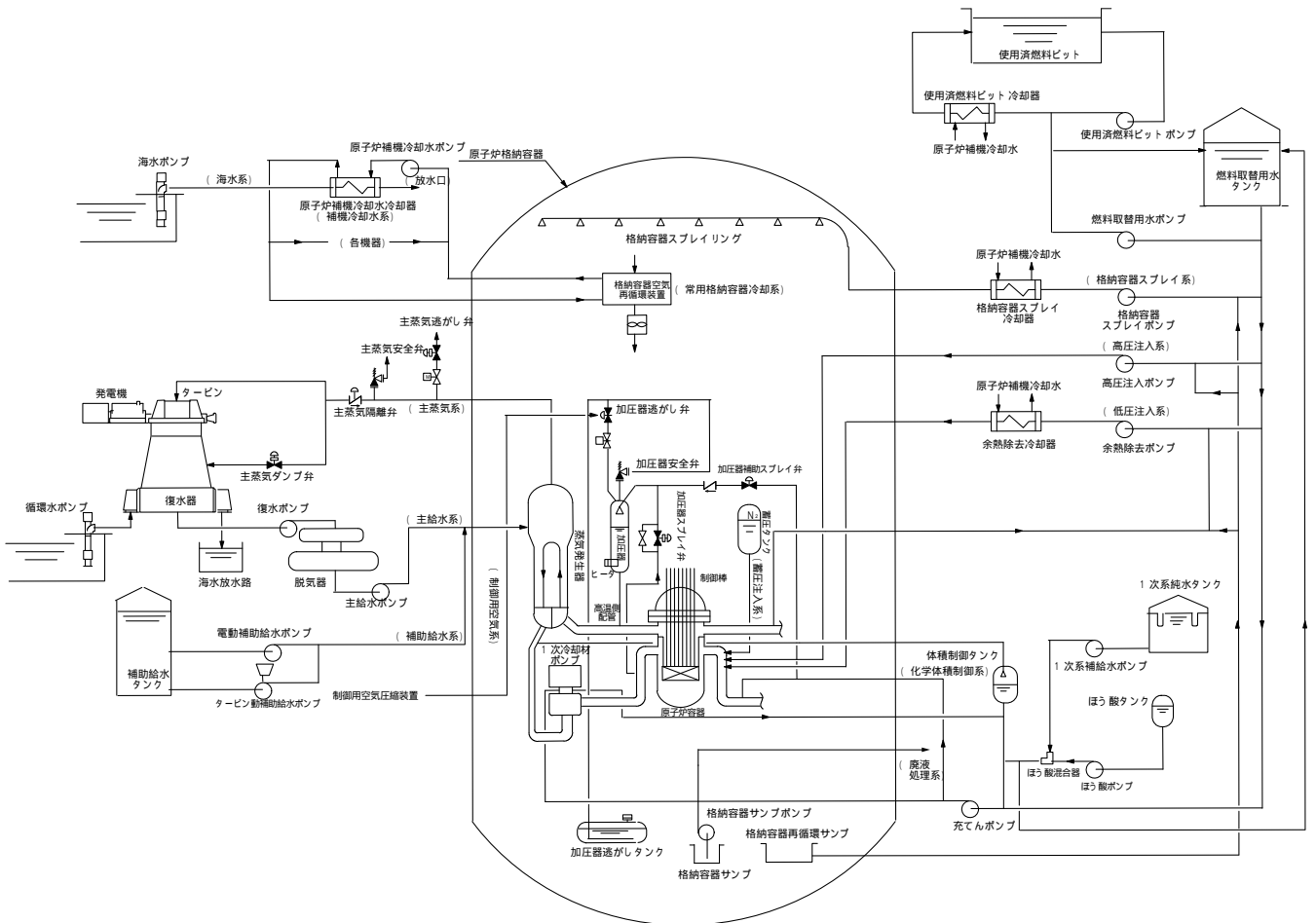


図3.1.1 伊方発電所第3号機基本系統図

### 3.2 安全設計の適合性

伊方発電所第3号機の安全設計の基本方針の妥当性は「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(以下、「安全設計審査指針」という。)により判断されている。

#### 3.2.1 自然現象に対する安全設計

自然現象に対する設計上の考慮としては、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統および機器は、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること、地震以外の想定される自然現象(洪水・津波等)によって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であることを確認している。

#### 3.2.2 設計基準事象に対する安全設計

安全機能を有する構築物、系統および機器は、通常運転の状態のみならず、異常状態においても安全確保の観点から所定の機能を果たすべきことが安全設計審査指針において求められており、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」および「事故」について解析し、安全設計評価が行われている。

伊方発電所第3号機の安全設計においては、各種指針に基づき、これら「運転時の異常な過渡変化」および「事故」の代表的事象に対して、十分厳しい結果を与える仮定をした解析を行い、安全設計の基本方針が妥当であることを確認している。

### 3.3 AM検討報告書およびAM整備報告書における対策

平成6年3月に通商産業省(当時)へ提出した「伊方発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」(以下、「AM検討報告書」という。)および平成14年5月に経済産業省原子力安全・保安院へ提出した「伊方発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(以下、「AM整備報告書」という。)において整備したAM策について説明する。

#### 3.3.1 整備したAM策

AM検討報告書およびAM整備報告書において、AM策としては、原子炉の停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能および安全機能のサポート機能の4つの機能に分類され、整備されている。

#### 3.3.2 実施体制の整備

伊方発電所においては、異常兆候発生段階から必要に応じて発電所内

に対応組織を招集する体制を整えており、また、発電所周辺に異常に放射性物質が放出されるような災害が発生した場合、あるいはそのおそれがあるような万一の事態に備えて伊方発電所原子力事業者防災業務計画を定め、このような事態に対応する組織（以下、「災害対策本部」という。）の設置やその際の指揮命令系統を明確にするとともに、災害対策本部の設置場所や対応に必要と考えられる設備、資機材の準備等を行っている。

### 3.3.3 手順書類の整備

シビアアクシデント・マネジメントが必要な状況では、中央制御室の運転員が対応操作を行い、支援組織がさまざまな形で運転員を支援する活動を行う。このため、シビアアクシデント発生時に使用する手順書としては、役割分担および事象の進展状況に応じ、中央制御室の運転員用、支援組織用として整備している。

### 3.3.4 教育等の実施

伊方発電所災害対策本部員に対し、シビアアクシデント・マネジメントを実施する際の役割に応じたアクシデントマネジメントに関する教育等を実施している。

## 3.4 緊急安全対策

平成 23 年 3 月 30 日付け指示文書「平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について（指示）」に基づき、津波により 3 つの機能（全交流電源、海水冷却機能、SFP の冷却機能）を全て喪失したとしても、炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ冷却機能の回復を図るために緊急安全対策を立案・整備した。

以下に、平成 23 年 4 月 25 日に「平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書」（以下、「実施報告書」という。）で報告した伊方発電所第 3 号機に係る安全対策に加え、実施報告書提出以降に実施した安全対策の実施状況の概要についても示す。

### 3.4.1 津波発生による PWR プラントにおける想定事象

極めて大きな津波により、3 つの機能喪失を想定した場合の PWR プラント挙動について検討した。

全交流電源喪失に伴い、一定時間が経過した以降は蓄電池が枯渇し、プ

ラント監視機能の喪失が考えられる。

また、全交流電源喪失とほぼ同時に、タービン動補助給水ポンプが起動し、S / G 2 次側への給水が行われるが、タンクへの新たな給水がなければ、タンクの水は枯渇し、以降、S / G による冷却は期待できなくなる。その結果、最終的には炉心が露出し、損傷に至ることが考えられる。

一方、S F P については、冷却機能が喪失することによりピット水温は徐々に上昇し、沸騰状態となると水量は次第に減少し、S F P への新たな給水がなければ使用済燃料が露出し、損傷に至ることが考えられる。

#### 3.4.2 想定事象に対する対応シナリオ

こうした状況にプラントが至らないよう、前述の評価も踏まえ、津波により3つの機能を全て喪失した場合においても、継続的に原子炉および使用済燃料を冷却するために、以下の対応を行うこととした。

- (1) 電源車等による電源応急復旧
- (2) S / G への給水確保
- (3) S F P への水補給
- (4) 代替海水供給

津波発生時の対応シナリオ（緊急安全対策実施後）を図3.4.1に示す。

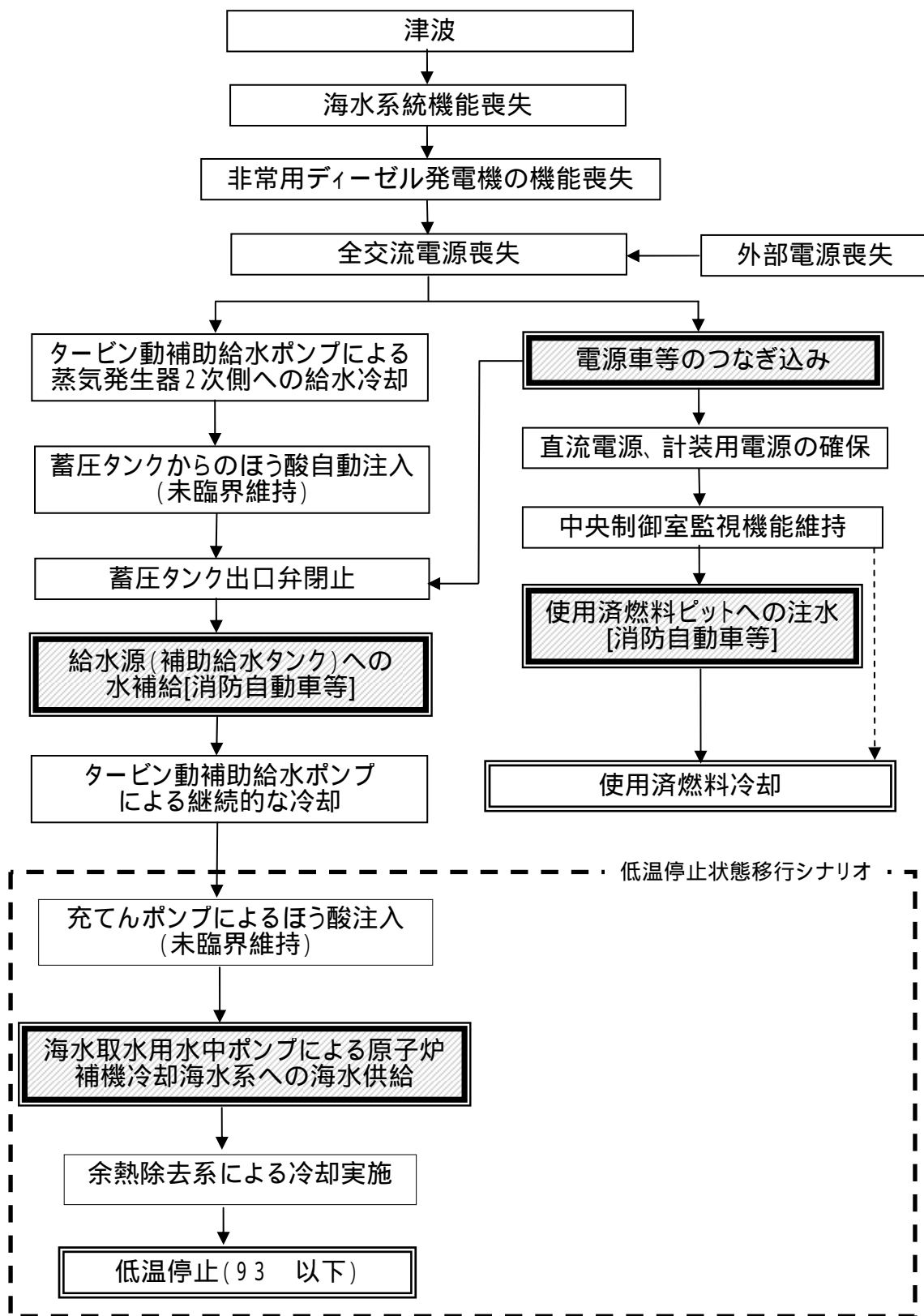


図 3 . 4 . 1 津波発生時の対応シナリオ (緊急安全対策実施後)

### 3.4.3 緊急安全対策の実施

3つの機能が喪失した場合においても、3.4.2に示した対応シナリオにより、炉心損傷および使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ原子炉施設の冷却機能の回復を図るため、直ちに講じるべき対策として以下のとおり、緊急安全対策を実施した。

#### (1) 電源車の配置

電源容量 300kVA の電源車および必要な資機材を実施報告書提出までに津波の影響を受けない場所（T.P.\*+32m）に配置した。

\* T.P.：東京湾平均海面

その後、必要な電力をさらに安定的に供給することができるよう、電源容量 4,500kVA の電源車および必要な資機材を津波の影響を受けない場所（T.P.+32m）に配備した。

#### (2) 消防自動車等の配置

消防自動車、可搬型消防ポンプおよび必要な資機材を津波の影響を受けない場所（T.P.+32m）に配置した。

#### (3) 水密性の向上

安全上重要な機器が設置されているエリアの建屋入口扉等にシール施工を行うことにより、水密性の向上を図った。

#### (4) 外部電源の多様化

発電所に隣接する変電所から構内まで配電線（6,600V）を敷設した。

#### (5) 海水取水用水中ポンプの配備

海水ポンプの代替として、非常用ディーゼル発電機（以下、「D/G」という。）および安全系機器に冷却用海水を供給できる水中ポンプ等を津波の影響を受けない場所（T.P.+32m）に配備した。

上記対策を実施することにより、S/Gからの除熱を通じて炉心の崩壊熱の除去が行われ、炉心を安定的に冷却させることが可能となった。また、3.5で述べる「シビアアクシデントへの対応」で実施したものも含め、実施報告書提出以降に実施した対策により、万一、3つの機能が喪失した場合でも迅速に事故対応活動を実施し、実施報告書提出時点においても可能であった原子炉の低温停止状態までの移行をさらに安定的に実現することが可能となり、継続的に原子炉および使用済燃料の冷却が行えることとなった。

図3.4.2に平成23年9月30日時点の緊急安全対策の概要を示す。

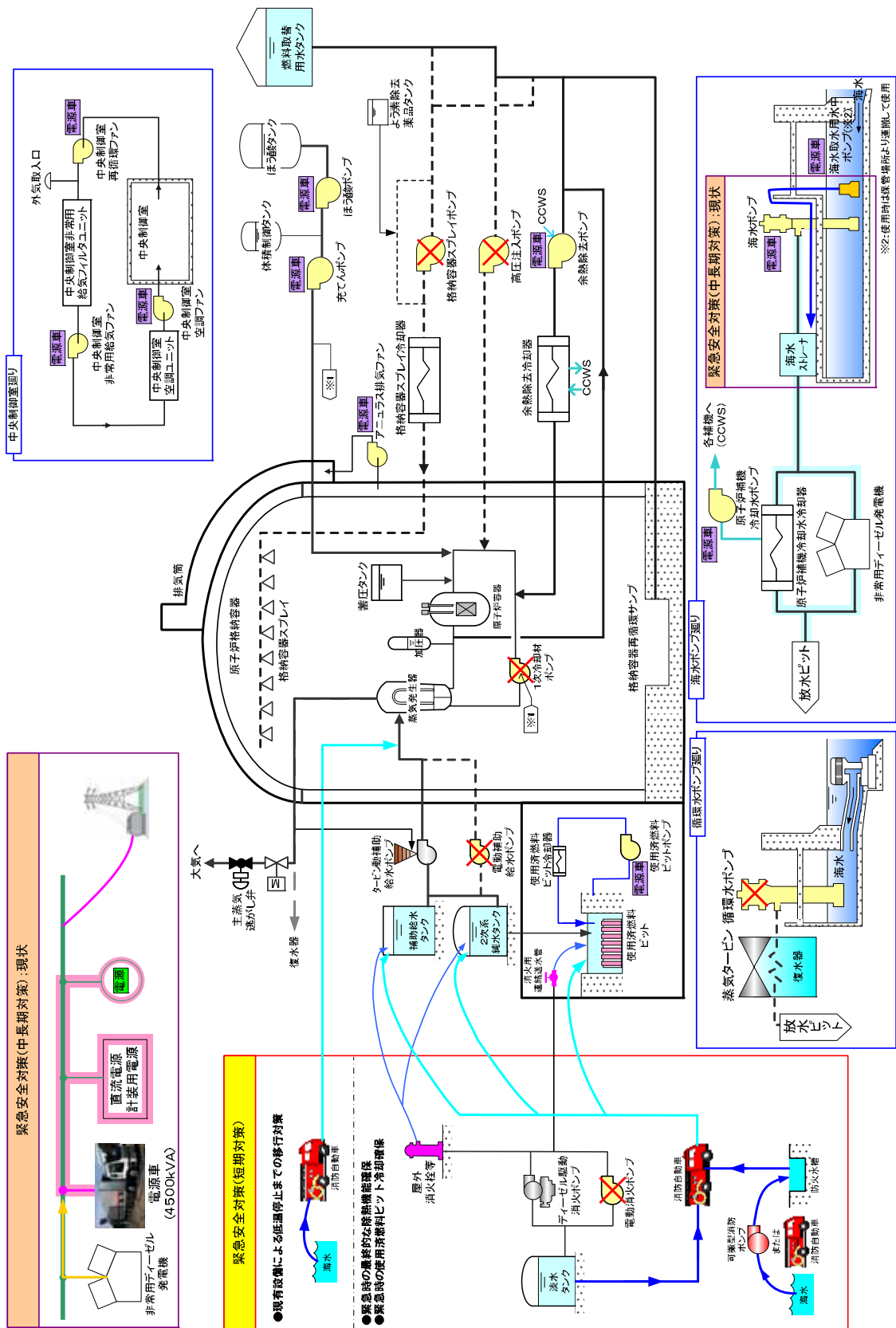


図 3. 4. 2 緊急安全対策概要：平成 23 年 9 月 30 日時点

#### 3.4.4 緊急安全対策に係る実施体制の整備

福島第一原子力発電所事故を踏まえ、災害対策本部の下、3つの機能が喪失した場合の具体的な緊急時対応業務の実施体制・職務を「伊方発電所緊急時対応内規（津波）」に定めた。

#### 3.4.5 手順書類の整備

原子炉施設の保全のための緊急時対応計画として、体制、職務、実施方法、訓練、資機材等について、内規および手順書を新たに策定し、また、関連する運転内規の改正を行った。

#### 3.4.6 緊急安全対策に係る教育・訓練

緊急時対応として定めた電源応急復旧、S/G給水維持、SFP冷却水補給、電源車や消防自動車等への燃料補給等に関する項目についての教育・訓練を、「緊急時対応教育訓練マニュアル」に定め、実施している。

#### 3.4.7 中長期設備強化対策

緊急安全対策に加え、以下に示す設備の恒設化や冗長性の確保等の設備強化対策も併せて実施し、炉心損傷や使用済燃料の損傷防止に対する一層の信頼性の向上を図ることとしている。

- (1) 恒設非常用発電機の設置
- (2) 海水ポンプモータ予備品の配備
- (3) 消防自動車の追加配備
- (4) 大容量電源車の置き換え
- (5) 安全上重要な機器を設置しているエリアの防水対策
- (6) 海水ポンプエリアの防水対策強化

#### 3.5 シビアアクシデントへの対応

平成23年6月7日付け指示文書「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について（指示）」により、その実施状況を報告するよう指示を受けた。

平成23年6月14日に原子力安全・保安院に「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえたシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況報告書」で報告し、これまでに検討・実施した対策の概要を表3.5.1に示す。



表3.5.1 シビアアクシデントへの対応に関する措置に係る概要

対 応 項 目	教 訓	対 応 内 容
中央制御室の作業環境確保	事故時に、中央制御室内の放射線量が高くなり、居住性が低下した。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 長期間の事故対応活動を実施するため、電源車からの給電により既設の中央制御室空調設備を運転して、中央制御室の居住性を維持できるよう手順書を策定した。 [平成23年6月実施済]</li> </ul>
緊急時における発電所構内通信手段の確保	全交流電源喪失や津波による浸水により、発電所構内での通信機能が低下した。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 既設通信設備の代替通信手段として、トランシーバやノーベルホン（電池式の通信装置）を配備した。 [平成23年6月実施済]</li> <li>・ 発電所構内の内線電話の交換機等を浸水の影響を受けない箇所（新事務所ビルの4階など）に移設する。 [平成24年度未完了予定]</li> </ul>
高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備	放射線防護に使用する資機材の不足や、放射線管理上の対応の遅れにより、適切な放射線管理ができないう状態が発生した。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射線防護に使用する資機材を原子力事業者間で相互に融通することを確認するとともに、高線量対応防護服（10着）を配備した。 [平成23年9月配備済]</li> <li>・ 放射線管理要員以外の要員（放射線教育を受講済の者）が、発電所構内外の放射線量の測定などの業務を行い、放射線管理要員を助勢するよう社内規定に反映した。 [平成23年6月実施済]</li> </ul>
水素爆発防止対策	水素が原因とみられる爆発の発生により、事故がより重大なものとなった。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器に隣接するアナユラス部に水素が滞留しないように、電源車からの給電により既設のアナユラス空気再循環設備を運転する手順書を策定した。 [平成23年6月実施済]</li> <li>・ 格納容器内の水素を処理する装置の設置を計画する。 [今後、3年程度で設置予定]</li> </ul>
がれき撤去用の重機の配備	津波による漂着物により、発電所構内における作業が迅速に実施できなかった。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ がれき撤去用にトラクターシヨベル（ホイールローダ）を発電所構内の津波の影響を受けない高台に配備済である。</li> </ul>

#### 4. 個別評価項目に対する評価方法および評価結果

##### 4.1 地震

##### 4.1.1 評価の概要

伊方発電所第3号機は、平成18年に改訂された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に照らした耐震安全性評価（以下、「耐震バックチェック」という。）を実施し、平成20年3月に中間報告（平成21年12月、一部補正）を、平成21年2月に本報告（平成23年3月、改訂）を原子力安全・保安院へ提出している。

したがって、想定を超える「地震」に対する安全裕度の評価においては、耐震バックチェックで策定した基準地震動 $S_s$ （表4.1.1参照）を想定地震動とし、これを超える地震動に対する建屋、系統、機器等（以下、「設備等」という。）の耐震裕度は、原則として耐震バックチェックでの評価結果を用いて評価を実施する。また、必要に応じ最新知見等に基づく評価手法も用いることとする。

上記で求めた設備等の耐震裕度を踏まえ、想定を超える「地震」を起因として燃料の重大な損傷に至る過程を地震PSA（確率論的安全評価）の知見等を用いて同定し、クリフエッジとそのときの地震動の大きさを明らかにするとともに、事象の過程の進展を防止するための措置の効果を確認する。

表4.1.1 基準地震動 $S_s$ の最大加速度振幅および最大速度振幅

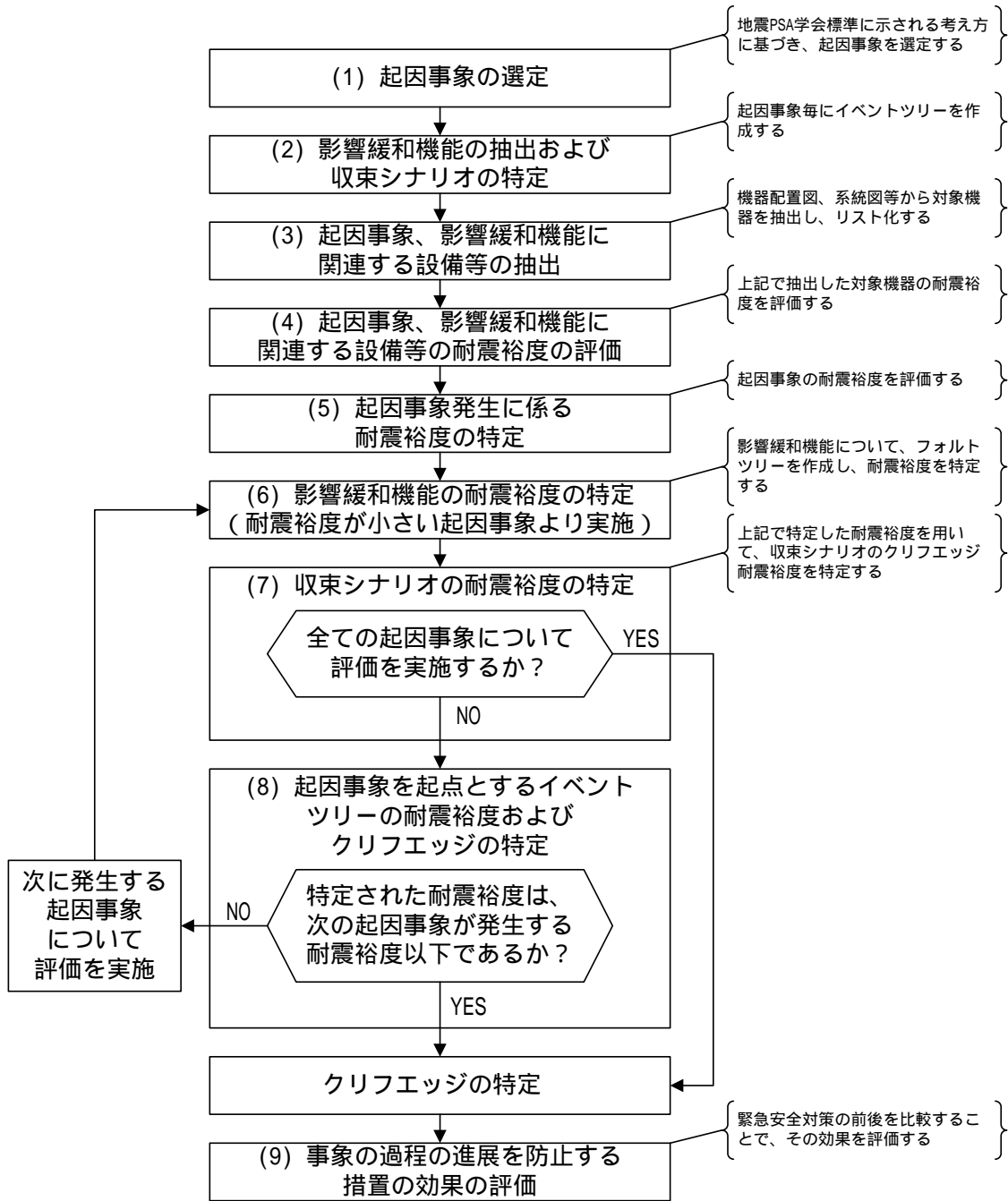
基準地震動 $S_s$			最大加速度 振 幅 ( $\text{cm/s}^2$ )	最大速度 振 幅 ( $\text{cm/s}$ )
応答スペクトルに 基づく手法による 基準地震動 $S_s$	水平動	$S_s-1H$	570	45.2
	鉛直動	$S_s-1V$	330	29.4
断層モデルを用いた手法 による 基準地震動 $S_s$	水平動 NS成分	$S_s-2NS$	318	22.4
	水平動 EW成分	$S_s-2EW$	413	41.0
	鉛直動 UD成分	$S_s-2UD$	285	60.5

##### 4.1.2 評価方法

炉心にある燃料とSFPにある燃料を対象に、図4.1.1のクリフエッジ評価に係るフロー図（地震）に従って評価を実施する。

なお、経年変化への対応として、原子力プラントの機器・構造物等については、通常の保全活動による取替や手入れ等により、建設時からの経年変化に対して、適切に機能維持されており、一部の経年変化事象を除き、現実的には問題にならないと考える。一部の経年変化事象として、配管の減肉のように、その進展により、「振動応答特性上または構造・強度上無視できない経年変化事象」について

は、地震に対する安全裕度を詳細評価する際、必要に応じて、個別に経年変化を考慮して評価する。



各イベントツリーの耐震裕度のうち、最も小さいものが、クリフエッジとなる。

図 4 . 1 . 1 クリフエッジ評価に係るフロー図 (地震)

#### 4.1.3 炉心にある燃料に対する評価結果

地震 P S A 学会標準に基づき、以下の 9 事象を選定した。

【起因事象】

- ・ 主給水喪失
- ・ 外部電源喪失

- ・補機冷却水の喪失
- ・2次冷却系の破断
- ・大破断 L O C A
- ・中破断 L O C A
- ・小破断 L O C A
- ・格納容器バイパス
- ・炉心損傷直結

各起因事象について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成し、収束シナリオを特定した。

各起因事象について、設備等の耐震裕度の評価結果を用いて、Ssの何倍でどのような起因事象が発生するか、表4.1.2のとおり特定した。

表4.1.2 各起因事象の対象設備および耐震裕度一覧（地震：炉心損傷）

起因事象	設 備	裕度 ( × Ss )
主給水喪失	工学的判断	1.00 未満
外部電源喪失	工学的判断	1.00 未満
炉心損傷直結	原子炉建屋，原子炉補助建屋	2.00
補機冷却水の喪失	海水系配管，原子炉補機冷却水系配管	2.08
小破断 L O C A	1次冷却材圧力バウンダリ接続 小口径配管	2.08
中破断 L O C A	SIS 高圧低温側注入配管 他	2.08
2次冷却系の破断	補助給水系配管	2.08
大破断 L O C A	加圧器	2.09
格納容器バイパス	蒸気発生器（内部構造物）	2.14

Ss 以上の場合、主給水ポンプ、碍子等の設備が必ず損傷に至ると想定する。

起因事象として、まずSs までの地震動で発生する「主給水喪失」、「外部電源喪失」を対象に評価を実施することとした。なお、Ss の地震動下において外部電源が期待できないことを考えると両者のイベントツリーは同様のものとなるため、「外部電源喪失」にまとめて評価を実施した。

「外部電源喪失」の各影響緩和機能のフロントライン系とサポート系の耐震裕度を整理の上、各影響緩和機能をフォールトツリーに展開し、各影響緩和機能に対する耐震裕度評価を行った。例として、非常用所内電源からの給電機能に関する

る系統図を図4.1.2に、そのフォールトツリーを図4.1.3に示す。

「外部電源喪失」の収束シナリオの耐震裕度について評価を行った結果、最も耐震裕度が大きいのは、電源供給に必要なドロップ盤(1.86Ss)が最小裕度となり機能喪失する結果、影響緩和機能に関連する設備へ電源が供給されないため、燃料の重大な損傷に至るシナリオであると評価された。イベントツリーを図4.1.4に示す。

「外部電源喪失」の次に大きな地震動で発生する起因事象は影響緩和機能に期待できない「炉心損傷直結」であり、その発生に係る耐震裕度(2Ss)は「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度1.86Ssよりも大きいことから、炉心にある燃料に対する重大な損傷を防止する観点では、「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度である1.86Ssがクリフエッジとして特定された。

緊急安全対策のクリフエッジへの効果を検討するために、緊急安全対策整備を考慮しないイベントツリーを作成した。主給水喪失、外部電源喪失に関するイベントツリーの例を図4.1.5に示す。

緊急安全対策実施前後の比較を行った結果、耐震裕度は変わらないものの、緊急安全対策として実施した電源車の配備により、D/Gによる非常用所内電源からの給電が失敗した場合においても電源車からの給電が可能となるため、燃料の重大な損傷に至ることを防止するための多重防護措置がとられており、緊急安全対策の効果について確認することができた。

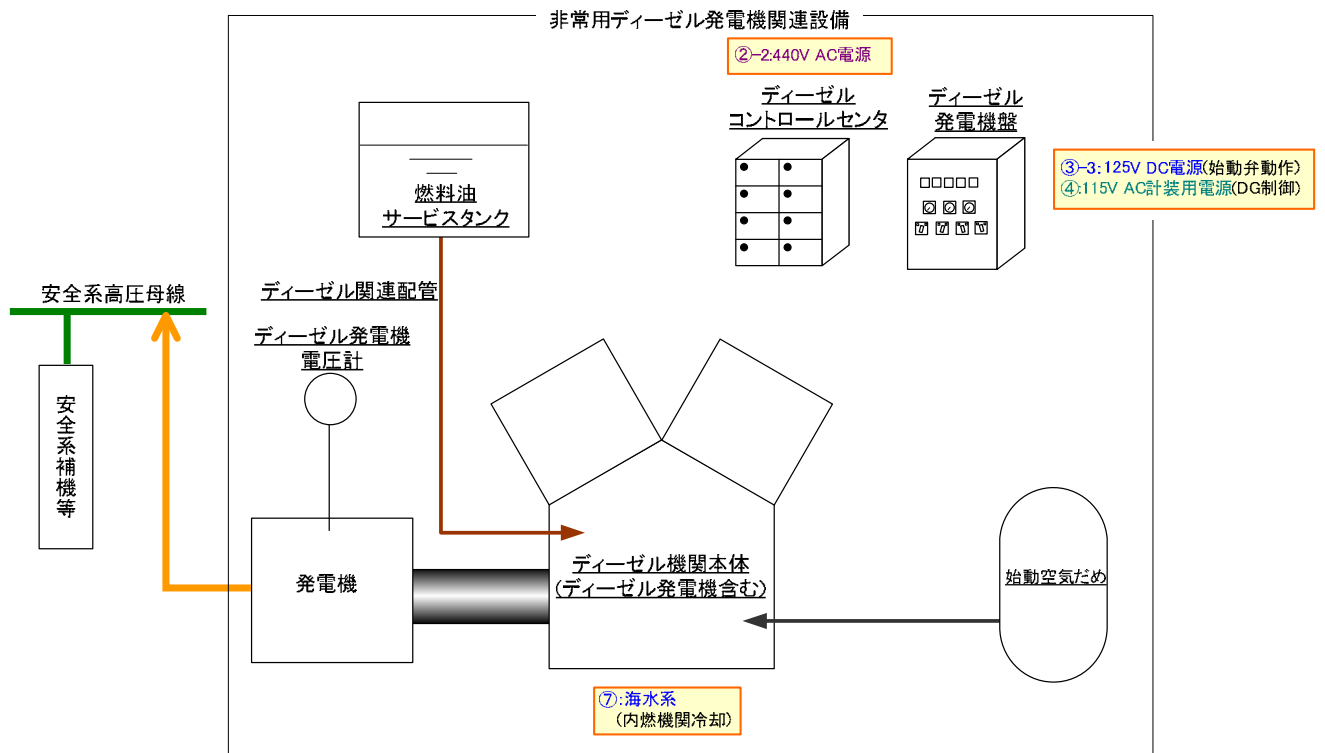


図4.1.2 非常用所内電源からの給電機能に関する系統図

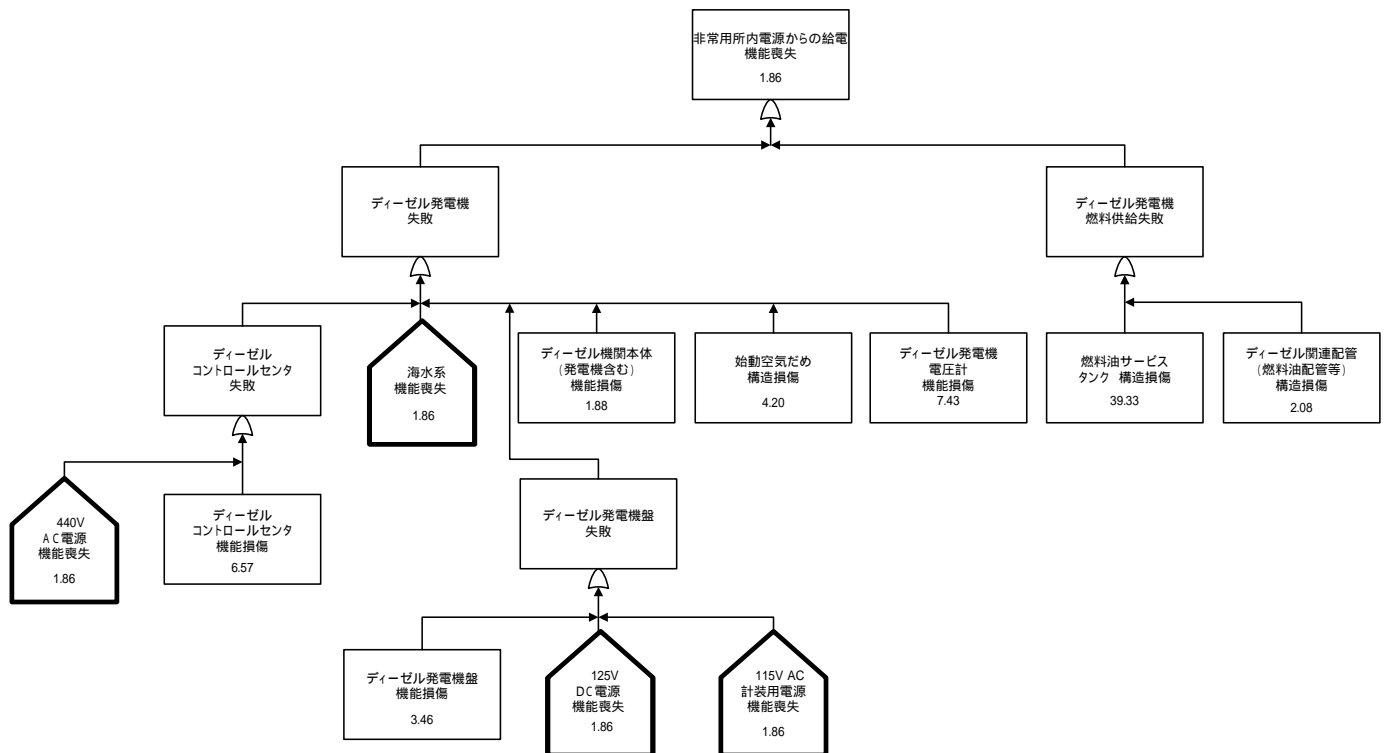


図4.1.3 非常用所内電源からの給電機能に関するフォールトツリー



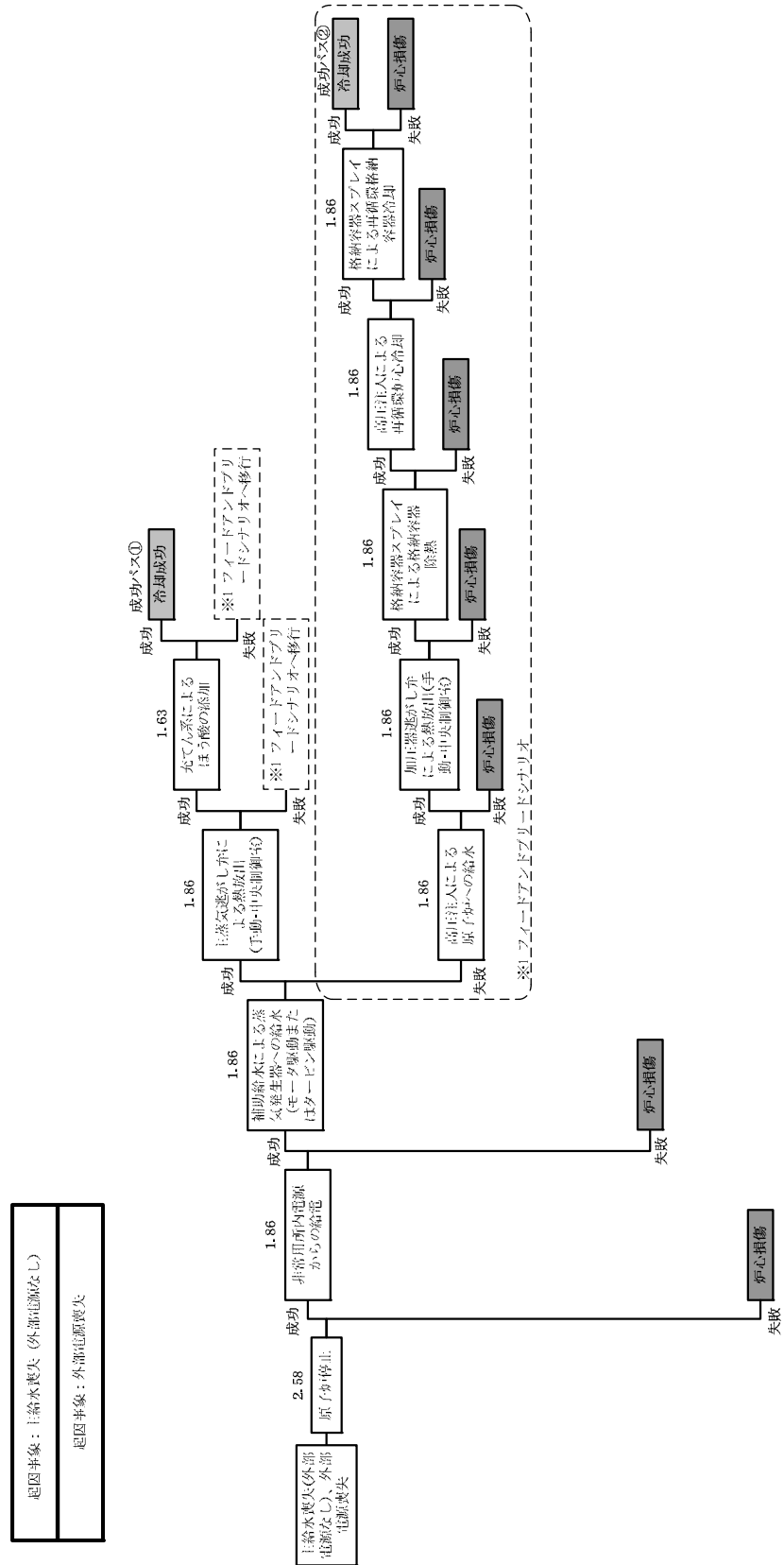


図 4 . 1 . 5 主給水喪失、外部電源喪失についてのイベントツリー（炉心にある燃料の損傷）【緊急安全対策前】



#### 4.1.4 S F Pにある燃料に対する評価結果

地震を起因事象としてS F Pの燃料の損傷に至る起因事象として以下の4事象を選定した。

【起因事象】

- ・外部電源喪失
- ・S F P冷却機能喪失
- ・補機冷却水の喪失
- ・S F P損傷

上記の各起因事象について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成し、収束シナリオを特定した。

各起因事象について、設備等の耐震裕度評価結果を用いて、 $S_s$ の何倍でどのような起因事象が発生するか、表4.1.3のとおり特定した。

表4.1.3 各起因事象の対象設備および耐震裕度一覧

起因事象	設 備	裕度 ( $\times S_s$ )
外部電源喪失	工学的判断	1.00 未満
S F P冷却機能喪失	工学的判断	1.00 未満
S F P損傷	使用済燃料ピット	2.00
補機冷却水の喪失	海水系配管、原子炉補機冷却水系配管	2.08

$S_s$  以上の場合、碍子、使用済燃料ピット冷却系配管等の設備が必ず損傷に至ると想定する。

起因事象として、まず $S_s$ までの地震動で発生する「外部電源喪失」、「S F P冷却機能喪失」を対象に評価を実施することとした。なお、 $S_s$ の地震動下において外部電源が期待できないことを考えると両者のイベントツリーは同様のものとなるため、「外部電源喪失」にまとめて評価を実施した。

「外部電源喪失」の収束シナリオについて評価を行った結果、海水供給に必要な消防自動車(2.5 $S_s$ )が最小裕度となり機能喪失する結果、海水をS F Pに供給できなくなる可能性があるため、燃料の重大な損傷に至るシナリオであると評価された。そのイベントツリーを図4.1.6に示す。

次に大きな地震動で発生する起因事象は影響緩和機能に期待できない「S F P損傷」であり、この場合においては2 $S_s$ で重大な損傷に至ると考えられることから、S F Pにある燃料に対する重大な損傷を防止する観点では、「S F P損傷」の耐震裕度である2 $S_s$ がクリフエッジとして特定された。

緊急安全対策のクリフエッジへの効果を検討するために、緊急安全対策整備を考慮しないイベントツリーを作成した。(図4.1.7)

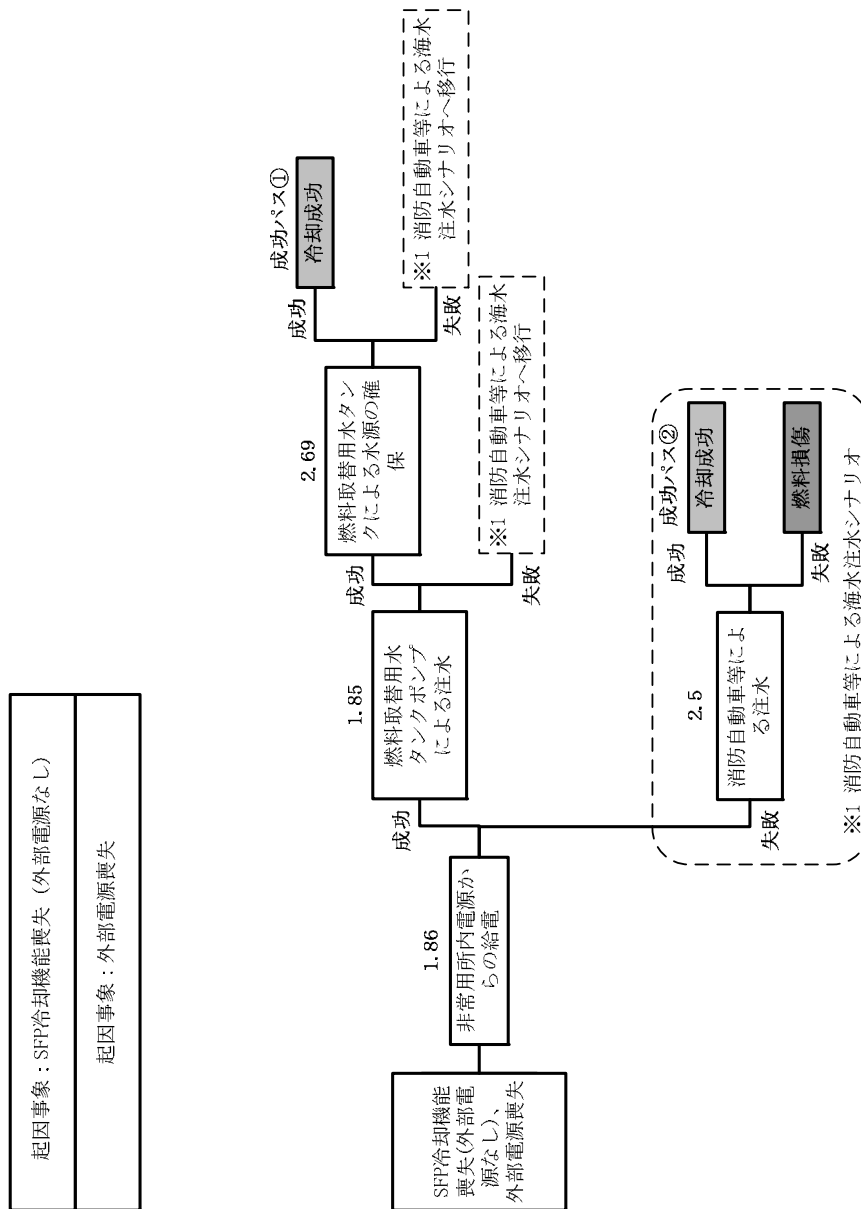


図 4 . 1 . 6 外部電源喪失についてのイベントツリー  
( S F Pにある燃料の損傷)

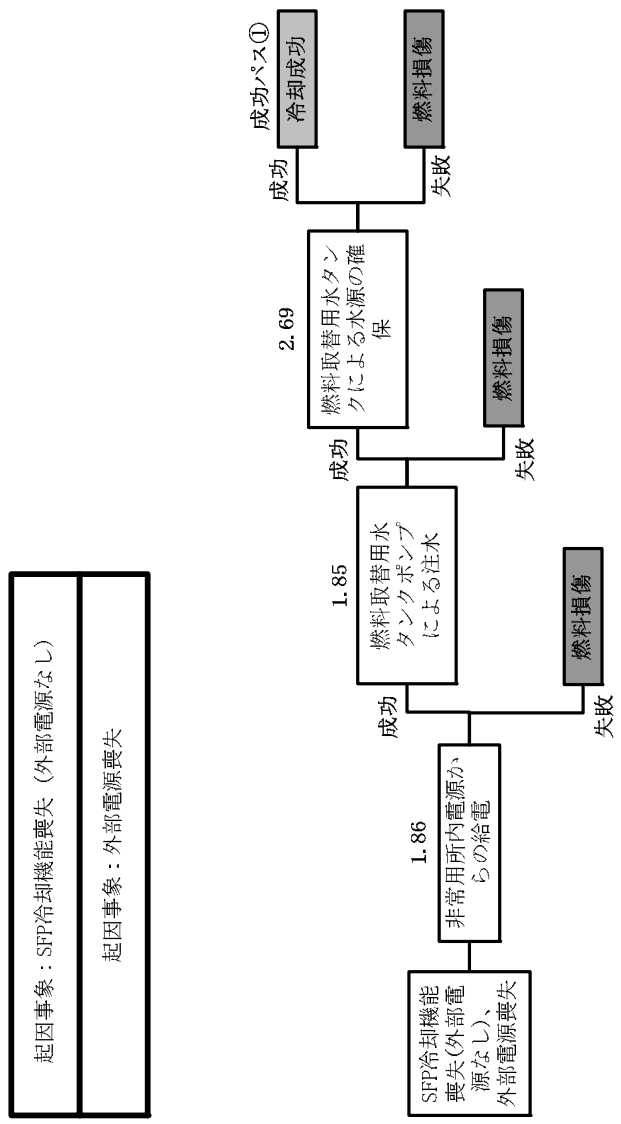


図 4 . 1 . 7 外部電源喪失についてのイベントツリー  
 ( S F Pにある燃料の損傷) 【緊急安全対策前】

緊急安全対策実施前後の比較を行った結果、緊急安全対策前においては、最大の耐震裕度となる収束シナリオにおいても燃料取替用水タンクポンプを用いたSFPへの給水機能が喪失する結果、燃料の重大な損傷に至ると評価され、そのクリフエッジは1.85Ssと特定された。一方、緊急安全対策整備後においては、燃料取替用水タンクポンプの機能が喪失した場合においても消防自動車等を用いたSFPへの海水の補給により、燃料取替用水タンクポンプに頼らない冷却水補給が可能であり、クリフエッジが大きくなった。

以上より、緊急安全対策整備前後で、地震によるクリフエッジは改善されるとともに、燃料の重大な損傷に至ることを防止するための多重防護措置がとられており、緊急安全対策の効果について確認することができた。

#### 4.1.5 結論

以上より、地震に対するクリフエッジは、炉心にある燃料に対しては1.86Ssであり、また、SFPにある燃料に対しては2Ssであると特定されたことから、プラント全体としての地震に対するクリフエッジは1.86Ssであると特定された。

また、本評価において、これまで実施してきた緊急安全対策の効果についても確認することができた。

なお、耐震安全性の向上に係る当社独自の取り組みとして、耐震Sクラスの安全上重要な主な機器についてSsの2倍程度の耐震裕度があるかどうかを確認し必要なものは対策を実施すること、およびSFP冷却設備について耐震Bクラスから耐震Sクラス相当に向上させる対策等を進めており、今後も必要に応じ対策の強化を図っていく。

## 4.2 津波

### 4.2.1 評価の概要

#### (1) 想定津波の影響について

伊方発電所第3号機における想定津波の評価については、最新の情報に基づき、敷地前面海域の断層群の地震と想定東南海・南海地震による津波を検討対象として選定し、土木学会「原子力発電所の津波評価技術」(平成14年)を参考に評価している。

評価の結果、敷地前面海域の断層群の地震に伴う津波により最大の水位上昇が生じることとなり、この津波による3号機敷地前面における水位上昇量の最大値は1.87mとなる。満潮時の潮位(T.P.+1.62m)を初期水位とした場合、最高水位はT.P.+3.49mとなり、これに対して、原子炉施設が設置されている敷地高さはT.P.+10mであることから、原子炉施設の安全性に対して問題はない。

(表4.2.1)

表4.2.1 想定津波における水位

	敷地前面における水位
津波による水位上昇量(最大値)	+1.87m
初期水位とする潮位	T.P. + 1.62m
合計	T.P. + 3.49m

#### (2) 今回の評価の概要

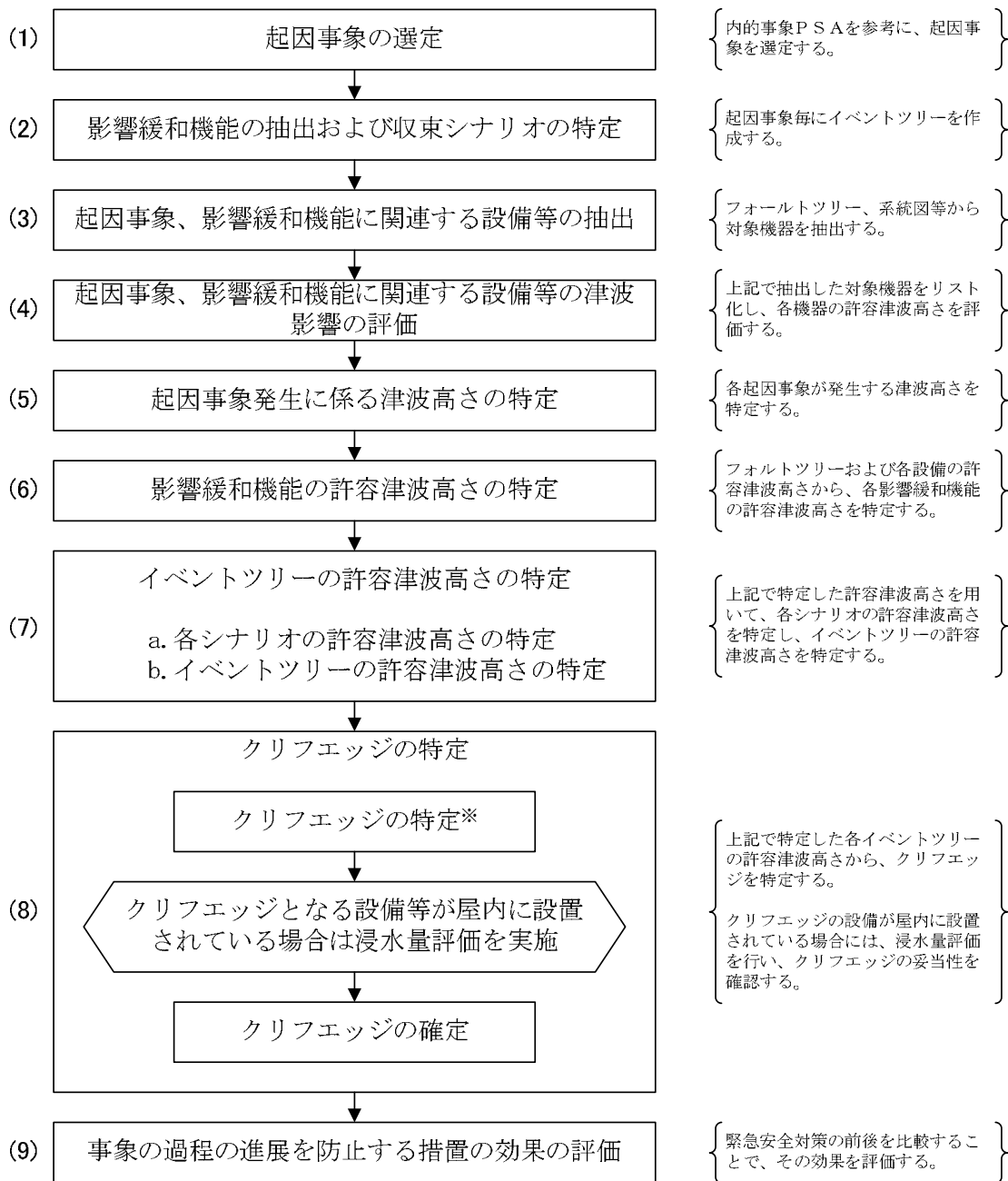
上述のとおり、想定津波が襲来したとしても敷地は浸水しないが、今回の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価(一次評価)においては、敷地が浸水し設備が機能喪失する場合を考え、設備が浸水する高さに着目して事象進展を検討し、燃料の重大な損傷に至る浸水の高さを特定する。また、この特定された浸水の高さと上述の想定津波による敷地前面における最高水位との差を裕度として評価する。

本評価においては、想定津波における最高水位や浸水の高さ等について以下の通り定義して評価する。

- ・ 設計津波高さ  
想定津波が襲来する場合の敷地前面における最高水位(T.P.+3.49m)をいう。
- ・ 津波高さ  
設計津波高さを超える値であり、ある高さまで敷地が浸水すると仮定して、その浸水高さ(水位)をいう。
- ・ 許容津波高さ  
設備の設置場所、設置高さおよび設置場所への浸水口高さから評価され、設備が機能維持できるまでの津波高さをいう。

#### 4.2.2 評価方法

炉心にある燃料とSFPにある燃料を対象に、図4.2.1のクリフエッジ評価に係るフロー図（津波）に従って評価を実施する。



※ 各イベントツリーの許容津波高さのうち、最も小さいものが、クリフエッジとなる。

図4.2.1 クリフエッジ評価に係るフロー図（津波）

#### 4.2.3 炉心にある燃料に対する評価結果

内的事象P S Aにおける起回事象をベースに検討した結果、津波を起因として炉心損傷に至る起回事象として、以下の5事象を選定した。

##### 【起回事象】

- ・ 主給水喪失

- ・ 外部電源喪失
- ・ 過渡事象
- ・ 補機冷却水の喪失(C C W喪失)
- ・ 炉心損傷直結

各起因事象について、各設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、どの津波高さでどの起因事象が発生するか、以下のとおり特定した。

(表4.2.2、表4.2.3)

表4.2.2 各起因事象の発生に係る設備の許容津波高さ

起因事象	対象設備 (代表機器)	設置場所 (屋内/屋外)	許容津波高さ (m)	備考
主給水喪失	復水ポンプ	屋内	T.P.+10.3	浸水経路レベル
外部電源喪失	所内変圧器	屋外	T.P.+10.3	設置レベル
C C W喪失	海水ポンプ	屋外	T.P.+10.2	浸水経路レベル
過渡事象	循環水ポンプ	屋外	T.P.+5.5	設置レベル

表4.2.3 津波高さと起因事象

津波高さ (m)	発生する起因事象	備考
~T.P.+5.5	-	-
T.P.+5.5~+10.2	過渡事象	-
T.P.+10.2~+10.3	過渡事象 C C W喪失 (主給水喪失)	「C C W喪失」の発生に伴い、制御用空気系が喪失し、制御用空気を必要とする主給水制御弁が閉止(フェイルクローズ)されることで、従属的に「主給水喪失」が発生する。
T.P.+10.3~+14.2	過渡事象 主給水喪失 C C W喪失 外部電源喪失	-
T.P.+14.2~	炉心損傷直結 (過渡事象) (主給水喪失) (C C W喪失) (外部電源喪失)	建屋内(C/V外)の機器のほとんどが浸水・水没するため、プラントの重要な制御・保護機能が不能となり炉心損傷直結となる。

起因事象としては、

- ・ まず、津波高さが T.P.+5.5m を超えると、循環水ポンプの機能喪失による「過渡事象」が発生する。
- ・ 次に、津波高さが T.P.+10.2m を超えると、海水ポンプの機能喪失による「C C W喪失」が発生し、従属的に「主給水喪失」も発生する。
- ・ また、津波高さが T.P.+10.3m を超えると、所内変圧器の機能喪失による「外部電源喪失」が発生する。
- ・ さらに、T.P.+14.2m を超えると、「炉心損傷直結」に至る。

以上より、津波により発生を考慮すべき起因事象のイベントツリーとしては、以下の3つとなる。

過渡事象 (T.P.+5.5m ~ +10.2m)

過渡事象 + C C W喪失 (T.P.+10.2m ~ +10.3m)

過渡事象 + C C W喪失 + 主給水喪失 + 外部電源喪失 (T.P.+10.3m ~ )

これらのイベントツリーに係る各影響緩和機能について、フォールトツリーおよび各設備等の許容津波高さから、各影響緩和機能の許容津波高さを評価した結果、以下の通りとなった。

a. 過渡事象 (T.P.+5.5m ~ +10.2m) について

イベントツリーの許容津波高さ T.P.+10.2m は、本事象発生に係る津波高さ以上であることから、本事象の進展過程においてクリフエッジは存在しない。

b. 過渡事象 + C C W喪失 (T.P.+10.2m ~ +10.3m) について

イベントツリーの許容津波高さ T.P.+10.3m は、本事象発生に係る津波高さ以上であることから、本事象の進展過程においてクリフエッジは存在しない。

c. 過渡事象 + C C W喪失 + 主給水喪失 + 外部電源喪失 (T.P.+10.3m ~ ) について (図4.2.3)

イベントツリーの許容津波高さ T.P.+14.2m は、本事象発生に係る津波高さの範囲にあること、また T.P.+14.2m を超えると「炉心損傷直結」に至ることから、津波高さ T.P.+14.2m がクリフエッジとなる。

よって、炉心にある燃料に対する重大な損傷を防止する観点では津波に係るクリフエッジが存在し、その津波高さは T.P.+14.2m であり、設計津波高さ T.P.+3.49m に対する裕度は、約+10.7m であると評価される。

緊急安全対策のクリフエッジへの効果を検討するために、緊急安全対策整備を仮定しないイベントツリーを作成した。(図4.2.4)

緊急安全対策実施前後におけるイベントツリーの比較により、

- ・ 緊急安全対策で電源車等を配備し、プラント監視上必要な計器類等の電源を確保したことにより、タービン動補助給水ポンプにより S / G に給水して冷却する収束シナリオが成立する
  - ・ 緊急安全対策において、タービン動補助給水ポンプ、蓄電池等の S / G の除熱に必要な安全上重要な機器が設置されているエリアの扉や壁貫通部にシール施工を実施したことにより、タービン動補助給水ポンプ等の許容津波高さが T.P.+10.3m から T.P.+14.2m となった
  - ・ この結果、クリフエッジとなる津波高さが、C C W喪失となる T.P.+10.2m から T.P.+14.2m に改善した
- といった緊急安全対策による効果が確認できた。



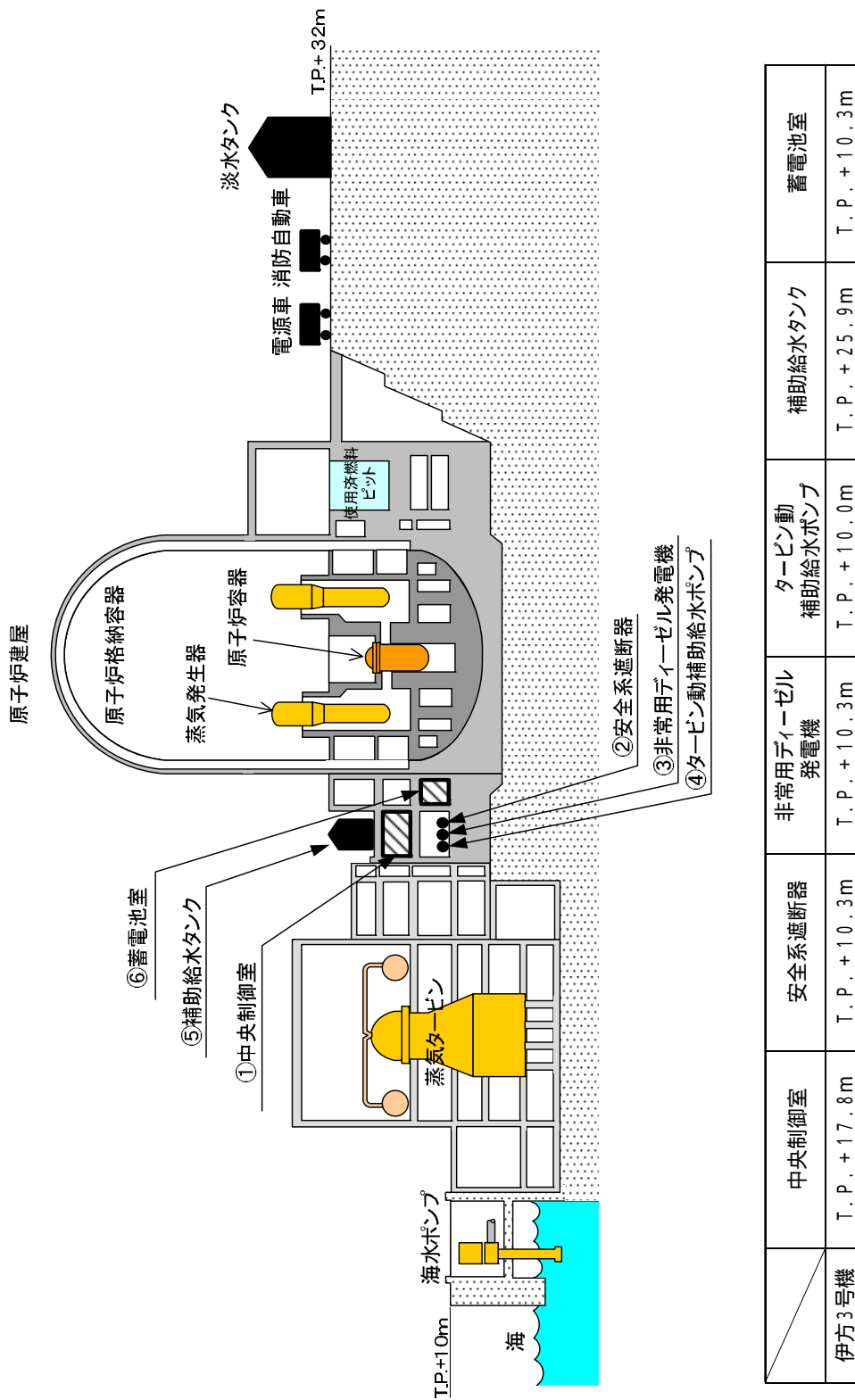
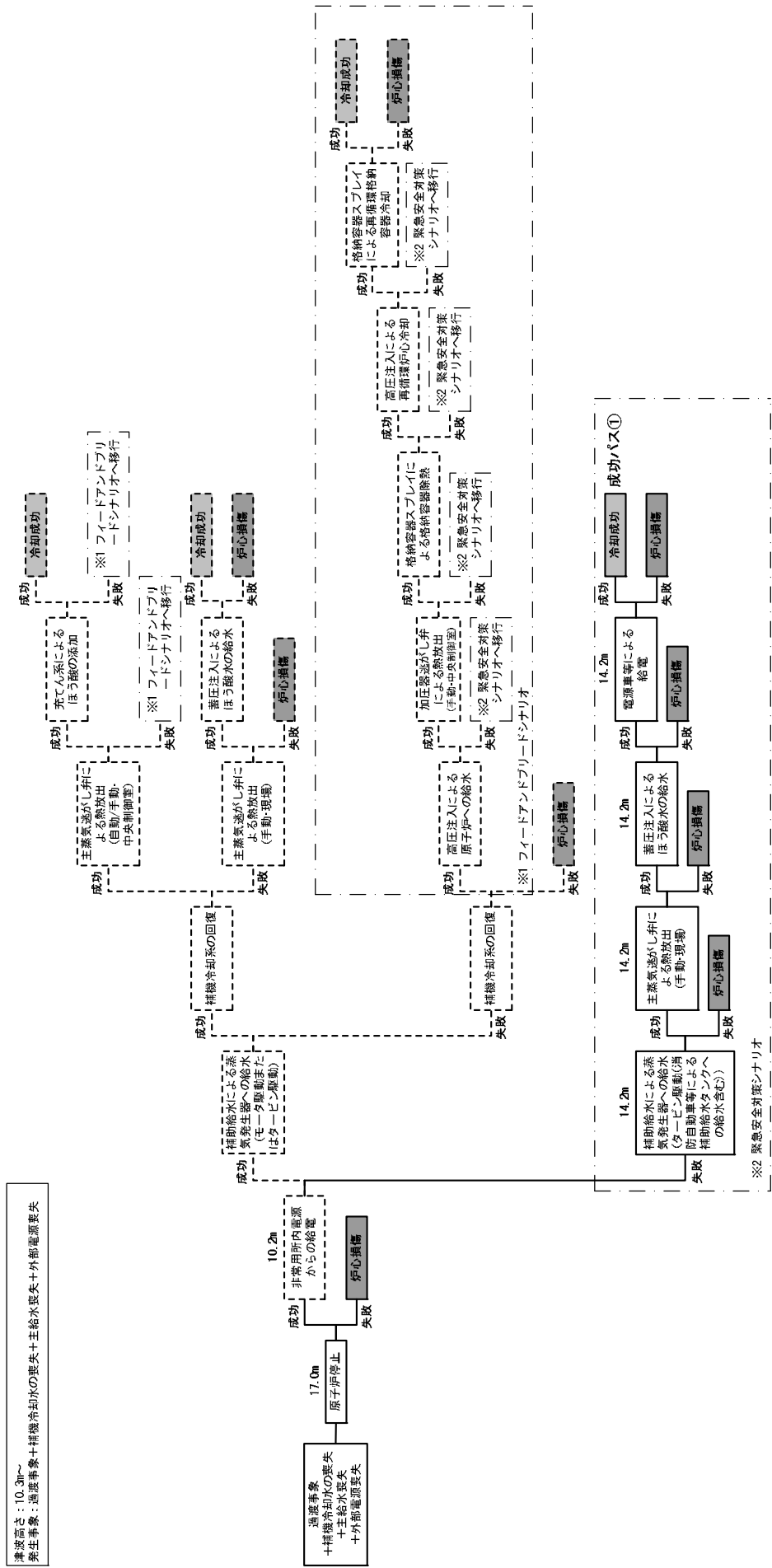


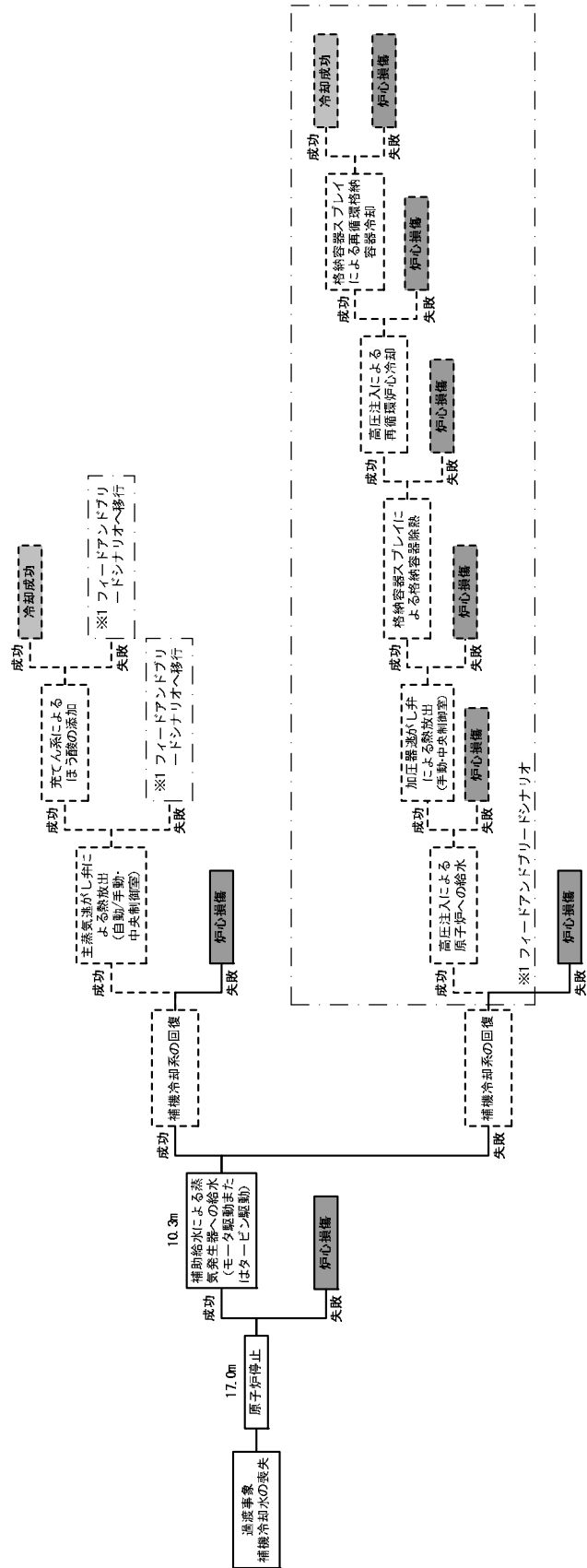
図 4 . 2 . 2 主要機器設置レベル概念図 (伊方発電所第3号機)



※：破線は一度機能喪失した緩和系は回復しないという前提において、起因事象発生と同時に喪失する成功パスを示すもの

図 4 . 2 . 3 過渡事象 + CCW 喪失 + 主給水喪失 + 外部電源喪失に関するイベントツリー (炉心にある燃料の損傷)

津波高さ：10.2m～10.3m  
 発生事象：過渡事象+補機冷却水の喪失



※：破線は一度機能喪失した緩和系は回復しないという前提において、起因事象発生と同時に喪失する成功パスを示すもの

図4.2.4 過渡事象 + CCW 喪失に関するイベントツリー (炉心にある燃料の損傷) 【緊急安全対策前】

#### 4.2.6 SFPにある燃料に対する評価結果

内的事象PSAにおける起因事象をベースに検討した結果、以下の2事象を選定した。

##### 【起因事象】

- ・外部電源喪失
- ・CCW喪失

各起因事象について、各設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、どの津波高さでどの起因事象が発生するか、以下のとおり特定した。

(表4.2.4、表4.2.5)

表4.2.4 各起因事象の発生に係る設備の許容津波高さ

起因事象	対象設備 (代表機器)	設置場所 (屋内/屋外)	許容津波高さ (m)	備考
外部電源喪失	所内変圧器	屋外	T.P.+10.3	設置レベル
CCW喪失	海水ポンプ	屋外	T.P.+10.2	浸水経路レベル
SFP冷却機能喪失	使用済燃料 ピットポンプ	屋内	T.P.+14.2	浸水経路レベル

表4.2.5 津波高さと起因事象

津波高さ (m)	発生する起因事象	備考
~T.P.+10.2	-	-
T.P.+10.2~+10.3	CCW喪失 (SFP冷却機能喪失)	「CCW喪失」の発生に伴い、使用済燃料ピット冷却器が使用不可となり、従属的に「SFP冷却機能喪失」が発生する。
T.P.+10.3~+14.2	CCW喪失 (SFP冷却機能喪失) 外部電源喪失	「CCW喪失」の発生に伴い、使用済燃料ピット冷却器が使用不可となり、従属的に「SFP冷却機能喪失」が発生する。
T.P.+14.2~	CCW喪失 SFP冷却機能喪失 外部電源喪失	-

起因事象としては、

- ・ まず、津波高さがT.P.+10.2mを超えると、海水ポンプの機能喪失による「CCW喪失」が発生し、従属的に「SFP冷却機能喪失」も発生する。
- ・ 次に、津波高さがT.P.+10.3mを超えると、所内変圧器の機能喪失による「外部電源喪失」が発生する。
- ・ また、津波高さがT.P.+14.2mを超えると、使用済燃料ピットポンプの機能喪失による「SFP冷却機能喪失」が発生する。

CCW喪失(T.P.+10.2m~+10.3m)、CCW喪失+外部電源喪失(T.P.+10.3m~)のイベントツリーに係る各影響緩和機能について、フォールトツリーおよ

び各設備等の許容津波高さから、各影響緩和機能の許容津波高さを評価した結果、緊急安全対策として整備したSFPへの水の補給手段により、津波高さの影響を受けず、安定、継続的にSFPの冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される（イベントツリーの許容津波高さとして特定されるものはない）。

緊急安全対策前後の比較により、

- ・ 緊急安全対策で消防自動車等を津波の影響を受けない高台に配備し、淡水タンクまたは海水を水源とする補給手段を確保したことにより、淡水タンク等からSFPに給水して冷却する収束シナリオが成立する
- ・ この結果、緊急安全対策実施前においては、津波高さT.P.+10.3mがクリフエッジとなるが、緊急安全対策実施後では、津波高さの影響を受けず、継続的にSFPの冷却が確保され、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される

といった緊急安全対策整備による効果が確認できた。

#### 4.2.7 結論

津波に対するクリフエッジは、炉心にある燃料に対しては、津波高さ T.P.+14.2m であると特定された。

また、SFPにある燃料に対しては、緊急安全対策として整備したSFPへの水の補給手段により、津波高さの影響を受けず、継続的にSFPの冷却が確保され、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

よって、プラント全体としての津波に対するクリフエッジは、津波高さ T.P.+14.2m であると特定された。

津波については、緊急安全対策として実施した扉等のシール施工等による建屋への浸水防止効果を考慮したものであることから、今後もその効果を維持していくため保守点検を確実に実施するとともに、順次水密扉への取替えを行い、さらに信頼性を高めていくこととしている。

また、今後、海水ポンプエリアへの防水対策の強化や消防自動車の追加配備等、多重防護の観点での対策を充実することとしている。

### 4.3 地震と津波との重畳

#### 4.3.1 評価の概要

本評価においては、「4.1 地震」および「4.2 津波」の評価結果を踏まえて、想定を超える「地震」と想定を超える「津波」との重畳を起因として、燃料の重大な損傷に至る耐震裕度および津波高さを特定する。

#### 4.3.2 評価方法

地震または津波より引き起こされる起因事象に対する収束シナリオに対して、地震および津波の影響を評価する。

また、選定された各起因事象の発生や各影響緩和機能に係る耐震裕度または許容津波高さについては、「4.1 地震」または「4.2 津波」において評価した結果を用いる。

#### 4.3.3 炉心にある燃料に対する評価結果

「4.1 地震」および「4.2 津波」の評価結果から、考慮すべき起因事象として、以下を対象とした。

##### a. 地震側の起因事象

- ・主給水喪失
- ・外部電源喪失

##### b. 津波側の起因事象

- ・過渡事象 (T.P.+5.5m~+10.2m)
- ・過渡事象 + C C W喪失 (T.P.+10.2m~+10.3m)
- ・過渡事象 + C C W喪失 + 主給水喪失 + 外部電源喪失(T.P.+10.3m~)

イベントツリーを用いて、地震による起因事象をベースとした評価と津波による起因事象をベースとした評価を行った結果から、耐震裕度 1.86Ss かつ津波高さ T.P.+14.2m までの地震と津波との重畳に対しては、外部電源喪失等が発生したとしても、炉心にある燃料の重大な損傷を回避することができることを確認した。津波による起因事象をベースとした評価に用いたイベントツリーを図 4.3.1 に示す。

このことから、図 4.3.2 に示すとおり上述の組み合わせをクリフエッジとして特定した。

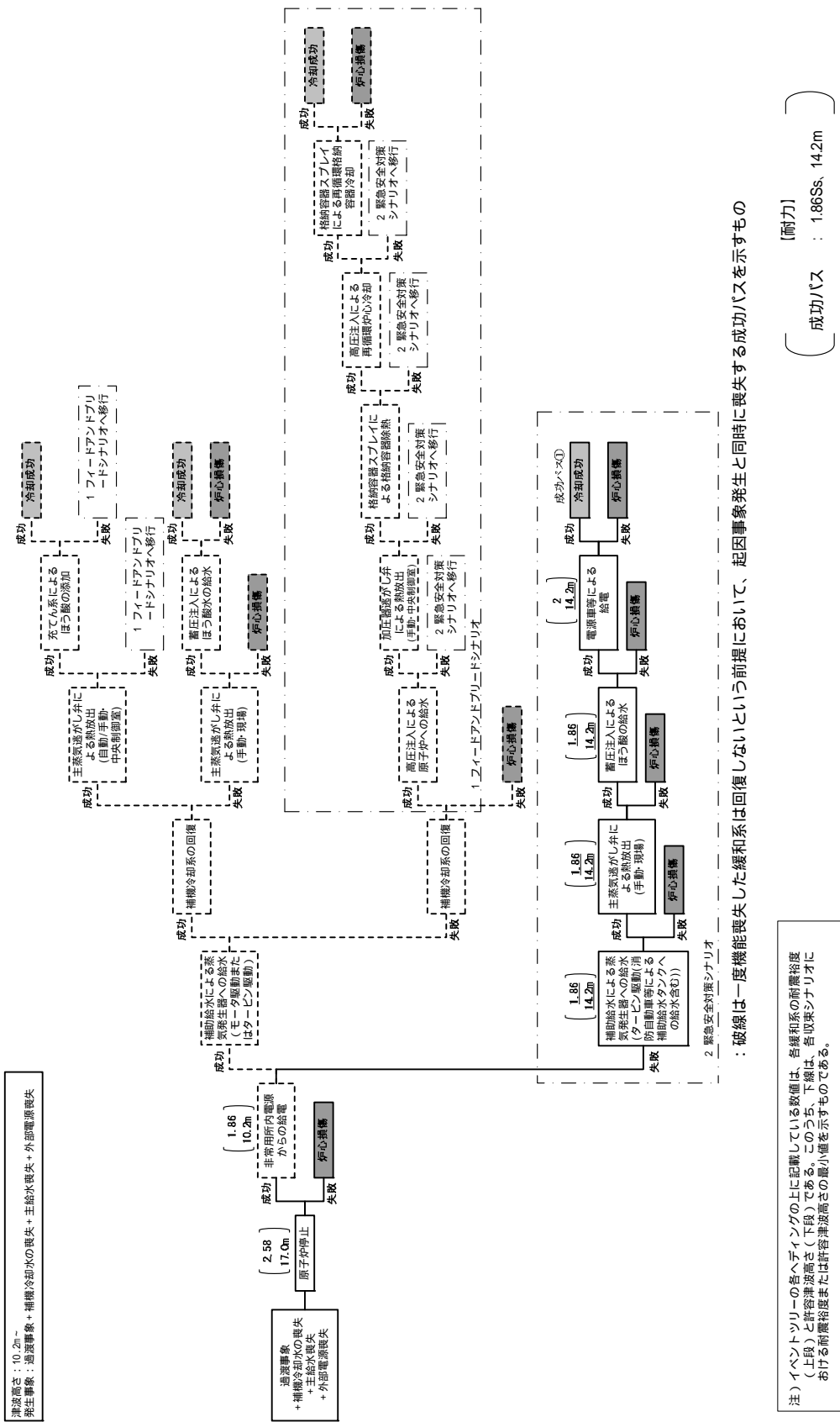


図4.3.1 地震と津波との重畳に関するイベントツリー (炉心にある燃料の損傷)  
 <津波による起回事象をベースとした評価>

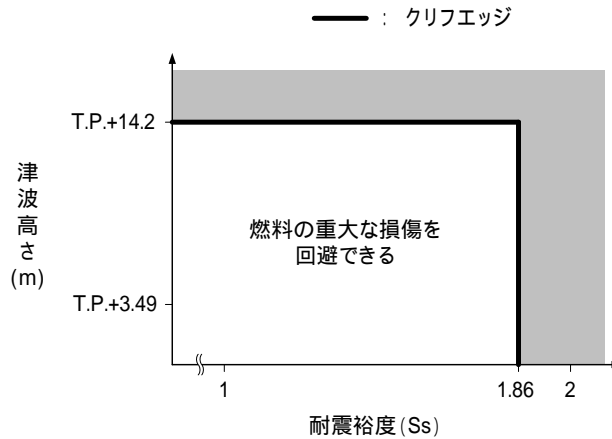


図4.3.2 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果（炉心）

#### 4.3.4 SFPにある燃料に対する評価結果

「4.1 地震」および「4.2 津波」の評価結果から、考慮すべき起因事象として、以下を対象とした。

##### a. 地震側の起因事象

- ・ 外部電源喪失
- ・ SFP冷却機能喪失
- ・ SFP損傷

##### b. 津波側の起因事象

- ・ CCW喪失 (T.P.+10.2m ~ +10.3m)
- ・ CCW喪失 + 外部電源喪失 (T.P.+10.3m ~ )

津波による起因事象をベースとした評価結果から、津波高さによらず、SFPの耐震裕度 2Ss までの地震に対しては、外部電源喪失等が発生したとしても、燃料の重大な損傷を回避することができることを確認した。

このことから、図4.3.3に示すとおり耐震裕度 2Ss (津波高さによらない) をクリフエッジとして特定した。

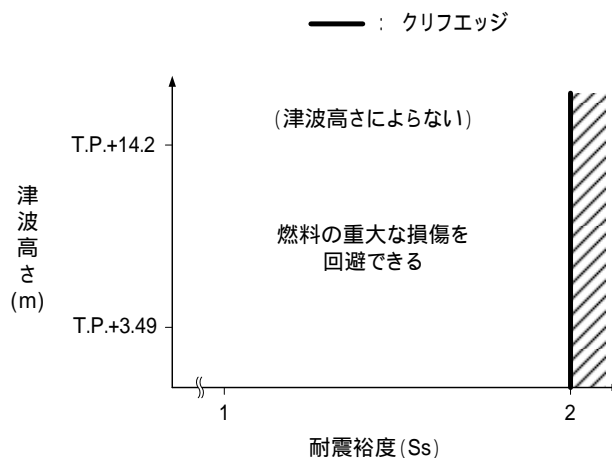


図4.3.3 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果（SFP）



#### 4.3.7 結論

地震と津波との重畳に対してクリフエッジを生じる起因事象は、炉心にある燃料に対しては、地震側の「外部電源喪失」および津波側の「過渡事象 + C C W喪失 + 主給水喪失 + 外部電源喪失」であり、S F Pにある燃料に対しては、地震側の「S F P損傷」である。

これらの事象におけるクリフエッジとしての耐震裕度と津波高さの組み合わせは、以下の通りである。

- (1) 炉心にある燃料に対するクリフエッジ
  - ・耐震裕度 1.86Ss / 津波高さ T.P.+14.2m
- (2) S F Pにある燃料に対するクリフエッジ
  - ・耐震裕度 2Ss (津波高さによらない)

よって、地震と津波との重畳に対するクリフエッジは、炉心にある燃料に関するクリフエッジが、S F Pにある燃料に関するクリフエッジよりも、小さいことから、図4.3.4に示すとおり、プラントとしてのクリフエッジは、炉心にある燃料に関するクリフエッジと同じであると特定された。

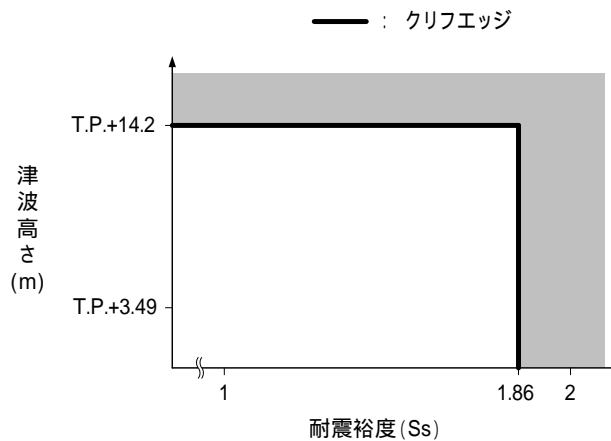


図4.3.4 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果  
(プラント全体)

## 4.4 全交流電源喪失

### 4.4.1 評価の概要

本事象は、原子炉の出力運転中または停止中に送電系統または所内主発電設備の故障等により、外部電源が全て喪失し、かつD / Gの起動失敗または運転継続失敗により所内の全ての交流電源が喪失することを想定する。

事象発生により、原子炉は制御棒の自重落下により自動停止するが、停止後も崩壊熱が発生するため、継続的に冷却する必要がある。炉心およびSFPにおける燃料の崩壊熱除去に必要な補機は交流電源を駆動源とするものがほとんどであり、これらの系統の機能停止もあわせて想定する。

本評価は、上記で想定した事象発生時における燃料の重大な損傷に至る過程を明らかにし、その過程の進展を踏まえて、事象の継続時間を評価することでクリフエッジを特定するとともに、事象進展を防止するための措置の効果を確認する。

### 4.4.2 評価方法

炉心にある燃料とSFPにある燃料を対象に、外部電源喪失から全交流電源喪失まで、および、全交流電源喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程を特定し、全交流電源喪失の継続時間およびクリフエッジの所在の特定、事象の過程の進展を防止する措置の効果の確認を行う。

### 4.4.3 評価結果

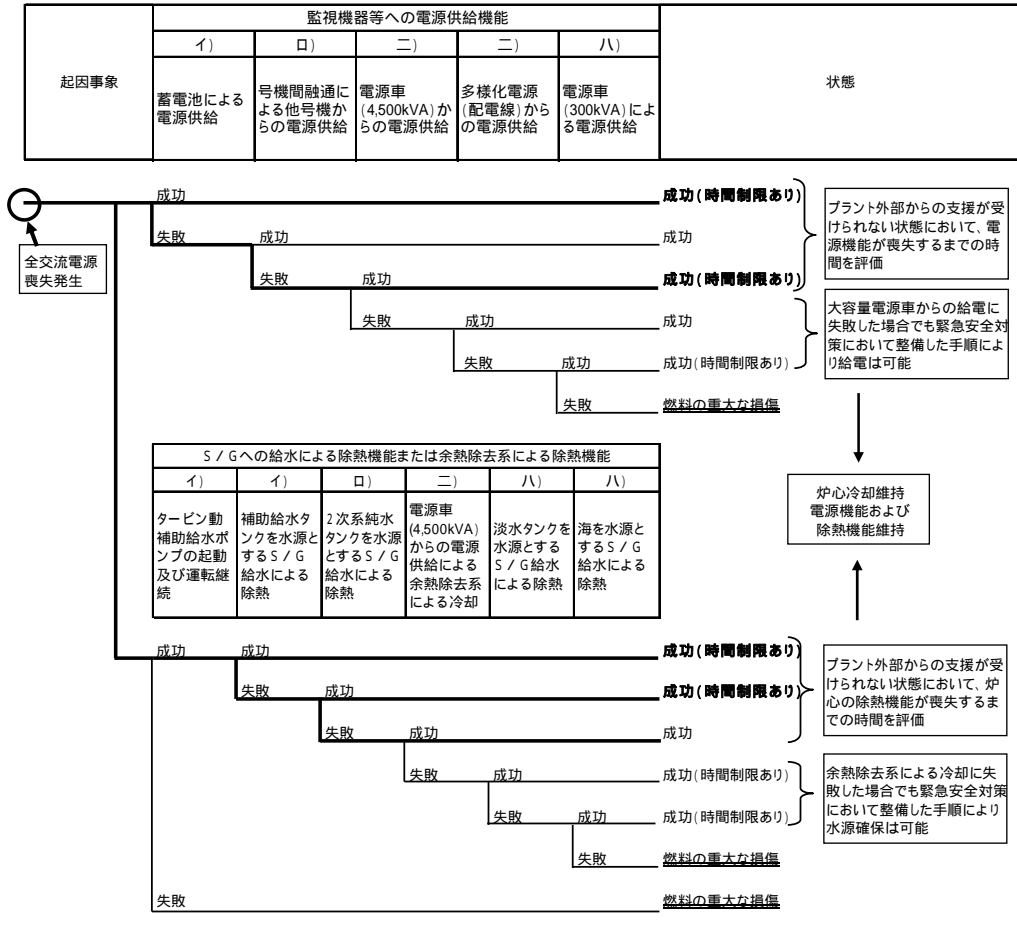
#### (1) 外部電源喪失から全交流電源喪失までの事象の過程の特定

外部電源喪失に至る事象の過程としては、500 k V送電線2回線と187 k V送電線4回線が同時に停電することにより発生する。さらに、2台設置したD / Gの起動失敗または運転継続失敗等が同時に発生することで、外部電源喪失から全交流電源喪失に至る。

#### (2) 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程の特定

炉心における全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程を抽出した結果をイベントツリーで図4.4.1に示す。

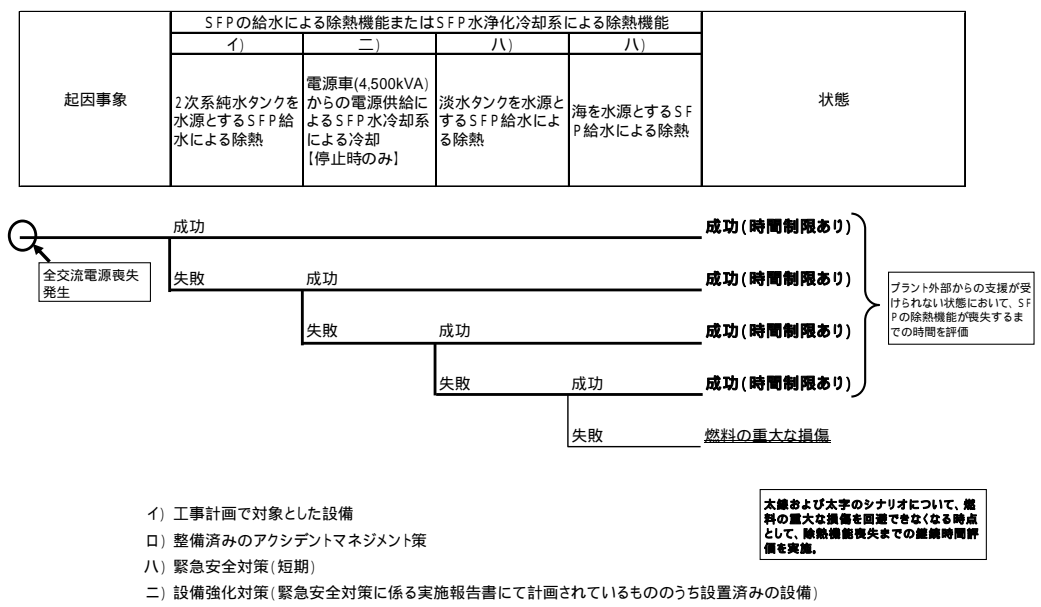
SFPについては、全交流電源喪失に伴い冷却機能が喪失するため、SFPへの給水を行うことにより燃料を継続して冷却する必要がある。SFPにおける全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程を抽出した結果をイベントツリーで図4.4.2に示す。



- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)

本値および太字のシナリオについて、燃料の重大な損傷を回避できなくなる時点として、除熱機能および電源機能喪失までの継続時間評価を実施。

図 4 . 4 . 1 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (炉心)



- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)

本値および太字のシナリオについて、燃料の重大な損傷を回避できなくなる時点として、除熱機能喪失までの継続時間評価を実施。

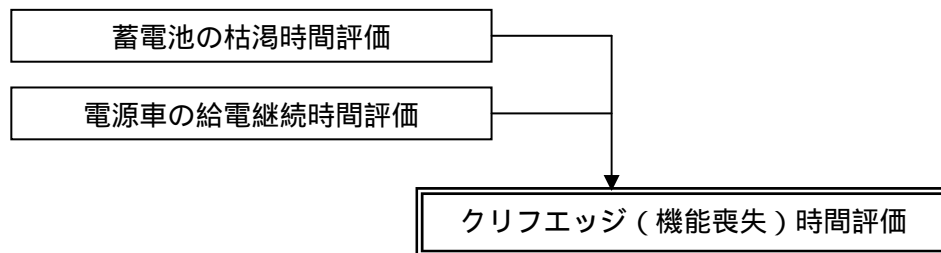
図 4 . 4 . 2 全交流電源喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程 (SFP)

なお、水源として使用するタンクについては、緊急安全対策策定時に他号機も含めた割り当てを設定しており、評価に用いる保有水量は、補助給水タンクについては保安規定記載値、その他のタンクについては運用水位とした。

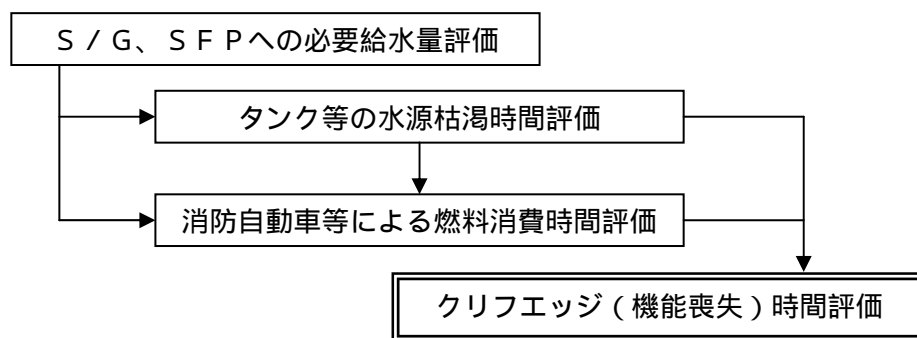
(3) 全交流電源喪失の継続時間およびクリフエッジの所在の特定

(2)の結果より、全交流電源喪失が発生した場合に、電源機能および除熱機能の継続可能時間の評価について、以下の a. および b. に示す通り実施した。また、継続時間評価のフロー図は以下のとおりである。

< 電源機能の継続時間評価 >



< 除熱機能の継続時間評価 >



a. 運転時の継続時間に係る評価およびクリフエッジの特定

(a) 電源機能継続に係る評価

電源車に用いる燃料（1, 2号機：軽油、3号機：重油）は発電所で共用として  
いることから、他号機については燃料消費上最も厳しい評価となるように、1、  
2、3号機とも運転時に全交流電源喪失が発生したと想定して評価を実施した。

発電所に備蓄してある燃料のうち、3号機電源車使用にあたって期待している  
量（360 k）を全て消費するまでの時間を評価すると、重油は約 10.7 日後に枯渇  
する。

(b) 除熱機能継続に係る評価

・ 炉心にある燃料に対する評価結果

運転時に全交流電源喪失が発生した場合、S / Gからの蒸気を駆動源とする  
タービン動補助給水ポンプが自動起動し、S / G 2次側への給水を行い、  
炉心の除熱を行う。

この水源としては、補助給水タンク、2次系純水タンク3号、淡水タンク  
の順に切り替え、最終的には消防自動車等を用いて海水を取水し、補助給水  
タンクまたは2次系純水タンク3号に補給することで、S / G 2次側への給

水を確保することが可能である。さらに、海水系統は健全であることから、大容量電源車により海水ポンプ等を起動することで、炉心の冷却を余熱除去系を用いた冷却に切り替えることが可能である。

・ S F Pにある燃料に対する評価結果

運転時に全交流電源喪失が発生した場合、S F Pの冷却機能が喪失し、使用済燃料の崩壊熱により、S F Pの水温が上昇することで水が蒸散していくため、他の水源から消防自動車等を用いて、S F Pへ水の補給を行う必要がある。

しかし、消防自動車等を用いて淡水もしくは海水を補給するには、消防自動車等の運転に必要な燃料（軽油およびガソリン）を補給する必要がある。発電所に備蓄してある軽油（20k）は他号機にも使用するため、燃料消費上最も厳しい評価となるように、1、2、3号機とも運転中に全交流電源喪失が発生し、外部からの支援が受けられないと仮定して、発電所に備蓄してある燃料を全て消費するまでの時間を評価すると、軽油が約8.2日後に枯渇することから、3号機における運転中のS F Pに関する除熱機能の継続可能時間は約8.2日間となる。

(c) クリフエッジ所在の特定

(a)電源機能および(b)除熱機能の継続時間評価より、運転時のクリフエッジは図4.4.3に示すとおりであり、炉心では電源機能の継続に必要な電源車の燃料である重油の枯渇が発生する全交流電源喪失発生から約10.7日後となり、S F Pでは除熱機能の継続に必要な消防自動車の燃料である軽油の枯渇が発生する全交流電源喪失発生から約8.2日後となる。

b. 停止時の継続時間に係る評価およびクリフエッジの特定

(a) 電源機能継続に係る評価

電源車の負荷は保守的に運転時と同様の消費があるとして評価し、停止中の電源機能の継続可能時間は約10.7日間となる。

(b) 除熱機能継続に係る評価

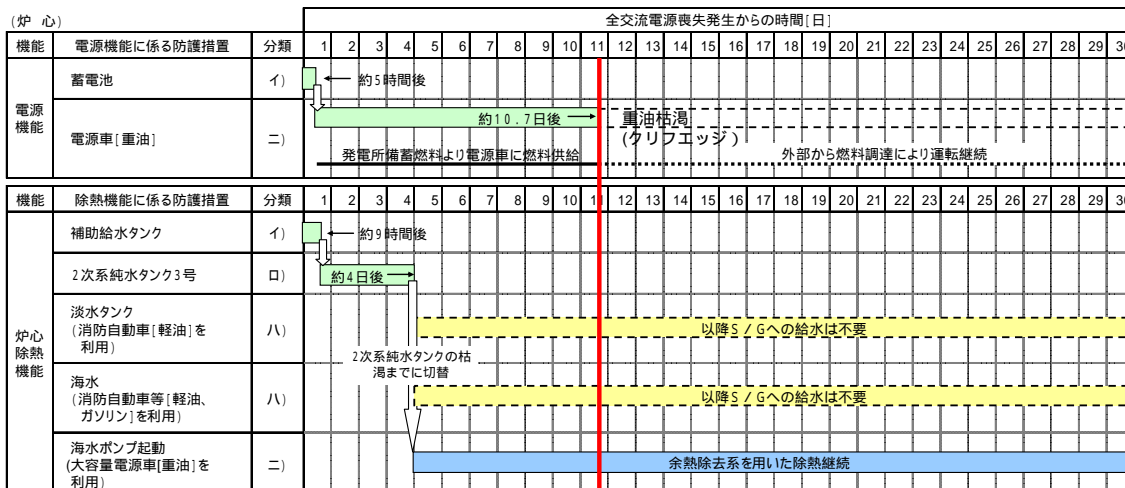
停止時には炉心の燃料はS F Pに取り出されているため、S F Pについてのみ評価を行った。

停止時に全交流電源喪失が発生した場合、他の水源から消防自動車等を用いて、S F Pへ水の補給を行う必要がある。

さらに、海水系統は健全であることから、大容量電源車により海水ポンプ等を起動することで、使用済燃料の冷却をS F P水浄化冷却系を用いた冷却に切り替えることが可能である。

(c) クリフエッジ所在の特定

(a)電源機能および(b)除熱機能の継続時間評価より、停止時のクリフエッジは、図4.4.4に示すとおり、S F Pで除熱機能の継続に必要なS F P水浄化冷却系に電源を供給する電源車の燃料である重油の枯渇が発生する全交流電源喪失から約10.7日後となる。



- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)



- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)

図4.4.3 運転時のクリフエッジ所在の特定結果



- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)

図4.4.4 停止時のクリフエッジ所在の特定結果

#### (4) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の確認

##### a. 緊急安全対策前のクリフエッジ

###### (a) 運転時

炉心のクリフエッジは蓄電池枯渇であり、継続時間は約 5 時間である。また、S F P のクリフエッジは保有水が温度上昇し、蒸散が顕著となる水温 100 付近に到達する時点であり、継続時間は約 22 時間であった。

###### (b) 停止時

S F P のクリフエッジは保有水が温度上昇し、蒸散が顕著となる水温 100 付近に到達する時点であり、継続時間は約 8 時間であった。

表 4 . 4 . 1 防護措置の効果

		緊急安全対策前	9月30日時点
3号機 運転時	炉心	約5時間後	約10.7日後
	S F P	約22時間後	約8.2日後
3号機 停止時	S F P	約8時間後	約10.7日後

さらに、このクリフエッジを防止する対策として、発電所への継続的な燃料輸送手段を確立しており、発電所の備蓄分が枯渇するまでに陸路による補給を行うこととしている。また、陸路による燃料補給が困難な場合を想定して、海路または空路による補給を行うことができる契約を結んでおり、継続して燃料を調達することが可能である。

また、設備強化対策として既に設置済みである、伊方発電所に隣接する変電所から構内まで敷設した配電線が使用可能な状態であれば、当該配電線を使用することで、安全系機器に電源を供給することができ、継続的に燃料の損傷に至る事象の進展を防止することが可能である。

#### 4.4.4 結論

緊急安全対策（短期）および設備強化対策により、燃料の重大な損傷に至る過程の進展を防止するための措置を講じた結果、全交流電源喪失が発生した場合に、発電所外部からの燃料補給がない場合でも炉心で約 10.7 日間、S F P で約 8.2 日間は除熱機能および電源機能を維持することができる。

また、クリフエッジを防止するための対策として、発電所の備蓄分が枯渇するまでに陸路、海路または空路による継続的な燃料補給を行うことで機能維持が可能である。

さらに、伊方発電所に隣接する変電所から構内まで敷設した配電線（設備強化対策として設置済み）を用いることによっても、燃料の重大な損傷に至る過程の進展を防止し、電源機能および除熱機能の維持が可能であることから、十分クリ

フエッジの発生を防止することが可能である。また、緊急安全対策（短期）において配備した 300 k V A の電源車 1 台を 1、2、3 号機共通の予備機として使用可能な運用としている。

なお、緊急安全対策（短期）において配備した電源車の燃料は全て軽油を使用しているため、所内に備蓄している軽油の枯渇発生が約 4.2 日後であったが、3 号機については重油を燃料とする電源車をすでに配備済みであり、電源車による軽油の消費が軽減されることから、全交流電源喪失時の重油の枯渇発生は約 10.7 日後、軽油の枯渇発生は約 8.2 日後となった。現時点でも電源機能および除熱機能の継続時間は向上しているが、平成 23 年 12 月上旬頃には 1、2 号機用の電源車についても重油を燃料とする電源車へと移行するとともに、平成 23 年 12 月中旬頃には 3 号機の電源車も燃料消費性能が向上した電源車へと移行することとしている。

これらの措置を講じることで軽油および重油の燃料消費が大幅に改善され、所内に備蓄している燃料のうち、軽油の枯渇発生が約 43 日後、重油の枯渇発生が約 17 日後となり、電源機能および除熱機能の継続時間が大幅に向上する見込みである。



## 4.5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失

### 4.5.1 評価の概要

本事象は、原子炉の出力運転中または停止中に、海水ポンプおよび循環水ポンプ等の故障により、常用および非常用の海水を取水するポンプ全てが機能喪失することにより、最終ヒートシンク機能が喪失することを想定する。

事象発生により、原子炉は制御棒の自重落下により停止するが、停止後も崩壊熱が発生するため、継続的に冷却する必要がある。通常、プラント停止における原子炉停止後の崩壊熱除去は、S / G 2 次側からの冷却後に余熱除去系、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系等により継続的に行う。また、S F P における使用済燃料の崩壊熱除去については、通常、S F P 水浄化冷却系、原子炉補機冷却水系および原子炉補機冷却海水系等により継続的に行う。

よって、炉心およびS F P における燃料の崩壊熱除去には最終ヒートシンクが必要となることから、これらのシステムの機能停止もあわせて想定する。

本評価は、上記で想定した事象発生時における燃料の重大な損傷に至る過程を明らかにし、その過程の進展を踏まえて、事象の継続時間を評価することでクリフエッジを特定するとともに、事象進展を防止するための措置の効果を確認する。

### 4.5.2 評価方法

炉心にある燃料とS F P にある燃料を対象に、最終ヒートシンク喪失時の事象の過程の特定、最終ヒートシンク喪失の継続時間およびクリフエッジの所在の特定、事象の過程の進展を防止する措置の効果の確認を行う。

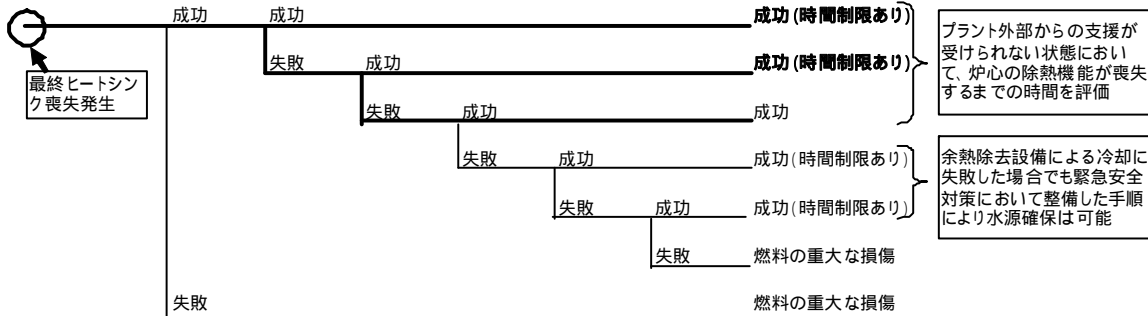
### 4.5.3 評価結果

#### (1) 最終ヒートシンク喪失時の事象の過程の特定

3号機の原子炉補機冷却海水系は、4台の海水ポンプから、独立した2系統の海水供給母管に接続される構成となっており、これら4台の海水ポンプおよび循環水ポンプ等の海水を取水するポンプ全てが運転不能となることで、最終ヒートシンク喪失に至る。

最終ヒートシンク喪失を起因事象として、炉心における最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程を抽出した結果をイベントツリーで図4.5.1に示す。

起因事象	S / Gへの給水による除熱機能または余熱除去系による除熱機能						状態
	イ)	イ)	ロ)	ニ)	ハ)	ハ)	
	タービン動 または電動 補助給水ボ ンプの起動 および運転 継続	補助給水タ ンクを水源 とするS / G 給水による 除熱	2次系純水 タンクを水 源とするS / G給水に よる除熱	海水取水用 水中ポンプ による余熱 除去系によ る冷却	淡水タンク を水源とす るS / G給 水による除 熱	海を水源と するS / G 給水による 除熱	



- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)

太線および太字のシナリオについて、燃料の重大な損傷を回避できなくなる時点として、除熱機能喪失までの継続時間評価を実施。

図4.5.1 最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程(炉心)

SFPについては、最終ヒートシンク喪失に伴い、冷却機能が喪失するため、SFPへの給水を行うことにより燃料を継続して冷却する必要がある。SFPにおける最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程を抽出した結果をイベントツリーで図4.5.2に示す。

起因事象	SFPの給水による除熱機能またはSFP水浄化冷却系による除熱機能				状態
	イ)	ニ)	ハ)	ハ)	
	2次系純水タンクを水源とするSFP給水による除熱	海水取水用水中ポンプによるSFP水浄化冷却系による冷却【停止時のみ】	淡水タンクを水源とするSFP給水による除熱	海を水源とするSFP給水による除熱	



- イ) 工事計画で対象とした設備
- ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策
- ハ) 緊急安全対策(短期)
- ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)

太線および太字のシナリオについて、燃料の重大な損傷を回避できなくなる時点として、除熱機能喪失までの継続時間評価を実施。

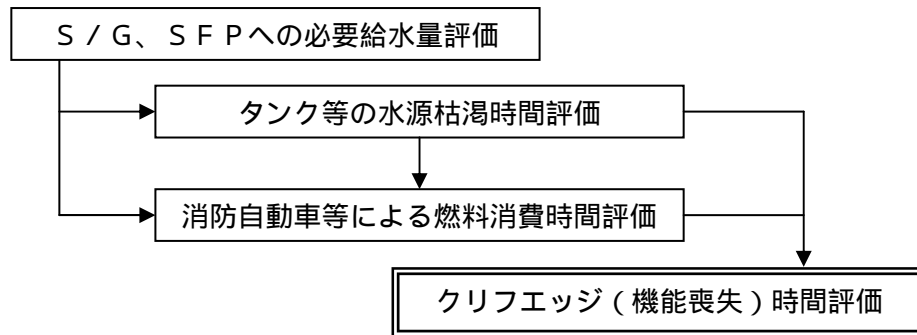
図4.5.2 最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷に至る事象の過程(SFP)

(2) 最終ヒートシンク喪失の継続時間およびクリフエッジ所在の特定

(1)の結果より、最終ヒートシンク喪失が発生した場合に、除熱機能が継続する必要があり、その継続可能時間の評価について、以下の a. および b. に示す通り実施した。

また、継続時間評価のフロー図は以下のとおりである。

< 除熱機能の継続時間評価 >



a. 運転時の継続時間に係る評価およびクリフエッジの特定

(a) 除熱機能継続に係る評価

・ 炉心にある燃料に対する評価結果

運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプが起動し、S/G 2次側への給水を行い、原子炉の冷却を行う。さらに、海水取水用水中ポンプを用いることで炉心の冷却を余熱除去系を用いた冷却に切り替えることが可能である。

2次系純水タンク3号の枯渇までに炉心の冷却を余熱除去系を用いた冷却に切り替えると想定して、各水源へ切り替えた場合の枯渇時間については、補助給水タンクでは約9時間、2次系純水タンク3号へ切り替えることで約4日間継続して給水が可能であり、以降除熱のためのS/Gへの給水は不要となる。

・ SFPにある燃料に対する評価結果

運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、SFPの冷却機能が喪失し、使用済燃料の崩壊熱により、SFPの水温が上昇することで水が蒸散していくため、他の水源から消防自動車等を用いて、SFPへ水の補給を行う必要がある。

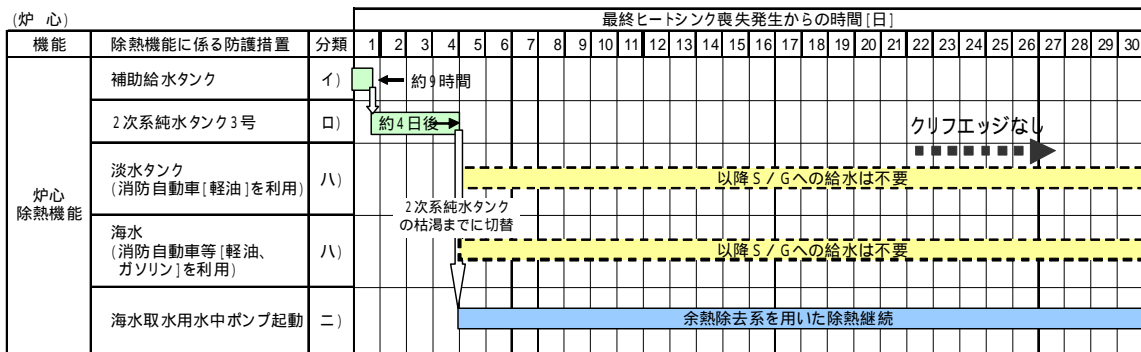
各水源へ切り替えた場合の枯渇時間については約28日間となり、最終的に海水に切り替えた場合、水源は無量大となる。

しかし、消防自動車等を用いて淡水もしくは海水を補給する場合は、消防自動車等の運転に必要な燃料（軽油およびガソリン）を補給する必要がある。発電所に備蓄してある軽油（20k）は他号機にも使用するため、1、2号機が停止中、3号機が運転中に最終ヒートシンク喪失が発生し、外部からの支援が受けられないと仮定して、淡水タンクの枯渇が発生し、海水を取水する際に使用する可搬型消防ポンプの燃料であるガソリンの消費が開始される時期が約28日後となることから、3号機における運転中のSFPに関する除熱機能の継続可能時間は約28

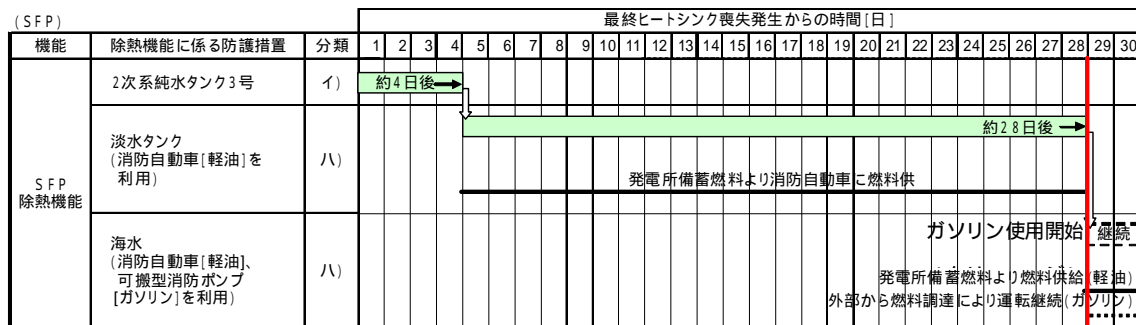
日間となる。

(b) クリフエッジ所在の特定

(a) 除熱機能の継続時間評価より、運転時のクリフエッジは、図4.5.3に示すとおり、炉心では存在せず、SFPで除熱機能の継続に必要な可搬型消防ポンプの燃料であるガソリンが使用開始となる最終ヒートシンク喪失発生から約28日後となる。



イ) 工事計画で対象とした設備  
 ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策  
 ハ) 緊急安全対策(短期)  
 ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)



イ) 工事計画で対象とした設備  
 ロ) 整備済みのアクシデントマネジメント策  
 ハ) 緊急安全対策(短期)  
 ニ) 設備強化対策(緊急安全対策に係る実施状況報告書にて計画されているものうち設置済みの設備)

図4.5.3 運転時のクリフエッジ所在の特定結果

b. 停止時の継続時間に係る評価およびクリフエッジの特定

(a) 除熱機能継続に係る評価

停止時には炉心の燃料はSFPに取り出されているため、SFPについてのみ評価を行った。

停止時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、他の水源から消防自動車等を用いて、SFPへ水の補給を行う必要がある。

さらに、海水取水用水中ポンプを用いることで、使用済燃料の冷却をSFP水浄化冷却系を用いた冷却に切り替えることが可能である。

(b) クリフエッジ所在の特定

(a) 除熱機能の継続時間評価より、停止時のクリフエッジは存在しない。

(3) 事象の過程の進展を防止する措置の効果の確認

a. 緊急安全対策前のクリフエッジ

(a) 運転時

炉心およびSFPのクリフエッジは2次系純水タンク3号の枯渇であり、継続時間は約4日間であった。

(b) 停止時

SFPのクリフエッジは2次系純水タンク3号の枯渇であり、継続時間は約6日間であった。

表4.5.1 防護措置の効果

		緊急安全対策前	9月30日時点
3号機 運転時	炉心	約4日後	なし
	SFP	約4日後	約28日後
3号機 停止時	SFP	約6日後	なし

さらに、このクリフエッジを防止する対策として、発電所への継続的な燃料輸送手段を確立しており、発電所の備蓄分が枯渇するまでに陸路による補給を行うこととしている。さらに、陸路による燃料補給が困難な場合を想定して、空路による補給を行うことができる契約を結んでおり、継続して燃料を調達することが可能である。

#### 4.5.4 結論

4.5.3 で示したとおり、緊急安全対策（短期）および設備強化対策により、燃料の重大な損傷に至る過程の進展を防止するための措置を講じた結果、最終ヒートシンク喪失が発生した場合に、発電所外部からの燃料補給がない場合でもSFPで約28日間、炉心においては継続的に除熱機能を維持することができる。

また、クリフエッジを防止するための対策として、発電所内に所有していないガソリンの消費が開始されるまでに陸路および空路による継続的な燃料補給を行うことで、機能維持が可能である。

## 4.6 その他のシビアアクシデント・マネジメント

### 4.6.1 評価の概要

その他のシビアアクシデント・マネジメントの評価においては、これまでに整備しているAM検討報告書およびAM整備報告書にてとりまとめた対策に加え、緊急安全対策およびシビアアクシデントへの対応に関する措置についてその効果を確認する。

### 4.6.2 事象進展シナリオの確認と防護措置の特定

#### (1) 発電所の系統構成およびその安全機能

プラントは、安全確保のため「多重防護」を基本的な考え方として、

- ・異常の発生防止
- ・異常の拡大および事故への進展の防止
- ・周辺への放射性物質の異常放出の防止

の観点から設計されている。

プラントの安全機能としては、「原子炉の停止機能」、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」が求められ、それぞれの機能は、多重性または多様性を確保した以下の各種機器、系統により達成される。

- ・原子炉の停止機能  
制御棒クラスタ、安全保護系等
- ・炉心冷却機能  
1次冷却系、高圧注入系、蓄圧注入系および低圧注入系からなるECCS、S/G、補助給水系、主蒸気系の安全弁等
- ・放射性物質の閉じ込め機能  
格納容器、格納容器スプレイ系等

さらにこれらの安全機能をサポートする系統として電源系、原子炉補機冷却水系、制御用空気系等を備えている。

#### (2) 防護措置の整備状況

##### a. AM検討報告書およびAM整備報告書において整備した防護措置

AM検討報告書およびAM整備報告書においてAM策として整備した防護措置は、プラントに深刻な影響を及ぼすと考えられる事態として

- ・炉心損傷（燃料の重大な損傷）
- ・格納容器機能喪失（放射性物質の大規模な放出）

を想定し、当該の事態に至る事象進展を整理することによりその要因を抽出し、事象の進展を防止するために使用できる措置をまとめることにより得たものである。要因の抽出にあたっては、内的事象PSAで想定した起因事象を対象に主要な事象進展を想定し、炉心損傷については7種のカテゴリー（ECCS注入機能喪失、ECCS再循環機能喪失、格納容器の除熱機能喪失、漏えい箇所の隔離機能喪失、2次系からの除熱機能喪失、安全機能のサポート機能喪失、原子炉停止機能喪失）、格納容器機能喪失については9種のカテゴリー（水蒸気爆

発、可燃性ガスの高濃度での燃焼、水蒸気（崩壊熱）による過圧、格納容器雰囲気直接加熱、格納容器への直接接触、コンクリート侵食、貫通部過温、格納容器隔離機能喪失、漏えい箇所の隔離機能喪失）に分類した。

b. 緊急安全対策

緊急安全対策としては、津波により 3 つの機能（全交流電源、海水冷却機能および S F P の冷却機能）を全て喪失したとしても、炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止することができるよう、次の対策を整備している。

- ・ 電源車等による電源応急復旧（電源車の配備）
- ・ 電源車等による電源応急復旧（外部電源の多様化）
- ・ S / G への給水確保
- ・ S F P への水補給
- ・ 代替海水供給

c. シビアアクシデントへの対応に関する措置

万一シビアアクシデントが発生した場合でも迅速に対応するため、次の対策を整備している。

- ・ 中央制御室の作業環境の確保
- ・ 緊急時における発電所構内通信手段の確保
- ・ 高線量対応防護服等の資機材の確保および放射線管理のための体制の整備
- ・ 水素爆発防止対策
- ・ がれき撤去用の重機の配備

(3) 事象進展シナリオの分析と防護措置の有効性

炉心損傷防止および格納容器機能喪失防止それぞれの事象進展について、イベントツリーを用いてシナリオを分析し、「(2) 防護措置の整備状況」でまとめた防護措置の有効性を確認した。イベントツリーの例を図 4 . 6 . 1 に示す。

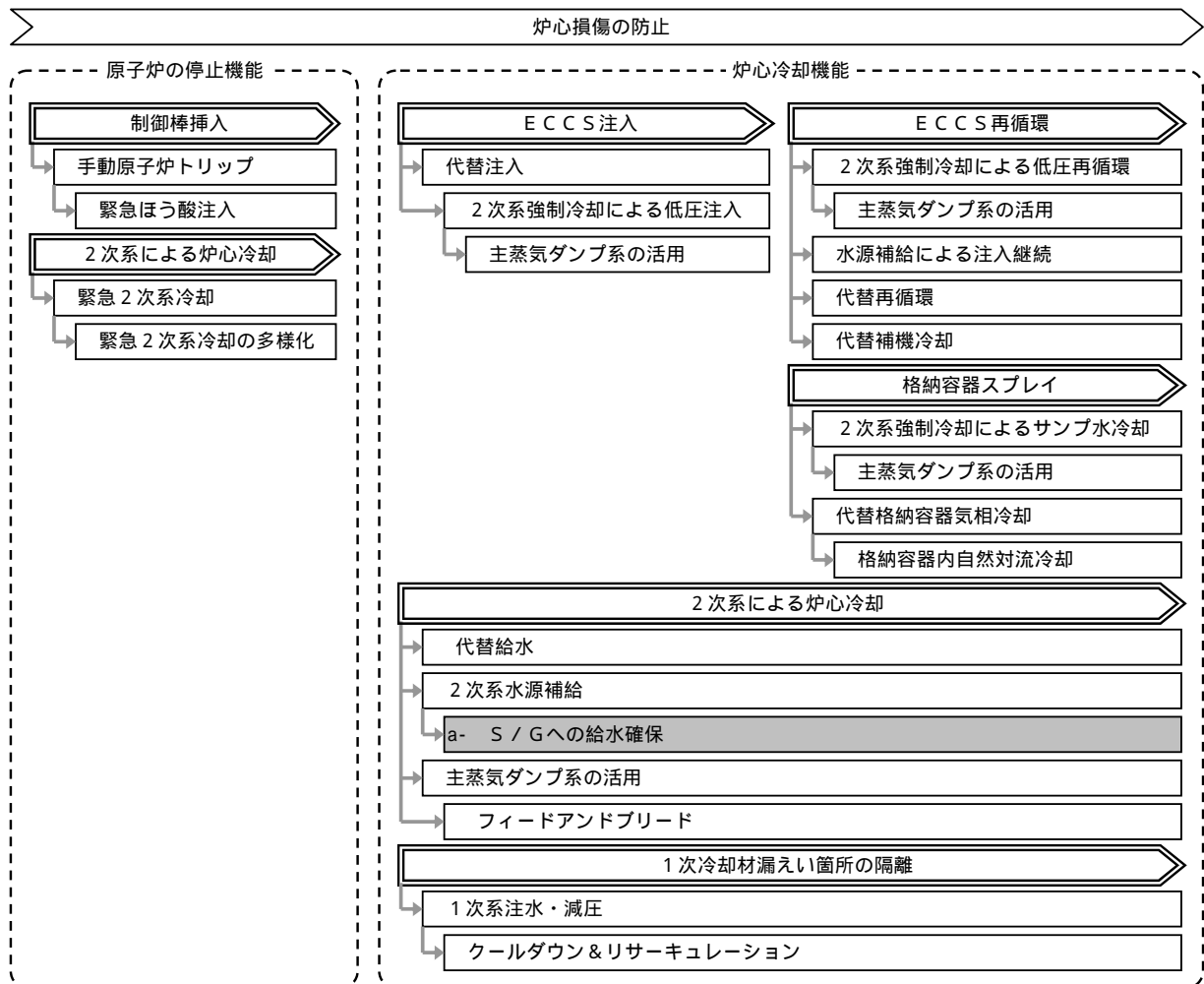
4.6.3 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

炉心損傷の防止および格納容器機能喪失の防止のそれぞれに対し、既存の安全機能と 4.6.2 で特定した防護措置の関係について整理し、防護措置の効果を多重防護の観点から評価した。評価結果を図 4 . 6 . 2 ~ 図 4 . 6 . 4 に示す。図中、防護措置は、2 重枠で示す既存の安全機能に対し、4.6.2 で確認した事象進展を踏まえて安全機能毎に矢印で結ぶ形で整理した。

4.6.2 で特定した防護措置は、既存の安全機能に対してそれぞれ整備されている。







網掛けは、緊急安全対策、シビアアクシデントへの対応に関する措置として東日本大震災後新たに整備したものの。

図4.6.2 既存の安全機能と防護措置の関係（炉心損傷の防止）

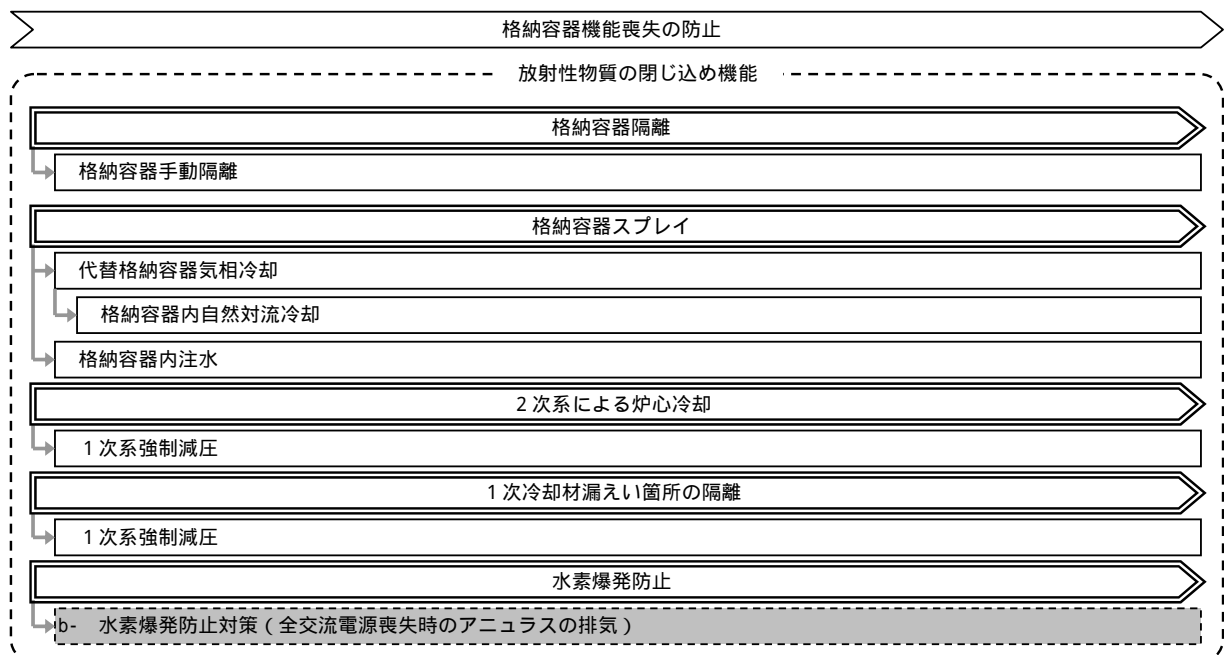


図4.6.3 既存の安全機能と防護措置の関係（格納容器機能喪失の防止）

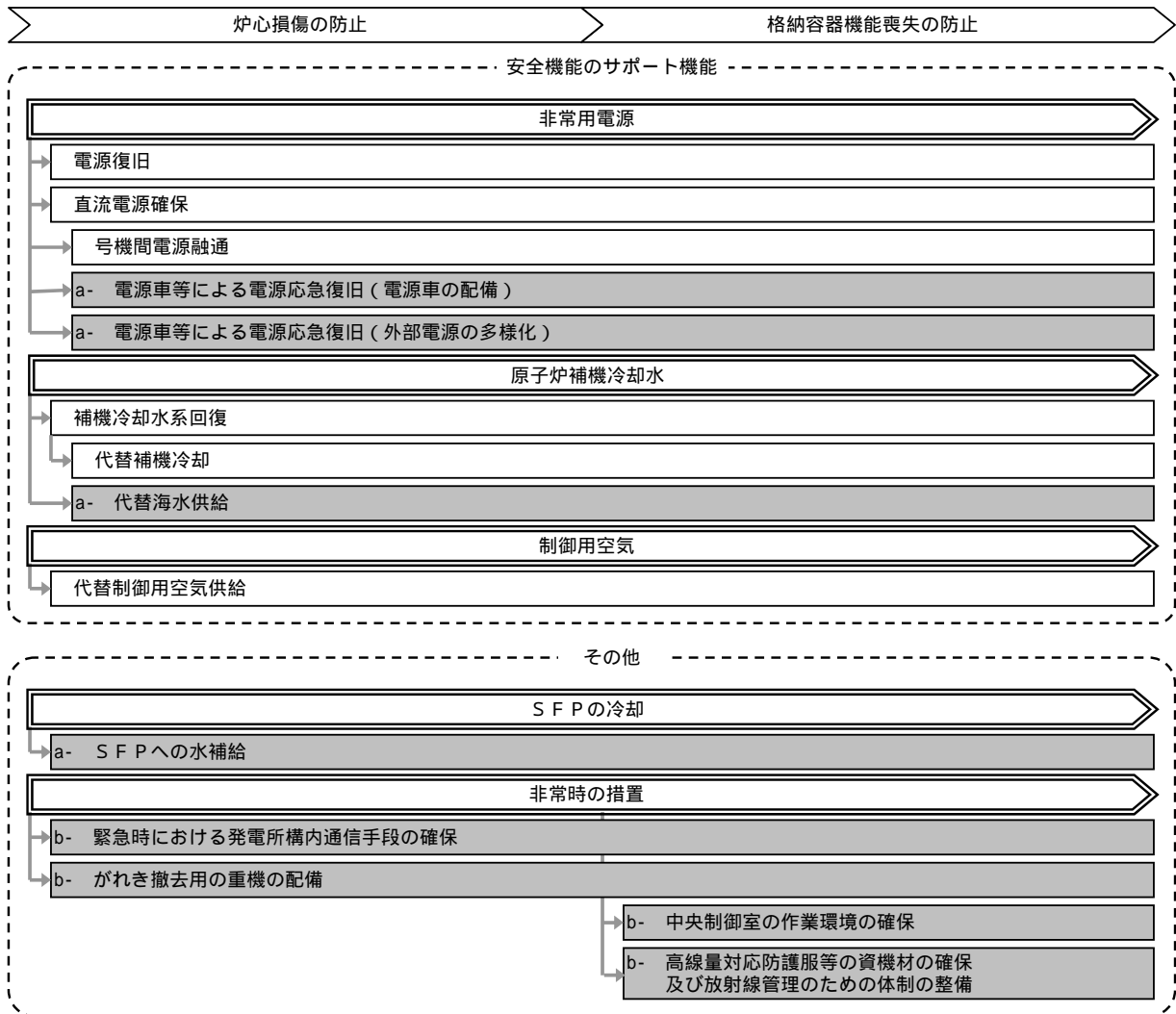


図 4 . 6 . 4 既存の安全機能と防護措置の関係（共通）

#### 4.6.4 結論

伊方発電所では、プラントの安全設計に加え、従来よりAM策を整備し、一層の安全性向上に努めてきた。また、今回、福島第一原子力発電所での事故を踏まえ、緊急安全対策とシビアアクシデントへの対応に関する措置を実施することにより、更に安全性の向上を図っている。

本評価では、AM検討報告書およびAM整備報告書等で報告した防護措置について、設備概要、組織体制、手順書等について現状を再確認するとともに、イベントツリーを用いたシナリオ分析を行い、その有効性を確認した。その結果、各種防護措置が多重防護の観点から有効に整備されていることを確認した。

なお、「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書」で報告した中長期設備強化対策として計画している諸策により、プラントは津波などの外部要因による浸水に対してより強固な設備となり、防護措置の信頼性向上に資することができる。

## 5. まとめ

今回、発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の一次評価として、伊方発電所第3号機を対象に、設計上の想定を超える自然事象として地震、津波およびその重畳、安全機能の喪失として全交流電源喪失および最終的な熱の逃し場の喪失を起因事象とした事故に対する頑健性に関して評価を行った。

本評価においては、安全設計上想定されている範囲を超えて、どの程度の安全裕度をプラントが有しているかを定量化するとともに、これらの起因事象について、事象が進展、急変し、燃料の重大な損傷に至る状態（クリフエッジ）を明らかにした。また、これらの起因事象によって燃料の重大な損傷に至る過程の進展を防止するための措置について、その他のシビアアクシデント・マネジメント対策も含めて、多重防護の観点からその効果を確認した。さらに、東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故に関するこれまでの知見を踏まえて実施した緊急安全対策によって、プラントの安全性が一層向上したことについても明らかにした。

今回の評価においては、緊急安全対策として手順等が整備されていない場合は事象の過程の進展を防止する措置として期待しないこと、また、燃料の重大な損傷に至る時点については、特定した必要な機能が喪失した時点とみなすなど、保守的な評価を行っている。

なお、評価にあたっては、伊方発電所第3号機において平成22年3月より装荷しているMOX燃料の特徴を考慮するとともに、プラントの機器・構造物等の経年劣化についても考慮している。

地震に対する評価の結果、炉心にある燃料に対しては、「外部電源喪失」を起因事象とするシナリオで、電源供給に必要な直流電源装置の耐震裕度が最小であり、クリフエッジは1.86Ssであることが特定された。また、SFPにある燃料に対しては、「SFP損傷」の耐震裕度である2Ssがクリフエッジであることが特定された。

本評価において、緊急安全対策の効果を確認したところ、炉心にある燃料に対するクリフエッジは変わらないが、非常用所内電源からの給電が失敗した場合において、電源車からの給電が可能になるパスが多重防護措置として有効となることが確認できた。さらに、SFPにある燃料に対しては、緊急安全対策前には、給水機能維持に必要な燃料取替用水タンクポンプに係るクリフエッジが1.85Ssであり、安全余裕が向上したことが確認できた。

なお、当社として安全評価の耐震裕度を向上させる検討を行っており、これにより安全裕度はさらに向上すると考えられる。

津波に対する評価の結果、炉心にある燃料に対しては、「過渡事象 + 補機冷却水の喪失 + 主給水喪失 + 外部電源喪失」を起因事象とするシナリオで、タービン動補助給水ポンプ等の機能が喪失する津波高さ T.P.+14.2m がクリフエッジであることが特定され、想定される津波高さ T.P.+3.49m を大きく上回ることを確認すること

ができた。また、SFPにある燃料に対しては、緊急安全対策として整備したSFPへの水の補給手段により、津波高さの影響を受けず、継続的にSFPの冷却が確保され、燃料の重大な損傷に至る事象は回避される。

よって、プラント全体としての津波に対するクリフエッジは、津波高さT.P.+14.2mであると特定された。

本評価において、緊急安全対策の効果を確認したところ、炉心にある燃料に対しては、緊急安全対策実施前においては、海水ポンプが機能喪失する津波高さT.P.+10.2mがクリフエッジとなっていたが、緊急安全対策で電源車等を配備し、プラント監視上必要な計器類等の電源を確保したことに加え、タービン動補助給水ポンプ、蓄電池等のS/Gの除熱に必要な安全上重要な機器が設置されているエリアの扉や壁貫通部にシール施工を実施したことにより、タービン動補助給水ポンプ等の許容津波高さが、T.P.+10.3mからT.P.+14.2mと大きくなっていることが確認できた。さらに、SFPにある燃料に対しては、緊急安全対策前には、外部電源が機能喪失するクリフエッジ(T.P.+10.3m)が存在していたが、緊急安全対策で消防自動車等による冷却水補給手段を確保したことで、クリフエッジが解消されたことを確認できた。

地震と津波との重畳に対する評価の結果、クリフエッジは耐震裕度と津波高さの組み合わせとして、以下の通りであることが確認できた。

- (1) 炉心にある燃料に対するクリフエッジ
  - ・耐震裕度 1.86Ss / 津波高さ T.P.+14.2m
- (2) SFPにある燃料に対するクリフエッジ
  - ・耐震裕度 2Ss (津波高さによらない)

よって、地震と津波との重畳に対するクリフエッジは、炉心にある燃料に関するクリフエッジが、SFPにある燃料に関するクリフエッジよりも小さいことから、プラントとしてのクリフエッジは、炉心にある燃料に関するクリフエッジと同じであると特定された。

全交流電源喪失が発生した場合、蓄電池から中央制御室等のプラント監視上必要な箇所に給電が開始され、約5時間は電源供給が可能である。蓄電池枯渇後の電源として、配備した電源車により、電源を供給することが可能であるが、継続的に電源を供給するためには、電源車の運転に必要な燃料(重油)を補給する必要があり、発電所に備蓄してある燃料を全て消費するまでの時間を評価すると、重油は約10.7日後に枯渇することから、電源機能の継続可能時間は約10.7日間となる。炉心にある燃料に対しては、タービン動補助給水ポンプが自動起動し、補助給水タンク等を水源としてS/G2次側への給水を行い炉心の除熱を行うことが可能であり、さらに、海水系統は健全であることから、大容量電源車により海水ポンプ等を起動することで、炉心の冷却を余熱除去系を用いた冷却に切り替えることが可能である。SFPにある燃料に対しては、消防自動車等を用いてSFPへ水の補給を行う必要

があり、水源としては2次系純水タンク3号、淡水タンクの順に切り替え、最終的には消防自動車等を用いて海水を取水し、SFPへの給水を確保することが可能である。しかし、消防自動車等の運転に必要な軽油が約8.2日後に枯渇することから、運転中のSFPに関するクリフエッジは約8.2日間となる。プラント停止時においては、海水系統は健全であることから、大容量電源車により海水ポンプ等を起動することで、使用済燃料の冷却をSFP水浄化冷却系を用いた冷却に切り替えることが可能であり、停止時のクリフエッジは、SFPで除熱機能の継続に必要なSFP水浄化冷却系に電源を供給する電源車の燃料である重油の枯渇が発生する全交流電源喪失から約10.7日後となる。

本評価において、緊急安全対策の効果を確認したところ、プラント運転時の炉心に対しては、緊急安全対策前のクリフエッジは蓄電池の枯渇する約5時間であり、SFPのクリフエッジは保有水が温度上昇し、蒸散が顕著となる水温100℃付近に到達する時点の約22時間であった。プラント停止時に対しては、SFPのクリフエッジは保有水が温度上昇し、蒸散が顕著となる水温100℃付近に到達する時点であり、約8時間であった。以上のことから、緊急安全対策により安全裕度が向上したことが確認できた。

また、クリフエッジを防止するための対策として、発電所の備蓄分が枯渇するまでに陸路、海路または空路による補給を行うことで機能維持が可能である。

さらに、伊方発電所に隣接する変電所から構内まで敷設した配電線（設備強化対策として設置済み）を用いることによっても、燃料の重大な損傷に至る過程の進展を防止し、電源機能および除熱機能の維持が可能であることから、十分クリフエッジの発生を防止することが可能である。

また、現時点でも電源機能または除熱機能の継続時間は向上しているが、平成23年12月上旬頃には、1、2号機用の電源車についても燃料が重油の電源車へと移行するとともに、平成23年12月中旬頃には3号機の電源車も燃料消費性能が向上した電源車へと移行することとしている。

最終ヒートシンク喪失が発生した場合、炉心については、タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによりS/G2次側へ給水を行うことで、S/Gを介して原子炉の冷却が行われる。当該ポンプの補助給水タンク等の水源が枯渇した場合でも、海水取水用水中ポンプを用いることで炉心の冷却を余熱除去系を用いた冷却に切り替えることが可能であり、以降除熱のためのS/Gへの給水は不要となる。SFPにある燃料については、水源としては2次系純水タンク3号、淡水タンクの順に切り替え、最終的には消防自動車等を用いて海水を取水し、継続的にSFPへの給水を確保することが可能である。各水源へ切り替えた場合の枯渇時間については約28日間であり、最終的に海水に切り替えた場合、水源は無量大となる。しかし、消防自動車等の運転に必要な燃料（軽油およびガソリン）を補給する必要があり、外部からの支援が受けられないと仮定して、発電所内に備蓄していないガソリンの消費が開始される時期が、約28日後となることから、3号機における運

転中のSFPに関する除熱機能の継続可能時間は約28日間となる。プラント停止時においては、2次系純水タンク3号等から継続的にSFPへの給水を確保することが可能で、さらに、海水取水用水中ポンプを用いることで、使用済燃料の冷却をSFP水浄化冷却系を用いた冷却に切り替えることが可能であり、以後除熱のための直接給水は不要となる。

本評価において、緊急安全対策の効果を確認したところ、プラント運転時の炉心およびSFPに対しては、緊急安全対策前のクリフエッジは2次系純水タンク3号の枯渇であり、継続時間は約4日間であった。プラント停止時に対しては、SFPのクリフエッジは2次系純水タンク3号の枯渇であり、継続時間は約6日間であった。以上のことから、緊急安全対策により安全裕度が向上したことが確認できた。

また、クリフエッジを防止するための対策として、発電所への継続的な燃料輸送を、発電所に所有していないガソリンの消費が開始されるまでに陸路および空路による補給を行うことで、機能維持が可能である。

AM検討報告書およびAM整備報告書で報告した防護措置について、設備概要、組織体制、手順書等について現状を再確認するとともに、イベントツリーを用いたシナリオ分析を行い、その有効性を確認した。また、防護措置を燃料の重大な損傷を防止するための措置および放射性物質の大規模な放出を防止するために閉じ込め機能の健全性を維持するための措置に再分類し整理した。その結果、AM検討報告書およびAM整備報告書で整備した対策は、各機能について多様性を持たせる形で整備されていること、緊急安全対策に係る対策では、炉心冷却機能としての2次系による炉心冷却、安全機能のサポート機能としての非常用電源および原子炉補機冷却水について、一層の強化がなされていること、シビアアクシデントへの対応に関する措置に係る対策では、特にサポート機能の信頼性向上に対して強化がなされていることより、各種防護措置が多重防護の観点から有効に整備されていることを確認した。

当社としては、これらの評価を実施した結果、伊方発電所第3号機の安全上重要な施設・機器等が十分な安全裕度を有していることを示すことができたものと考えている。

福島第一原子力発電所の事故については、現在国をはじめとする各機関による調査が進められている。事故の状況についての解明が進み、新たな知見等が得られれば伊方発電所においても適時適切に対応することにより、さらなる安全運転の向上を目指してまいりたい。