

東京電力株式会社福島第一原子力発電所における
事故を踏まえた玄海原子力発電所4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）

平成24年5月
九州電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 玄海原子力発電所の概要	2
2. 1 発電所の配置	2
2. 2 主要な設備概要	3
3. 総合評価（一次評価）の手法	5
3. 1 評価対象時点	5
3. 2 評価項目	5
3. 3 評価の進め方	5
4. 多重防護の強化策	7
4. 1 緊急安全対策	7
4. 2 防護措置の実施に係る組織等の状況確認	9
4. 3 シビアアクシデントへの対応に関する措置	10
5. 個別評価項目に対する評価方法及び評価結果	17
5. 1 地震	17
5. 2 津波	32
5. 3 地震と津波の重畳	44
5. 4 全交流電源喪失	52
5. 5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失	67
5. 6 その他のシビアアクシデント・マネジメント	78
6. まとめ	141

添付資料

参考資料

1. はじめに

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・07・20 原院第1号）（以下、「指示文書」という。）が発出され、既設の発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して、総合的に評価を行うよう要請された。

本報告書は、指示文書に基づき、当社原子力発電所の安全性に関する総合評価のうち、玄海原子力発電所4号機の一次評価について、その結果を取りまとめたものである。

2. 玄海原子力発電所の概要

玄海原子力発電所は、1号機については、昭和50年10月に営業運転を開始し（原子炉設置許可：昭和45年12月、初臨界：昭和50年1月）、2号機については、昭和56年3月に営業運転を開始した（原子炉設置変更許可：昭和51年1月、初臨界：昭和55年5月）。

また、3号機については、平成6年3月に営業運転を開始し（原子炉設置変更許可：昭和59年10月、初臨界：平成5年5月）、4号機については、平成9年7月に営業運転を開始した（原子炉設置変更許可：昭和59年10月、初臨界：平成8年10月）。これら4基の合計の電気出力（定格）は3,478MWである。

原子炉の型式はいずれも加圧水型原子炉で、1、2号機は1次冷却材ポンプ2台と蒸気発生器を2基ずつ有する2ループを採用し、3、4号機は1次冷却材ポンプ4台と蒸気発生器を4基ずつ有する4ループを採用している。燃料には1号機、2号機及び4号機が濃縮ウランを使用し、3号機が濃縮ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物を使用している。1次冷却材には水（軽水）を使用している。

2. 1 発電所の配置

玄海原子力発電所は、佐賀県東松浦郡玄海町に立地しており、敷地面積は、約87万 m^2 である。西は玄海灘に面し、遠くは壱岐・対馬を望むことができる。原子炉施設の中心から敷地境界までの最短距離は約640mである。発電所全体配置図を図2-1に示す。



図2-1 発電所全体配置図

2. 2 主要な設備概要

玄海原子力発電所4号機の主要な設備としては、原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、加圧器等からなる1次冷却設備、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系からなる非常用炉心冷却設備、化学体積制御設備、原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備、プレストレストコンクリート製の原子炉格納容器などがある。玄海原子力発電所4号機の主要な設備（仕様）を表2-1に、系統概要図を図2-2に示す。

表2-1 玄海原子力発電所4号機の主要な設備（仕様）

原子炉熱出力		約3,423MW
電気出力		約1,180MW
原子炉	燃料集合体	193体
	炉心全ウラン量	約89トン
	制御棒クラスタ	53体
原子炉容器	高さ	約12.9m
	内径	約4.39m
原子炉格納容器	高さ	約65m
	内径	約43m
非常用炉心冷却設備	蓄圧注入系	蓄圧タンク（4基）
	高圧注入系	高圧注入ポンプ（2台） 燃料取替用水ピット（1基）
	低圧注入系	余熱除去ポンプ（2台）
化学体積制御設備		充てんポンプ（3台） ほう酸タンク（2基） ほう酸ポンプ（2台）
原子炉補機冷却水設備		原子炉補機冷却水ポンプ（4台） 原子炉補機冷却水冷却器（2基）
原子炉補機冷却海水設備		海水ポンプ（4台）
非常用ディーゼル発電機		2台
補助給水ポンプ		電動（2台）、タービン動（1台）
使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力		1,504体 （内560体は1,2,4号機共用）

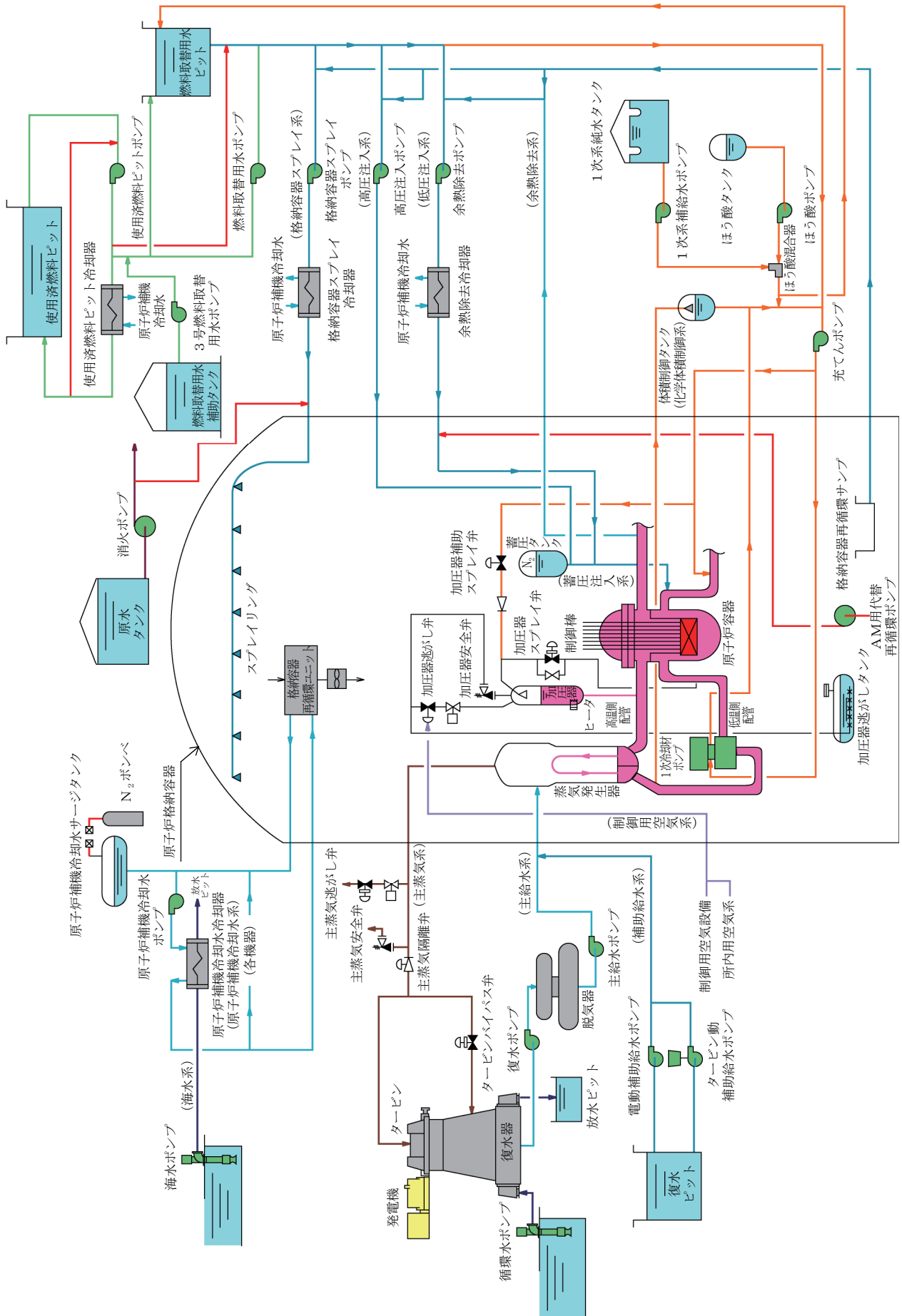


図 2 - 2 玄海原子力発電所 4 号機系統概要図

3. 総合評価（一次評価）の手法

3. 1 評価対象時点

玄海原子力発電所4号機における総合評価（一次評価）は、平成24年5月1日時点における施設と管理状態を対象とする。

3. 2 評価項目

評価項目は、指示文書に基づき、自然現象として、地震、津波及び地震と津波の重畳、また、安全機能の喪失として、全交流電源喪失及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項目とする。

【個別評価項目】

- ・地震
- ・津波
- ・地震と津波の重畳
- ・全交流電源喪失
- ・最終的な熱の逃し場(最終ヒートシンク)の喪失
- ・その他のシビアアクシデント・マネジメント

3. 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、許容値等に対し、どの程度の裕度を有するかという観点から行う。なお、許容値が最終的な耐力に比して余裕をもって設定されている場合については、必要に応じ、技術的に説明可能な範囲においてその余裕を考慮した値を用いることとする。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取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。

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、それぞれの有効性及び限界を示す。

評価に当たって、3. 2項の各個別評価項目に対する共通的な前提条件及び留意点については、以下のとおりとする。

- (1) 評価においては、東京電力株式会社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効果を評価・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効果についても参考としてまとめる。
- (2) 当社は、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（J E A C 4 1 1 1－2 0 0 9）」に基づき品質マネジメントシステム（以下、「QMS」という。）を構築するとともに、この考え方を「玄海原子力発電所原子炉施設保安規定」にも明確に位置づけ、当社の保安活動全てをQMSに従い実

施している。指示文書への対応においても、QMSに従い総合的評価を実施するとともに、評価の過程で実施したメーカーへの解析業務の委託に当たっては、「原子力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（JANTIGQA-01-第1版 平成22年12月）」の内容を反映した「設計・調達管理基準」に基づき、適切な調達管理を実施する。

- (3) 原子炉及び使用済燃料ピットが同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価に当たっては、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。
- (4) 原子力発電所は、経年変化等の知見を踏まえた保全計画に基づく点検や部品交換、補修等の保守管理が継続的に行われており、経年変化事象による機器等の機能への影響は小さいものと考えているが、一部の経年変化が機器等に生じる応力を増加させる可能性があるため、「地震」に係る評価においては、経年変化を考慮する。

一方、「津波」に係る評価においては、浸水等による機器等の機能喪失の有無による評価を行うため強度的な評価を伴わないことから、経年変化の影響は評価結果に影響を及ぼさない。また、それ以外の「全交流電源喪失」等に係る評価においても、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眼した評価を行うことから、経年変化の影響は評価結果に影響を及ぼさない。

以上のことから、「地震」に係る評価において経年変化を検討の対象とする。

4. 多重防護の強化策

4. 1 緊急安全対策

原子力発電所は、多重防護の考え方に基づき安全を確保する設計としている。しかしながら、福島第一原子力発電所事故では、想定を超える津波により安全機能の広範な喪失が短時間に生じ、多重防護の各層が次々と破られたため、炉心の損傷に至る結果となった。

このため、平成23年3月30日付け経済産業大臣指示文書「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、使用済燃料ピットの冷却機能）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・整備してきた。以下に、平成23年4月26日に「原子力発電所における緊急安全対策について(実施状況報告の補正)」(以下、「緊急安全対策に係る実施状況報告書」という。)で報告し、これまでに整備した緊急安全対策を示す。また、緊急安全対策の概要を図4-1に示す。

(1) 緊急安全対策（短期）

① 緊急時の電源確保

全交流電源喪失後、蓄電池設備から中央制御室等のプラント監視上必要な場所への給電は限られた時間しか期待できないため、早期に高圧発電機車から計装用電源及び直流電源等へ電気を供給することにより、運転監視等の機能を維持する必要がある。

そのため、全交流電源喪失時における蒸気発生器による1次冷却系の除熱及びプラント監視機能を維持するために必要な電源容量を検討するとともに、その容量を満足する高圧発電機車を手配し配備した。

なお、高圧発電機車及び資機材の保管場所は、津波の影響を受けない高台にするとともに、法面近傍から離れた場所とした。

これにより、全交流電源喪失後も、運転監視等の機能を維持することが可能となった。

② 緊急時の最終的な除熱機能の確保

タービン動補助給水ポンプによる冷却を継続するための給水については、復水ピット及び2次系純水タンク内の水による供給が一定期間は可能であるが、事態が長期に亘る場合には、原水タンク等、他の水源から仮設ポンプ等により必要な水の確保を行う必要がある。そのため、必要な仮設ポンプ及びホースを配備した。

なお、資機材の保管場所は、津波の影響を受けない高台にするとともに、法面近傍から離れた場所とした。

これにより、事態が長期に亘る場合においても、蒸気発生器による1次冷却系の除熱機能を確保することが可能となった。

- ③ 緊急時の使用済燃料ピットの冷却確保
- 使用済燃料ピットの冷却機能が喪失することによるピット水温の上昇と、それに伴うピット水量の減少を補うため、仮設ポンプ等によりピットへの水の補給を行う必要がある。
- 使用済燃料ピットの冷却機能が停止し、冷却が必要となった場合でも、2次系純水タンクと使用済燃料ピットとの水頭差により使用済燃料ピットへの水の補給を行うことが可能である。
- また、恒設設備による補給ができない場合に備え、原水タンク等から使用済燃料ピットへ補給を行う仮設ポンプ等を配備した。
- なお、資機材の保管場所は、津波の影響を受けない高台にするとともに、法面近傍から離れた場所とした。
- これにより、緊急時においても使用済燃料ピットの冷却を確保することが可能となった。

- ④ 原子力発電所における構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施
- 津波等に係る安全強化対策として、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、搬入口の浸水防止措置を実施する必要がある。
- そのため、非常用ディーゼル発電機、タービン動補給水ポンプ、安全補機開閉器及び蓄電池設備等の蒸気発生器による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建屋入口扉、搬入口の浸水防止措置を実施した。

(2) 緊急安全対策（中長期）

(1)に加え、設備の恒設化や冗長性の確保、設備強化対策を合わせて実施し、炉心の損傷防止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。以下に計画（一部実施済みを含む。）している設備強化対策の概要を示す。また、緊急安全対策を用いて原子炉と使用済燃料ピットを継続的に冷却するためのシナリオを図4-2に示す。

- ① 緊急時の電源確保
- 非常用ディーゼル発電機の代替として、移動式大容量発電機の配備を行うこととしており、平成24年4月に配備済である。
- 更に将来的には、定期検査時等に現状の非常用ディーゼル発電機を待機除外にしても、非常用発電設備が2台動作可能であることを担保できるよう非常用発電機の配備も行う。
- ② 緊急時の最終的な除熱機能の確保
- 原子炉を低温停止状態まで冷却するために、蒸気発生器2次側へ直接給水できる仮設ポンプ等の追加配備を実施した。また、補助給水系統の代替水源となる2次系純水タンク等の津波等に対する補強を実施し、信頼性の向上を図る。
- また、予備品として、海水ポンプのモータ及びポンプを確保することとしており、海水ポンプ用モータについては、平成24年3月に配備済である。

- ③ 緊急時の使用済燃料ピットの冷却確保
使用済燃料ピットへの代替水源となる２次系純水タンク等の津波等に対する補強を実施し、信頼性の向上を図る。
- ④ 原子力発電所における構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施
海水ポンプエリア並びに非常用ディーゼル発電機、タービン動補助給水ポンプ及び安全補機開閉器等の安全上重要な機器が設置されているエリアの浸水対策の強化を実施する。
なお、タービン動補助給水ポンプが設置されているエリアの浸水対策については、平成２４年１月に実施済である。
また、海水ポンプエリアの浸水対策の強化を行うため、ポンプ軸受の無給水化による防護壁設置スペースの確保を図る。なお、軸受の無給水化による再起動の信頼性向上を図る。

4. 2 防護措置の実施に係る組織等の状況確認

(1) 組織、実施体制、連絡通報体制

防護措置の実施に係る組織・体制については、「玄海原子力発電所非常事態対策基準」を制定しており、電源供給を行うための活動、蒸気発生器への給水を行うための活動及び使用済燃料ピットへの給水を行うための活動を実行するための体制、役割分担、要員配置、訓練、資機材等について定めている。なお、非常事態時の体制を図４－３に示す。

(2) 手順書

防護措置の実施に係る手順は、「全交流電源喪失時における高圧発電機車による給電手順書」、「全交流電源喪失時における冷却用水源の確保手順書」及び「全交流電源喪失時における蒸気発生器２次側への冷却用水源の確保手順書」に具体的に定めている。

なお、移動式大容量発電機の配備に伴い「全交流電源喪失時における移動式大容量発電機による給電手順書」を整備した。

これら手順書は、防護措置の実施に必要な資機材の追加・変更、または実施手順の追加・変更等の都度、適切に改正している。

(3) 教育・訓練の状況

防護措置の実施に係る教育・訓練は、「玄海原子力発電所教育訓練基準」、「保守第二課教育訓練要領」及び「発電第二課教育訓練要領」に実施項目、対象者、頻度等を定めている。

(1)、(2)の基準及び手順書の制定に当たっては、電源供給を行うための活動、蒸気発生器への給水を行うための活動及び使用済燃料ピットへの給水を行うための活動に関する全ての方法について、夜間や照明が使えない等で視界が悪い場合も含めた訓練を実施し、改善点を抽出し、フィードバックを行った。また、実施手順の追加・変更等を踏まえて関係規定類を改正する際にも、当該の訓練を実施した上で、改善点を抽出し、改正している。緊急安全対策に対する訓練を表４－１に示す。

また、「発電第二課教育訓練要領」を改正し、これまでも継続的に実施し

ている運転シミュレータによる地震対応訓練において、交流電源を供給する全ての設備の機能、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能及び使用済燃料ピットを冷却する全ての設備の機能の喪失を想定した教育・訓練を行うことを定めている。

4. 3 シビアアクシデントへの対応に関する措置

平成23年6月7日付け経済産業大臣指示文書「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）」を受け、平成23年6月14日に、その実施状況を報告した。以下にその概要を示す。

(1) 中央制御室の作業環境の確保

緊急時において、放射線防護等により中央制御室の作業環境を確保するため、全交流電源喪失時においても中央制御室の非常用換気空調系設備(再循環系)を運転可能とする必要があり、対応策については、次のとおりである。

中央制御室の空調は、通常運転時には、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンにより、中央制御室の空気を循環しつつ、外気の一部取入れと屋外への放出により行っている。1次冷却材喪失事故時や中央制御室にて高放射線が検知された場合には、中央制御室換気系隔離信号が発信し、中央制御室非常用循環ファンが自動起動するとともに、外気取入れ口及び放出口が空気駆動のダンパにより遮断されることにより閉回路循環運転に切り替わる。

また、循環空気の一部をよう素除去フィルタが装着された中央制御室非常用循環フィルタユニットへ通すことにより中央制御室内の空気を浄化する。

全交流電源喪失時において、中央制御室の作業環境を確保するために、中央制御室非常用空調設備(中央制御室空調ファン、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室循環ファン)を運転する。なお、中央制御室非常用空調設備を運転するために必要な電源は、既に配備済みの高圧発電機車が十分な供給容量を有していることから、供給可能である。

(2) 緊急時における発電所構内通信手段の確保

全交流電源喪失時における確実な発電所構内の通信手段及び照明を確保する必要があり、対応策については以下のとおりである。

① 通信装置の配備

発電所構内での通信手段としては、緊急安全対策において浸水防止措置を施した原子炉補助建屋等にページング設備を配備しており、全交流電源喪失が発生した場合でも各設備が有している蓄電池設備等により一定期間の通信機能の確保は可能である。

長期間の通信を確保するために必要な電源は、既に配備済みの高圧発電機車が十分な供給容量を有していることから、供給可能である。

また、携帯型有線通話装置(乾電池式)を用いることにより、緊急安全

対策で操作する安全上重要な機器があるエリアにおいては、通話が可能である。

② 照明の確保

中央制御室の照明については、非常用照明を設置しており、全交流電源喪失が発生した場合でも蓄電池設備により一定期間の確保は可能である。

長期間の照明を確保するために必要な電源は、既に配備済みの高圧発電機車が十分な供給容量を有していることから、供給可能である。

発電所構内での照明については、非常用照明を設置しており、全交流電源喪失が発生した場合でも蓄電池設備により一定期間の確保は可能である。

また、長期間の全交流電源喪失時には、従来から配備している可搬型照明により、作業等に必要な照明の確保が可能である。

(3) 高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備

個人線量計や防護マスクなどの資機材が不足し、安定化作業に従事する作業員個人毎に線量計や防保護具などが確保できず、適切な放射線管理ができない事態に備え、高線量作業環境下での遮へい機能を有する防護服(以下、「高線量対応防護服」という。)を常備し、必要な数の個人線量計、防護マスク等の資機材を確保できるようにしておくとともに、緊急時に放射線管理のための要員を拡充できる体制を整備しておくことが必要であり、対応策については以下のとおりである。

① 高線量対応防護服の配備

従来から、高線量対応防護服(鉛入り)を玄海原子力発電所に14着配備していたが、緊急時における作業員の放射線防護をより確実なものとするため、高線量対応防護服(タングステン入り)を玄海原子力発電所に20着追加配備した。

② 原子力事業者間での相互融通の確立

高線量対応防護服、個人線量計及び全面マスクといった、現在、提供資機材リストに定められていない資機材についても、必要に応じ原子力事業者間で相互に融通し合うことを「経済産業大臣からの指示文書を踏まえた高線量対応防護服等の資機材に関する取扱いについて」(協定に準ずる文書による申し合わせ)により確立している。

③ 緊急時の放射線管理要員の拡充

緊急時に放射線管理を行う要員については、本店や他の原子力発電所から応援できるように定めており、更に、放射線管理係以外の要員に対しても放射線防護に関する知識や測定機器及びその取扱方法等について教育を実施しているため、緊急時に放射線管理要員の放射線測定、データ入力等業務の助勢を行うことが可能である。これらの助勢を行う仕組みは従来から整備済みである。

(4) 水素爆発防止対策

水素の爆発による施設の破壊を防止するため、原子炉建屋等に水素が多量に滞留することを防止するための措置を講じる必要があり、対応策については次のとおりである。

当社の原子炉格納容器は容積が大きいいため、シビアアクシデントによる水素の大量発生時にも、水素濃度は原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼすような爆轟領域に至ることはない。

ただし、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、万一、原子炉格納容器から漏えいが生じた場合に、原子炉格納容器外で水素が多量に滞留することを防止するため、全交流電源喪失時においてアニュラス排気設備を用いて水素を放出する運転操作手順及び必要なダンパの開放手順を策定し、関係規定類への反映を行った。また、更なる安全性向上を目的として原子炉格納容器内の水素を低減する設備を設置する。

(5) がれき撤去用の重機の配備

緊急時における構内作業の迅速化を図るため、津波等により生じたがれきを迅速に撤去することができる重機の配備が必要であり、対応策については以下のとおりである。

① フォークリフト等の配備

全交流電源喪失に至った場合、高圧発電機車による電源供給や蒸気発生器及び使用済燃料ピットへの給水確保のために仮設ポンプを使用した作業を行う必要がある。

その際、高圧発電機車並びに仮設ポンプ及びホースを運搬する車両の通行障害となり得るがれき等の除去を行いながら、作業することが必要となる可能性があるが、既に配備しているフォークリフト等によりがれき等の除去が可能である。

なお、フォークリフト等は、津波の影響を受けない高台の法面近傍から離れた場所に配備済である。

② ホイールローダ等の配備

がれき等の除去作業を行う上で、更なる効率化を図るため、ホイールローダの配備を完了しており、状況に応じてフォークリフト等と併用する。

なお、ホイールローダは、津波の影響を受けない高台の法面近傍から離れた場所に配備済である。

更に、作業性の向上等を目的として、大型ホイールローダ及び油圧ショベルの追加配備を平成24年4月に実施した。

< 3つの機能喪失時の対応 >

① 全交流電源喪失、②海水冷却機能喪失

- ・ 蒸気発生器（タービン動補助給水ポンプ）による除熱機能確保
- ・ 高圧発電機車等配備による中央制御室監視機能等の確保
- ・ 仮設ポンプ及びびホースの配備による代替水源の長期確保

③使用済燃料ピットの冷却機能喪失

- ・ 仮設ポンプ及びびホースを用いての使用済燃料ピットへの注水による使用済燃料冷却機能確保

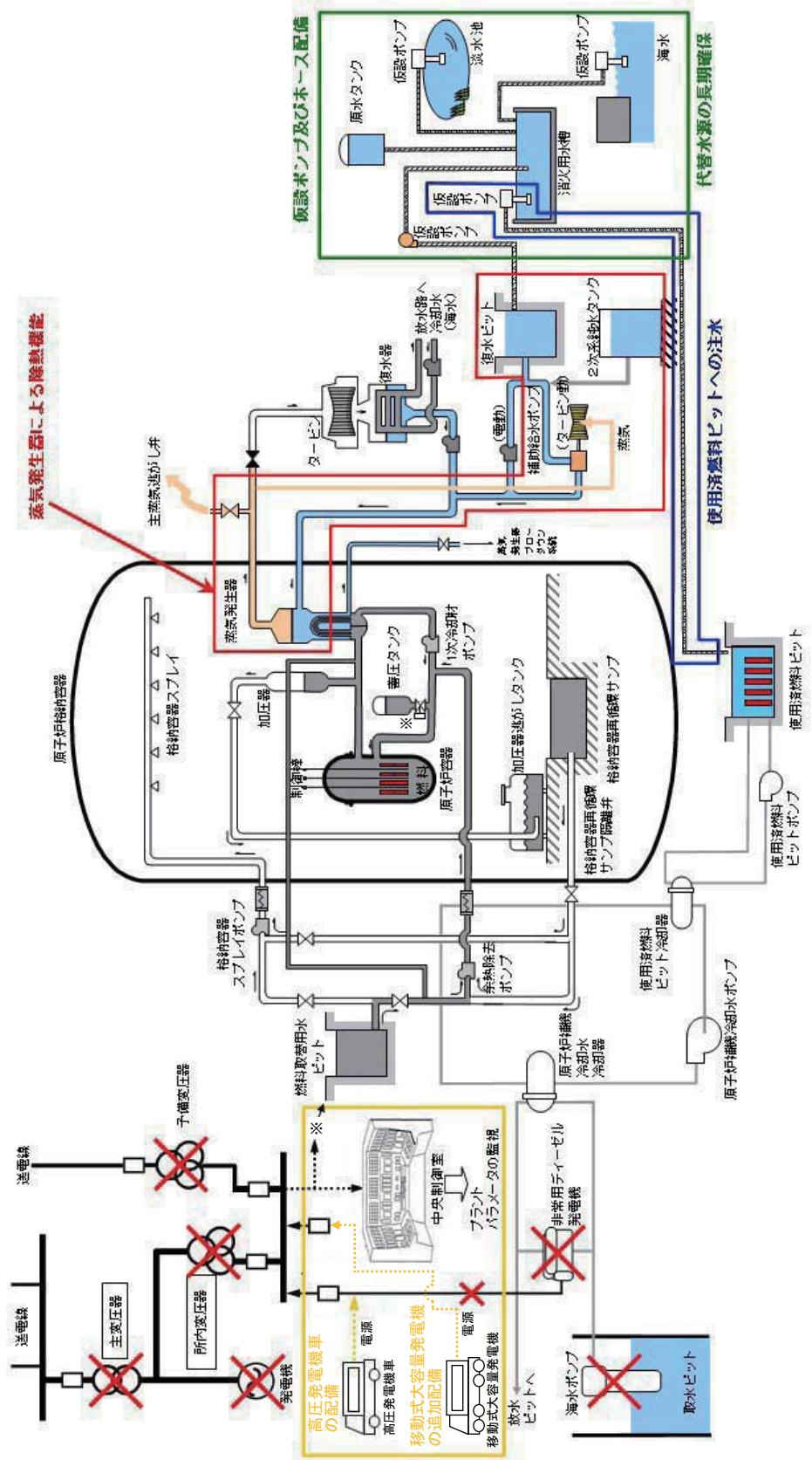


図4-1 緊急安全対策の概要
(緊急安全対策実施後のイメージ)

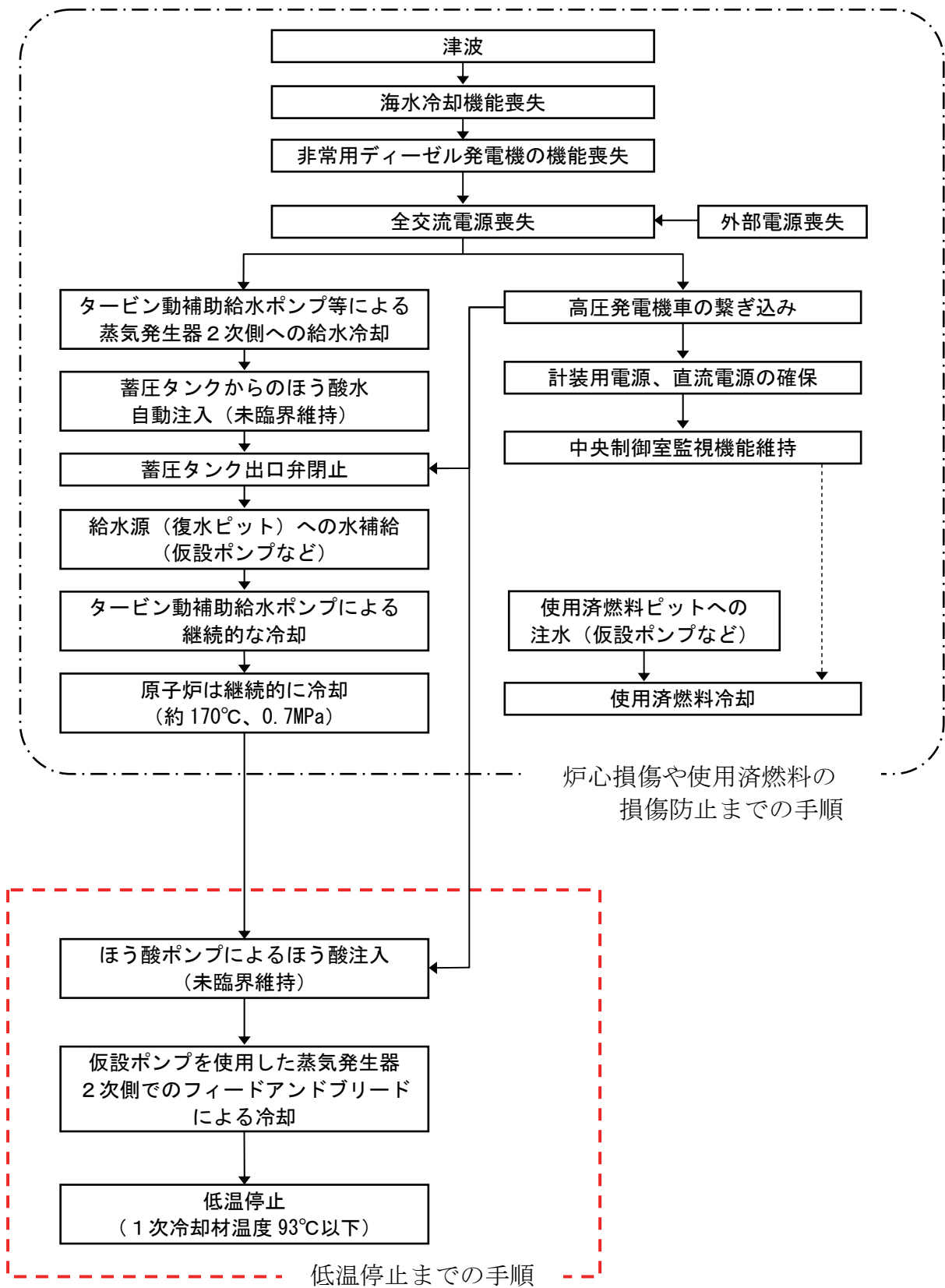


図4-2 原子炉と使用済燃料ピットを継続的に冷却するためのシナリオ
(緊急安全対策実施後)

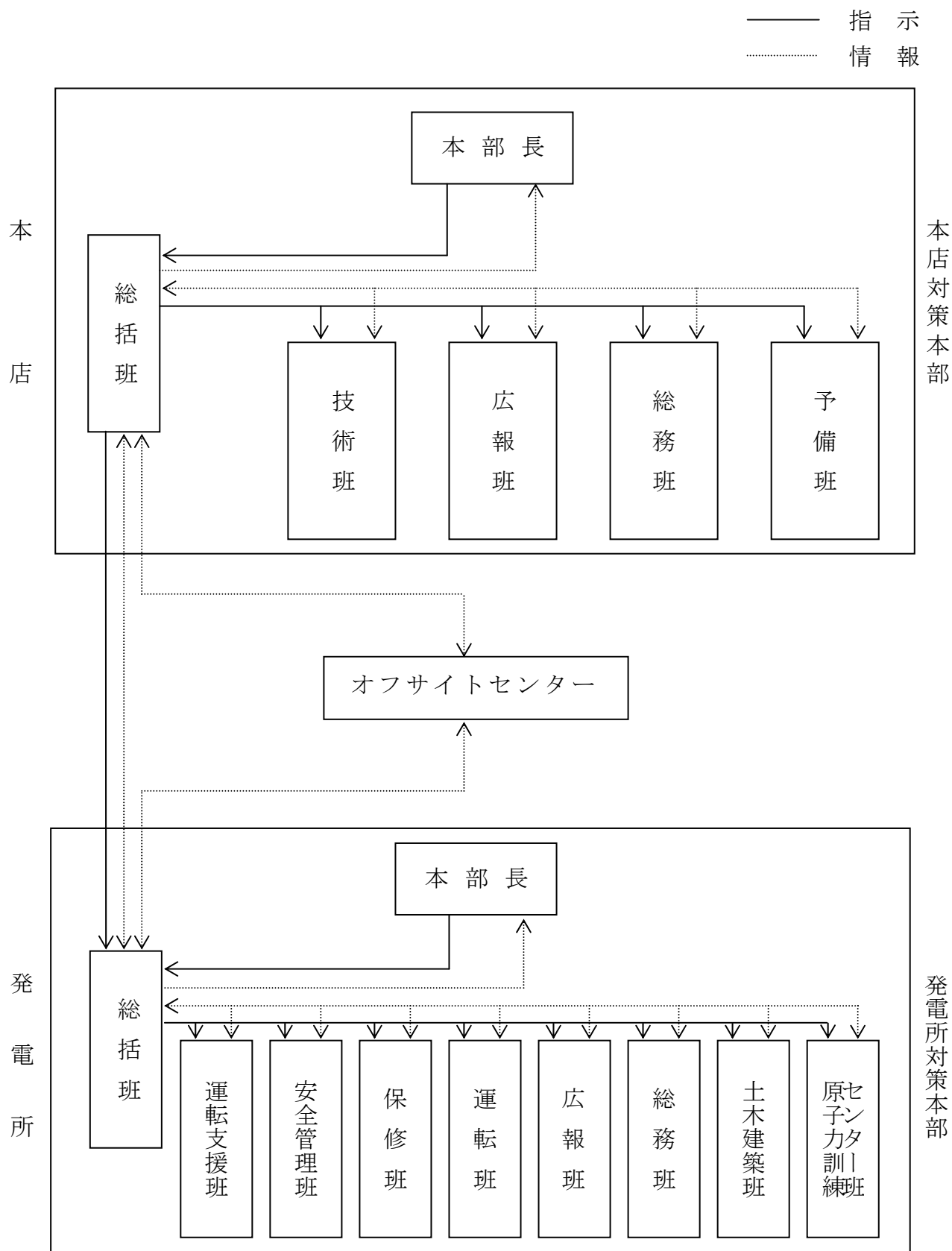


図 4 - 3 非常事態時の体制
 (非常事態体制発令後の社内の伝達経路)

表 4 - 1 緊急安全対策に対する訓練

訓練項目	訓練内容
全交流電源喪失時対応訓練	基準読み合せ シミュレータ訓練
地震によるトリップ時の緊急濃縮訓練	基準読み合せ シミュレータ訓練
使用済燃料ピット水冷却系異常時対応訓練 (使用済燃料ピットへの水張り)	基準読み合せ 模擬訓練
高圧発電機車の繋ぎ込み訓練	発電機車の移動及び起動
	発電機車付属のケーブル布設
	原子炉コントロールセンタ間のケーブル布設
	発電機車による給電の模擬
蒸気発生器への給水源確保 仮設ポンプ及びホースの配備訓練	仮設ポンプ単体運転
	送水準備
	原水タンクから消火用水槽への補給
	八田浦貯水池から消火用水槽への補給
	放水ピットから消火用水槽への補給
	復水ピットへの補給
使用済燃料ピットへの注入 仮設ポンプ及びホースの配備訓練	使用済燃料ピットへの補給
	使用済燃料ピットへの補給(追加配備分)
移動式大容量発電機による給電訓練	移動式大容量発電機の移動及び起動
	発電機付属ケーブルの布設
	原子炉コントロールセンタ間のケーブル布設
	移動式大容量発電機による給電の模擬

5. 個別評価項目に対する評価方法及び評価結果

5. 1 地震

(1) 評価実施事項

- ①地震動が、設計上の想定を超える程度に応じて、耐震Sクラス及び燃料の重大な損傷に関係し得るその他のクラスの建屋、系統、機器等が損傷・機能喪失するか否かを許容値等との比較若しくは地震 PSA（確率論的安全評価）の知見等を踏まえて評価する。
- ②①の評価結果を踏まえて、発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、クリフェッジの所在を特定する。また、そのときの地震動の大きさを明らかにする。
- ③特定されたクリフェッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

(2) 評価方法

原子炉にある燃料と使用済燃料ピットにある燃料を対象に、以下の評価を実施する。評価方法のフローは、図5-1-1のとおり。

①起因事象の選定

a. 原子炉にある燃料

日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」（以下、「地震 PSA 学会標準」という。）に示される考え方にに基づき、地震動による建物・構造物等の損傷、格納容器バイパス*、1次冷却材喪失事故（以下、「LOCA」という。）発生等のステップ毎にその有無を分類し、炉心損傷に至る起因事象を選定する。

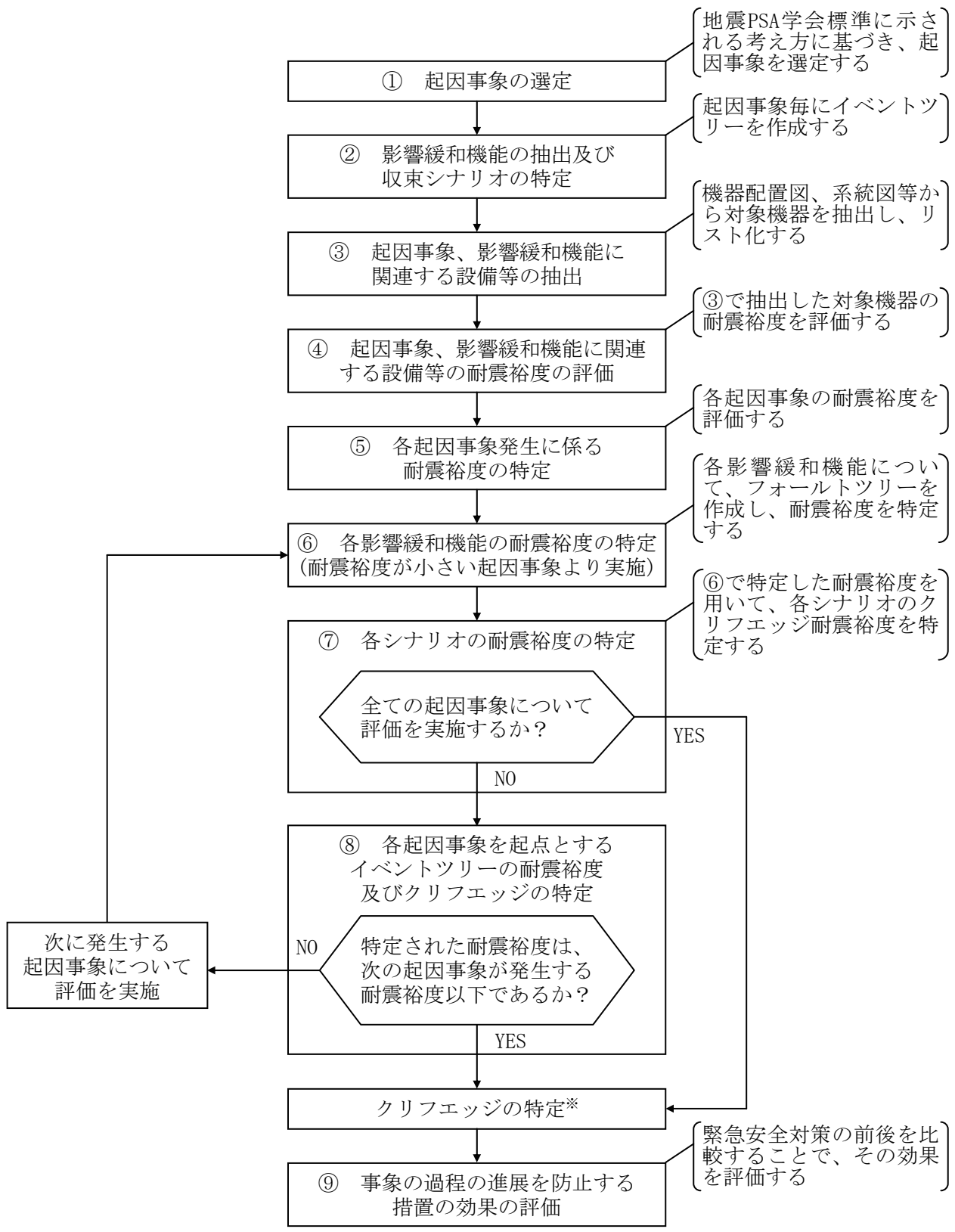
*：燃料から放出された放射性物質が格納容器素囲気を経由することなく環境に放出される事象

b. 使用済燃料ピットにある燃料

使用済燃料ピットの燃料の損傷に至る事象として、使用済燃料ピット保有水の流出及び使用済燃料ピット冷却系の機能喪失に伴う崩壊熱除去失敗を考慮の上、使用済燃料ピット保有水の流出の原因としてピットの本体損傷等、また、使用済燃料ピット冷却系の機能喪失の原因として、使用済燃料ピットポンプ・使用済燃料ピット冷却器等の故障及び使用済燃料ピット冷却系の運転をサポートする機器の故障を考慮して、起因事象を選定する。

②影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定

選定した各起因事象に対して、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の上、事象の進展を収束させる収束シナリオを特定する。なお、原子炉にある燃料に対するイベントツリーは、これまでの PSA で用いられている成功基準、事故シーケンス分析の結果に基づき展開された各起因事象に対するイベントツリーを用いて作成する。



※: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 5-1-1 クリフエッジ評価に係るフロー図 (地震)

③起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出

評価対象とする建屋、系統、機器（以下、「設備等」という。）は、燃料の重大な損傷に係わる耐震Sクラス設備及び燃料の重大な損傷に関係し得るその他のクラスの設備等とする。選定した設備等と耐震クラスの関係を添付資料5-1-1に整理した。

具体的には、①項にて選定した各起因事象に直接関連する設備等に加え、フロントライン系^{*1}に必要な設備等及びサポート系^{*2}に必要な設備等について、各起因事象を収束させるのに必要なものを対象として抽出する。

*1：各イベントツリーの安全機能の達成に直接必要な緩和機能をフロントライン系という。例えば主給水喪失事象では、原子炉停止、補助給水による蒸気発生器への給水、主蒸気逃がし弁による熱放出等があり、これらを組み合わせて、事象収束を図る。

*2：フロントライン系を機能させるために必要な電源や冷却水等を供給する機能をサポート系という。例えば、電動補助給水の機能達成には、監視、制御のための直流電源やポンプ駆動力のための交流電源等が必要となる。

④起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度の評価

a. 検討条件

- (a) 基準地震動は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に照らした既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価（以下、「耐震バックチェック」という。）において、各プラントについて策定した基準地震動 S_s （以下、「 S_s 」という。）を用いる。
- (b) 解析諸元は、設計時の値に加え、建設後の実寸法・物性値及び試験等で得られた最新の知見についても用いることとする。
- (c) 各設備等の評価は、原則、 S_s に対して実施する。
- (d) 各設備等の許容値は、以下のとおり、設計基準上の許容値を用いることを基本とする。
 - ・ 構造強度に係る許容値は、既往の評価等で実績があるものを用いるが、必要に応じ、設計基準で定められた設計引張強さ (S_u) を用いる。
 - ・ 動的機能に係る許容値は、耐震バックチェック等で実績のある許容値を用いる（動的機能維持確認済加速度との比較による評価に加え、解析による評価も適用する）。ただし、建設時の材料諸元を用いた許容値等についても、必要に応じ、妥当性を示すことで用いる（ミルシートの適用等）。

b. 評価方法

- (a) 当該評価対象設備等の損傷モードに応じた地震動に対する評価値を求める。なお、構造損傷の評価の場合には、設備等の機能喪失を考慮する上で、最も耐震裕度が小さい部位の評価値を求める。
- (b) 当該評価対象設備等の損傷モードに対応する許容値を求める。

- (c) 評価対象設備等毎に耐震裕度を求め、評価値が許容値に達するのは S_s の何倍の地震動に相当するかを求める。

c. 経年変化への対応

経年変化の影響を考慮すべき対象となった設備等に対しては、その影響を加味した耐震裕度を算出する（図5-1-2参照）。

耐震裕度評価において考慮する経年変化としては、PWRプラントの高経年化技術評価における耐震安全性評価の知見を踏まえ、耐震安全上考慮すべき経年変化事象を抽出*する。

*：振動応答特性上又は構造・強度上有意な事象として、照射脆化、熱時効、応力腐食割れ、疲労、腐食、摩耗が抽出される。

なお、以下の場合については、耐震安全上考慮すべき経年変化事象から除外する。

- (a) 高経年化技術評価における耐震安全性評価では、仮想き裂を想定した評価を行う場合や、実際には認められていない腐食量等を安全側に想定した評価を行う場合があるが、本評価時点において、当該プラントでき裂や腐食等が認められない場合は耐震安全性に影響を与える可能性はないと考える。
- (b) 評価対象設備における疲労については、プラント運転と地震により生じるものを評価しているが、相対的にプラント運転により生じるものが支配的である。また、これまでの運転実績による過渡回数が、設計で想定した過渡回数を十分に下回っていることから、相当な設計余裕をもっている。このため、地震による疲労累積係数の増分はこの設計余裕に十分吸収できると考えられることから、疲労は考慮対象外とする。

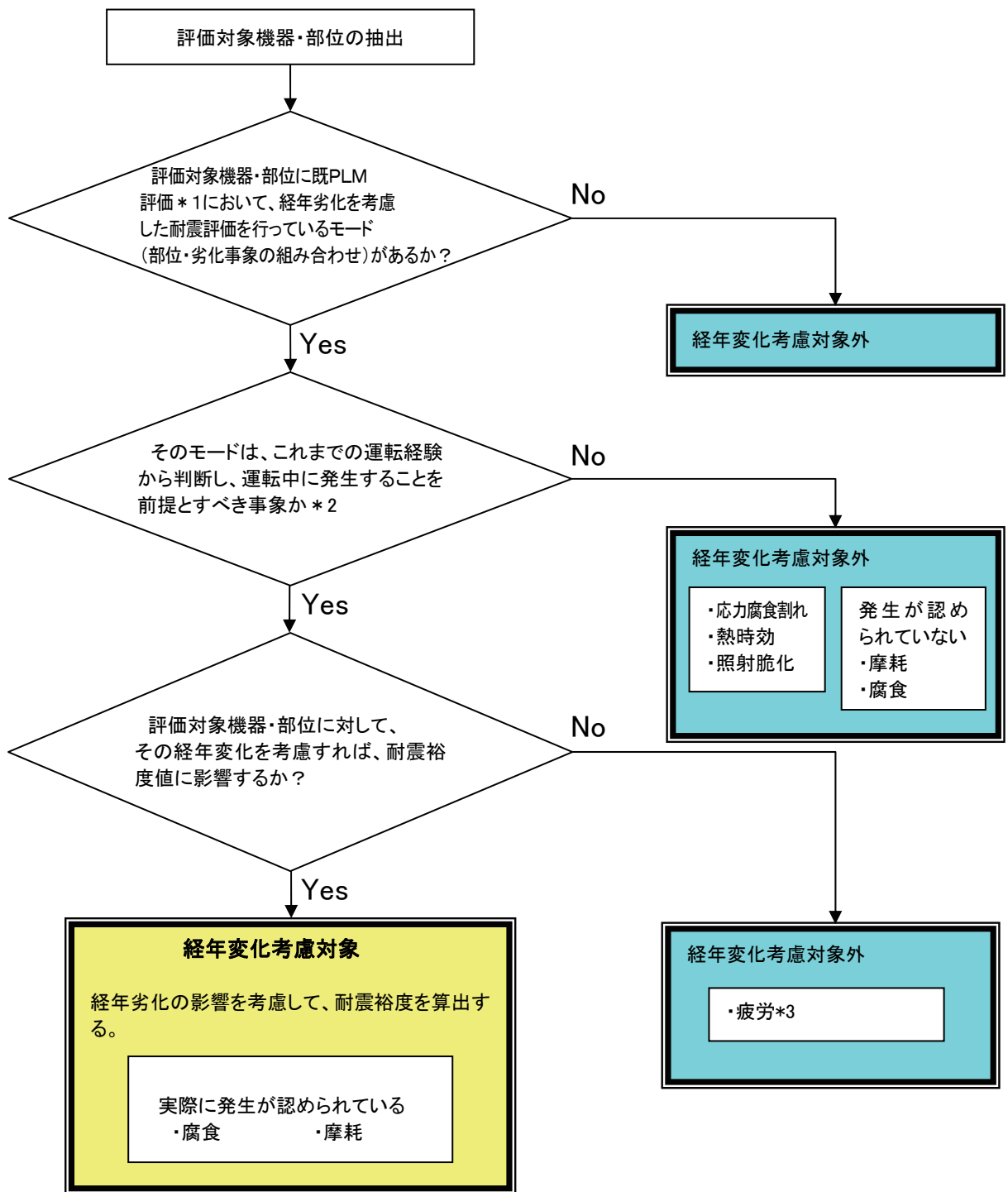
⑤各起因事象発生に係る耐震裕度の特定

①項において選定した各起因事象について、④項で求めた各設備等の耐震裕度評価結果を用いて、それぞれの起因事象が、どの程度の地震動で発生するかを特定する。

⑥各影響緩和機能の耐震裕度の特定

⑤項で求めた各起因事象発生に係る耐震裕度が小さい起因事象から順に、④項で求めた各設備等の耐震裕度を使用し、当該起因事象のイベントツリーに含まれる影響緩和機能の耐震裕度を特定する。

具体的には、各影響緩和機能のフォールトツリーを作成し、各影響緩和機能を構成する各設備等の耐震裕度から、各影響緩和機能の耐震裕度を特定する。



- * 1: PLM評価の実績のないプラントについては、これまでの先行プラントでのPLM評価を参照し、考慮すべき経年変化と部位の組み合わせについて評価して、耐震上評価すべきか否かを判断するものとする。
- * 2: 応力腐食割れ、熱時効、照射脆化等、き裂が存在して初めてその劣化が問題となる事象については、傷を残したまま運転を継続(維持規格に基づく)しているケースはないことから考慮対象外とする。また、保全実績から経年変化が認められていない腐食等についても考慮対象外とする。
- * 3: 本評価の裕度評価結果に影響を与えず、かつ、抽出される「疲労」については実際に割れが発生するまでには相当な余裕をもってしていると判断されることから考慮対象外とする。

図 5-1-2 ストレステスト（耐震）における経年変化の影響考慮について

⑦各シナリオの耐震裕度の特定

⑥項で求めた各収束シナリオの影響緩和機能の耐震裕度から、各収束シナリオの耐震裕度を特定する。

耐震裕度は、各収束シナリオに必要な各影響緩和機能の耐震裕度のうち、最も小さいものとなる。

⑧各起因事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジの特定

a. イベントツリーの耐震裕度の特定

⑦項で求めた収束シナリオの耐震裕度から、当該起因事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度（以下、「イベントツリーの耐震裕度」という。）を特定する。

起因事象に対するイベントツリーの中で、収束シナリオは複数ある。一つのシナリオでも成功すれば、燃料の損傷に至ることはないことから、起因事象に対するイベントツリーの耐震裕度は、各収束シナリオの耐震裕度のうち、最も大きいものとなる。

b. クリフエッジの特定

収束シナリオの耐震裕度の中から、クリフエッジを特定する。

クリフエッジとは、地震によって燃料が損傷する最小の耐震裕度であることから、クリフエッジは、各起因事象の収束シナリオの耐震裕度のうち、最も小さいものとなる。

なお、①項～③項において、燃料の重大な損傷に至る可能性のある全ての起因事象とそのシナリオ、並びに関連する設備等を抽出しており、これらのシナリオを一つずつ評価することで、クリフエッジを特定することができる。ただし、それぞれの起因事象に至る損傷対象設備が異なる結果、起因事象発生に係る耐震裕度も大小異なった値となることを踏まえると、クリフエッジを評価するためには、①項において抽出された起因事象に対して、耐震裕度の小さい起因事象から順にクリフエッジが特定されるまでの評価を実施すればよい。具体的には、あるイベントツリー（当該イベントツリー）の耐震裕度を特定した上で、次の起因事象がそれを超える地震動により発生する場合においては、次のイベントツリーの耐震裕度が、当該イベントツリーの耐震裕度を下回ることはないことから、当該イベントツリーの耐震裕度をクリフエッジとして特定することができる。

⑨事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

(3) 評価結果

検討を行うために必要な解析諸元等については、添付資料 5-1-2、添付資料 5-1-3 のとおり。

原子炉にある燃料及び使用済燃料ピットにある燃料に対する評価結果は、以下のとおり。

(3)-1 原子炉にある燃料に対する評価結果

① 起回事象の選定結果

地震をきっかけとして炉心損傷に至る起回事象として、以下の 9 事象を選定した。炉心損傷に至る起回事象の選定フローは、図 5-1-3 のとおり。

【起回事象】

- ・ 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 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA
- ・ 格納容器バイパス
- ・ 炉心損傷直結

今回選定した上記の起回事象と、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下、「安全評価指針」という。）に示される安全評価事象及び定期安全レビューやアクシデントマネジメント整備有効性評価等でこれまで評価を実施している内的事象 PSA における起回事象との関係を添付資料 5-1-4 に示す。

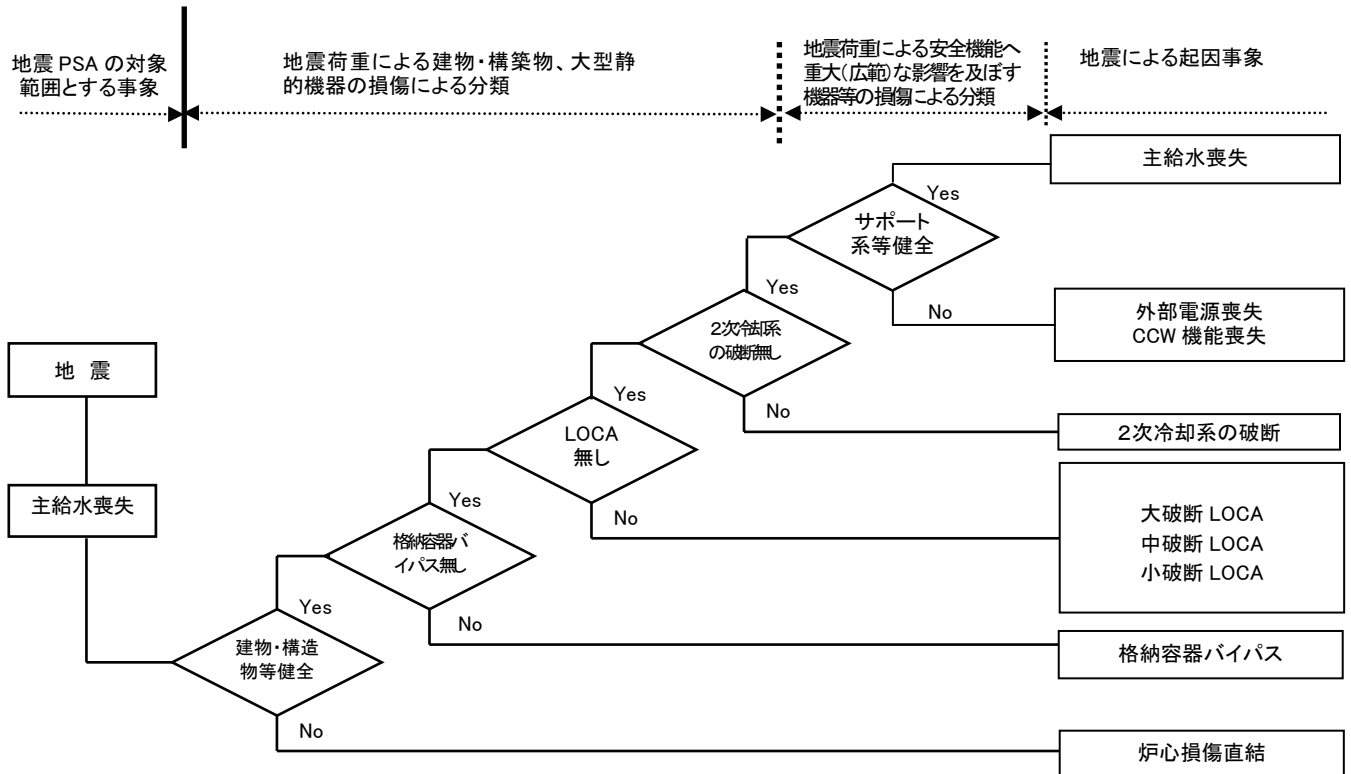


図 5-1-3 炉心損傷に至る起因事象選定フロー

② 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定結果

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。イベントツリーは、添付資料 5-1-5 のとおり。

収束シナリオ特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオとし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオとした。なお、「格納容器バイパス」及び「炉心損傷直結」については影響緩和機能に期待しないこととし、炉心損傷とみなすことからイベントツリーは作成していない。

③ 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出結果

起因事象及び影響緩和機能（フロントライン系及びサポート系）に関連する設備等を添付資料 5-1-6 の左欄のとおり抽出した。

④ 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度の評価結果

③項にて抽出した設備等の設置場所、耐震クラス、損傷モード、評価値、許容値及び裕度について、添付資料 5-1-6 の右欄のとおり整理した。

また、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理した表を添付資料 5-1-7 に示すとともに、これらの設備等の関係については、

添付資料 5-1-8 のとおり図示する。

なお、安全機能に影響を及ぼさない、もしくは明らかに裕度が大きく、クリフエッジに影響を及ぼさないと考えられる一部の設備については抽出対象としないが、その設備名及び理由については添付資料 5-1-9 のとおりである。

⑤ 各起因事象発生に係る耐震裕度の特定結果

各起因事象について、各設備等の耐震裕度評価結果を用いて、 S_s の何倍の地震動でどのような起因事象が発生するか、表 5-1-1 のとおり特定した。「主給水喪失」「外部電源喪失」については耐震 B、C クラス設備等の破損により発生することから、 S_s までの地震動で発生すると考えられる。一方、耐震 S クラス設備等の破損により発生する起因事象については、全て S_s を超える耐震裕度がある結果となった。

起因事象として、まずは、 S_s 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。両事象に続き、「補機冷却水の喪失」が $1.96S_s$ 以上で発生するが、後述のとおり、クリフエッジが $1.83S_s$ となることから、評価は実施しないこととした。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「主給水喪失」と「外部電源喪失」のイベントツリーは添付資料 5-1-5 に示すとおり同様のものとなる。従って、「主給水喪失」、「外部電源喪失」の評価は「外部電源喪失」にまとめて評価を実施することとした。

表 5-1-1 各起因事象の対象設備及び耐震裕度一覧

起因事象	設 備	裕度 (S_s)
主給水喪失	工学的判断 *	1.0 未満
外部電源喪失	工学的判断 *	1.0 未満
補機冷却水の喪失	海水ポンプ	1.96
炉心損傷直結	原子炉建屋 等	2
2次冷却系の破断	主給水配管	2.11
小破断 LOCA	加圧器 (スプレイライン用管台)	2.17
大破断 LOCA	加圧器 (サージ用管台)	2.19
格納容器バイパス	蒸気発生器 (内部構造物)	2.21
中破断 LOCA	1次冷却材管 (充てん管台)	2.65

※ 基準地震動以上の場合、主給水ポンプ、碍子等の設備が必ず損傷に至ると推定する。

⑥ 各影響緩和機能の耐震裕度の特定結果

「外部電源喪失」の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添付資料 5-1-10 のとおり整理し、各影響緩和機能を添付資料 5-1-11 のとおり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。「外部電源喪失」にかかる各影響緩和機能に対する耐震裕度の評価結果は、添付資料 5-1-12 のとおりとなった。

⑦ 各シナリオの耐震裕度の特定結果

「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。

以下に、収束シナリオの概要を説明する。

- (a) 起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動が成功し、非常用所内電源からの給電がなされている状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。主蒸気逃がし弁が自動又は中央制御室からの手動操作により開放され、2次系による冷却が行われる。この状態で充てん系によるほう酸水の注入を行い、未臨界性を確保した上で余熱除去系による冷却が可能な1次系の温度、圧力まで低減させ、余熱除去系を用いた1次系の冷却を行う。この状態では未臨界性が確保された上で海を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

(添付資料5-1-12：成功シナリオ①)

- (b) 起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動が成功し、非常用所内電源からの給電がなされている状態で、(a)で期待していた補助給水による蒸気発生器への給水、主蒸気逃がし弁による熱放出、充てん系によるほう酸水の注入、余熱除去系による冷却運転のいずれかに失敗した場合、高圧注入ポンプの起動、加圧器逃がし弁の開放、格納容器スプレイポンプの起動を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水ピットのほう酸水を注入し、1次系の冷却を行う。注入の後、再循環切り替えを行い、高圧注入による再循環炉心冷却、格納容器スプレイ冷却器を用いて継続した1次系の冷却を行う。この状態では、未臨界性が確保された上で海を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

(添付資料5-1-12：成功シナリオ②)

- (c) 起因事象発生の後、原子炉の停止に成功するが、地震により非常用所内電源からの電源供給が喪失し、全交流電源喪失に至る場合、又は、(b)で期待していた高圧注入による原子炉への給水、加圧器逃がし弁による熱放出、格納容器スプレイによる格納容器除熱、高圧注入による再循環炉心冷却、格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却のいずれかに失敗した場合、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われ、現場での手動操作により主蒸気逃がし弁を開放し、2次系による冷却が行われる。その後、蓄圧タンクのほう酸水を注入し、未臨界性を確保し、バッテリーの枯渇までに高圧発電機による給電を行うとともに、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水ピット枯渇までに、海水を復水ピットへ供給することにより、2次系による冷却を継続する。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とし

た安定、継続的な2次系による冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

(添付資料5-1-12：成功シナリオ③)

その結果、「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度はシナリオ③の裕度をもっとも大きく1.83Ssとなった。これを超える地震においては、メタクラ、パワーセンタが機能喪失する結果、高圧発電機車による給電が失敗することとなり燃料の重大な損傷に至ると評価される。

⑧ 各起回事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジの特定結果

「外部電源喪失」発生時の収束シナリオの最大の耐震裕度は1.83Ssであり、1.83Ssを超える地震動が発生した場合、全ての収束シナリオが成立せず、炉心損傷に至る。

よって、原子炉にある燃料に対する重大な損傷を防止する観点では、地震に係るクリフエッジは、「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度である1.83Ssと特定された。

⑨ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

⑧項までの検討において、当該プラントの地震に係るクリフエッジは1.83Ssであると特定された。このクリフエッジは4項に示す福島第一原子力発電所事故を踏まえて整備を行った緊急安全対策整備後の状態に対して評価を行ったものである。ここではクリフエッジへの対応、事象の過程の進展を防止するための措置ともなる緊急安全対策のクリフエッジへの効果について検討する。

緊急安全対策のクリフエッジへの効果を整理するために、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。「外部電源喪失」の起回事象に対して作成したイベントツリー及び各影響緩和機能の耐震裕度を添付資料5-1-13に示す。

緊急安全対策整備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整備した高圧発電機車からの給電、タービン動補助給水ポンプの水源の確保により、非常用ディーゼル発電機による非常用所内電源からの給電に失敗した場合においても、高圧発電機車からの給電及び燃料の継続的な冷却が可能となることから、原子炉にある燃料の重大な損傷を防止する手段の更なる多重性を確保することができた。

以上より、緊急安全対策整備による事象の過程の進展を防止する措置の効果について確認することができた。

(3)-2 使用済燃料ピットにある燃料に対する評価結果

① 起回事象の選定結果

地震をきっかけとして使用済燃料ピットの燃料の損傷に至る起回事象として以下の4事象を選定した。

【起回事象】

- ・ 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

② 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定結果

上記の各起回事象について、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。

収束シナリオ特定においては、使用済燃料ピットの未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオとし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオとした。なお、「S F P 損傷」については影響緩和機能に期待せず、燃料の重大な損傷に至るとみなすことからイベントツリーは作成していない。

イベントツリーは、添付資料5-1-14のとおり。

③ 起回事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出結果

起回事象及び影響緩和機能（フロントライン系及びサポート系）に関連する設備等を添付資料5-1-15の左欄のとおり抽出した。

④ 起回事象、影響緩和機能に関連する設備等の耐震裕度の評価結果

③項にて抽出した設備等の設置場所、耐震クラス、損傷モード、評価値、許容値及び裕度について添付資料5-1-15の右欄のとおり整理した。

また、フロントライン系に必要なサポート系の関連を整理した表を添付資料5-1-16に示すとともに、これらの設備等の関係については、添付資料5-1-17のとおり図示する。なお、安全機能に影響を及ぼさない、もしくは明らかに裕度が大きく、クリフエッジに影響を及ぼさないと考えられる一部の設備については抽出対象としないが、その設備名及び理由については添付資料5-1-9のとおりである。

⑤ 各起回事象発生に係る耐震裕度の特定結果

各起回事象について、各設備等の耐震裕度評価結果を用いて、 S_s の何倍の地震動でどのような起回事象が発生するか、表5-1-2のとおり特定した。「外部電源喪失」については耐震 B、C クラス設備等の破損により発生することから、 S_s までの地震動で発生すると考えられる。一方、耐震 S クラス設備等の破損により発生する起回事象については、全て S_s を超える耐震裕度がある結果となった。

①項において抽出した「外部電源喪失」、「SFP冷却機能喪失」、「補機冷却水の喪失」、「SFP損傷」それぞれの起回事象について評価を実施した。なお、「SFP冷却機能喪失」と「補機冷却水の喪失」のイベントツリーは添付資料5-1-14に示すとおり同様のものとなる。

表5-1-2 各起回事象の対象設備及び耐震裕度一覧

起回事象	設 備	裕度 (Ss)
外部電源喪失	工学的判断 ※	1.0 未満
補機冷却水の喪失	海水ポンプ	1.96
SFP冷却機能喪失	海水ポンプ	1.96
SFP損傷	使用済燃料ピット	2

※ 基準地震動以上の場合、碍子等の設備が必ず損傷に至ると推定する。

⑥ 各影響緩和機能の耐震裕度の特定結果

「外部電源喪失」、「SFP冷却機能喪失」、「補機冷却水の喪失」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添付資料5-1-18のとおり整理し、各影響緩和機能を添付資料5-1-19のとおり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。

「外部電源喪失」、「SFP冷却機能喪失」、「補機冷却水の喪失」にかかる各影響緩和機能に対する耐震裕度の評価結果は、添付資料5-1-20のとおりとなった。

なお、「SFP損傷」は影響緩和機能に期待しない事象であることから、起回事象対象機器である使用済燃料ピットの耐震裕度が当該起回事象の耐震裕度となる（「SFP損傷」の耐震裕度は⑤項のとおり）。

⑦ 各シナリオの耐震裕度の特定結果

「外部電源喪失」、「SFP冷却機能喪失」、「補機冷却水の喪失」のそれぞれの起回事象において以下の各シナリオの耐震裕度について評価を行った。

a. 外部電源喪失

以下に、収束シナリオの概要を説明する。

(a) 起回事象発生の後、ディーゼル発電機の起動が成功し、使用済燃料ピット冷却系による冷却が行われることにより安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

(添付資料5-1-20 (1) : 成功シナリオ①)

(b) 起回事象発生の後、ディーゼル発電機の起動が成功し、非常用所内電源からの給電がなされるが、地震により使用済燃料ピット冷却系の冷却機能が喪失する。この場合においても燃料取替用水ポンプを用いて燃料取替

用水ピットのほう酸水を使用済燃料ピットに注入することにより、安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。
(添付資料 5-1-20 (1) : 成功シナリオ②)

- (c) 起因事象発生の後、地震により非常用所内電源からの電源供給が喪失することにより、使用済燃料ピット冷却系の冷却が困難となるため、仮設ポンプを用いて、海水を使用済燃料ピットに供給する。海水を水源とした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。
(添付資料 5-1-20 (1) : 成功シナリオ③)

b. S F P 冷却機能喪失、補機冷却水の喪失

以下に、収束シナリオの概要を説明する。

- (a) 起因事象発生の後、地震により非常用所内電源からの電源供給が喪失することにより、使用済燃料ピット冷却系の冷却が困難となるため、仮設ポンプを用いて、海水を使用済燃料ピットに供給する。海水を水源とした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。
(添付資料 5-1-20 (2) : 成功シナリオ①)

その結果、いずれの起因事象にも緊急安全対策により影響緩和が可能であると考えられる。「S F P 損傷」の耐震裕度は⑤項のとおり)

⑧ 各起因事象を起点とするイベントツリーの耐震裕度及びクリフエッジの特定結果

「外部電源喪失」、「S F P 冷却機能喪失」、「補機冷却水の喪失」の各イベントツリーの耐震裕度評価の結果、「外部電源喪失」、「S F P 冷却機能喪失」、「補機冷却水の喪失」については、緊急安全対策により、地震による特段の耐震裕度は特定されない。しかし、「S F P 損傷」においては緊急安全対策に従って、仮設ポンプによる海水の補給を実施したとしても、使用済燃料ピット自体の損傷による冷却水の流出のため、使用済燃料ピット内の冷却水が喪失すると考えられる。したがって、使用済燃料ピットの耐震裕度である 2Ss を超える地震では、重大な燃料の損傷に至ると考えられる。

よって、使用済燃料ピットにある燃料に対する重大な損傷を防止する観点では、地震に係るクリフエッジが存在し、それは使用済燃料ピットの耐震裕度である 2Ss と特定された。

⑨ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

⑧項までの検討において、当該プラントの使用済燃料ピットにある燃料に対する地震に係るクリフエッジを特定した。このクリフエッジは4項に示す福島第一原子力発電所事故を踏まえて整備を行った緊急安全対策整備

後の状態に対して評価を行ったものである。ここではクリフエッジへの対応、事象の過程の進展を防止するための措置ともなる緊急安全対策のクリフエッジへの効果について検討する。

緊急安全対策のクリフエッジへの効果を整理するために、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。「外部電源喪失」の起因事象に対して作成したイベントツリー及び各緩和機能の耐震裕度を添付資料5-1-21に示す。

緊急安全対策整備前は、最大の耐震裕度となるシナリオにおいて、メタクラ及びパワーセンタが機能喪失することにより、非常用所内電源からの給電機能が喪失し、使用済燃料ピットの冷却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1.83Ssとなる。

一方、緊急安全対策整備後においては、非常用所内電源からの給電が機能喪失した場合においても、仮設ポンプを用いて、海水を使用済燃料ピットへ補給することにより、非常用所内電源に頼らない冷却が可能であり、さらにクリフエッジが大きくなる。

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ことが評価され、緊急安全対策のクリフエッジに対する効果について把握することができた。

(4) 評価結果のまとめ

地震に対するクリフエッジは、原子炉にある燃料に対しては1.83Ssであると特定された。また、使用済燃料ピットにある燃料に対しては、2Ssであると特定された。

よって、プラント全体としての地震に対するクリフエッジは1.83Ss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が有効に機能し、クリフエッジが改善されたことについても確認することができた。

今後は、耐震安全性の向上にかかる取り組みとして、今回の評価も踏まえた上で、耐震裕度の低い機器については、必要に応じ今後の修繕工事等にあわせて、さらなる耐震裕度向上を行う。

また、新たな知見等が得られた場合には、必要な対策を迅速かつ確実に実施するなど、原子力発電所の安全性、信頼性向上のための不断の取り組みを行う。

5. 2 津 波

(1) 評価実施事項

- ① 津波高さが、土木学会「原子力発電所の津波評価技術」（平成14年）を用いて評価した設計想定津波高さ（以下、「設計津波高さ」という。）を超える程度に於いて、安全上重要な建屋、系統、機器等及び燃料の重大な損傷に関係し得るその他の建屋、系統、機器等が、損傷・機能喪失するか否かを設計津波高さ等との比較若しくは津波 P S A の知見等を踏まえて評価する。
- ② ①の評価結果を踏まえて、発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、クリフエッジの所在を特定する。またそのときの津波高さを明らかにする。
- ③ 特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

(2) 評価方法

原子炉にある燃料と使用済燃料ピットにある燃料を対象に、以下の評価を実施する。評価方法のフローは、図5-2-1のとおり。

① 起因事象の選定

a. 原子炉にある燃料

安全評価指針に示される安全評価事象、定期安全レビューやアクシデントマネジメント整備有効性評価等でこれまで実施している内の事象 P S A で用いた起因事象及び津波の影響として固有で考慮すべき事象から、津波を起因として炉心損傷に至る起因事象を選定する。

b. 使用済燃料ピットにある燃料

使用済燃料ピットにある燃料の損傷に至る事象として、使用済燃料ピット冷却系の機能喪失及び使用済燃料ピット保有水の流出を考慮する。

使用済燃料ピット冷却系の機能喪失の原因として、使用済燃料ピットポンプ・使用済燃料ピット冷却器等の故障及び使用済燃料ピット冷却系の運転をサポートする機器の故障を考慮して、使用済燃料ピット内の燃料の損傷に至る起因事象を選定する。

なお、使用済燃料ピット保有水流出の原因として、ピット本体の構造損傷が考えられるものの、津波を起因としてピットが破損することは考えにくいため、起因事象としては考慮しない。

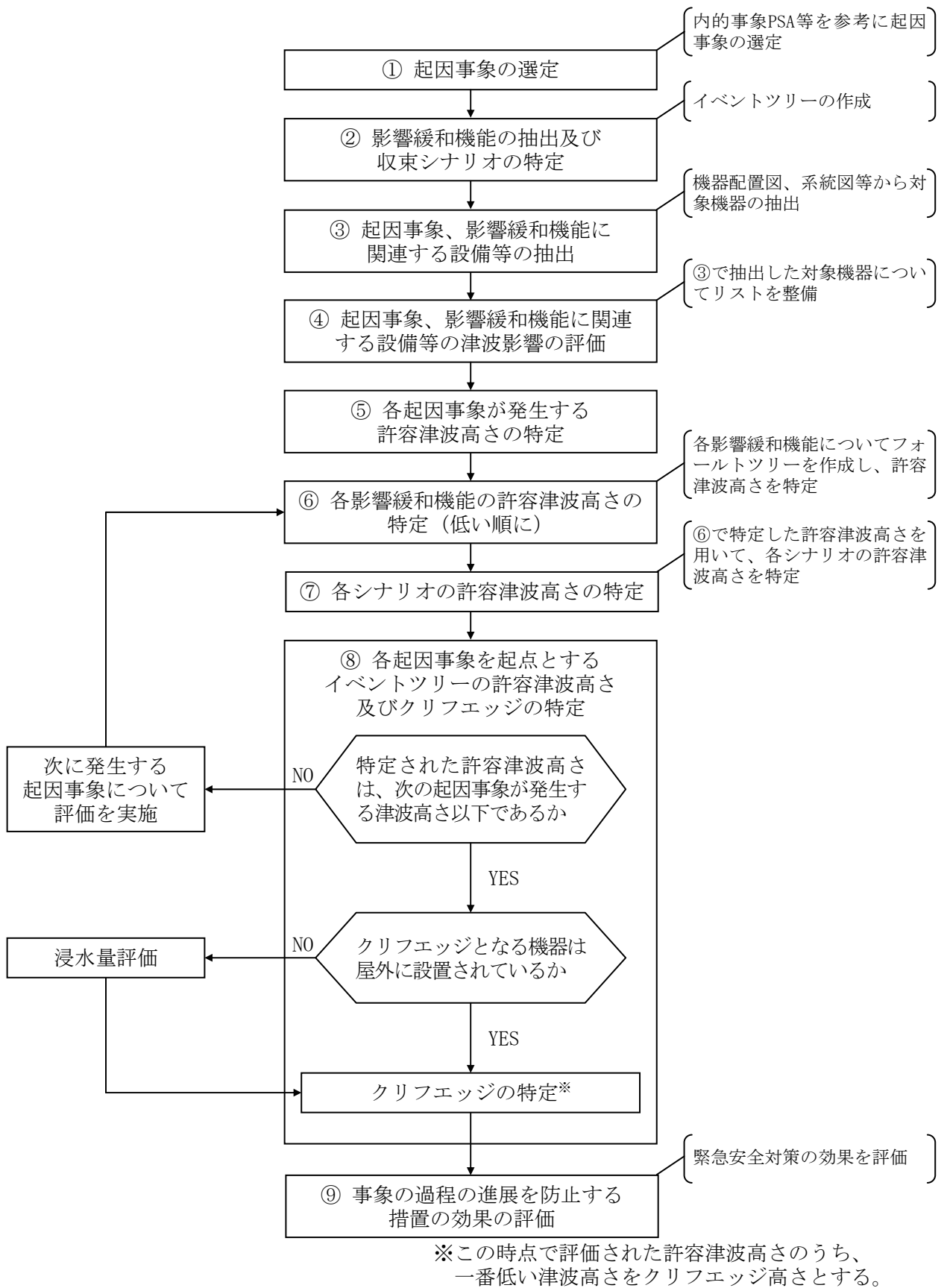


図 5-2-1 クリフエッジ評価に係るフロー図 (津波)

② 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定

選定した各起因事象に対して、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の上、事象の進展を収束させるシナリオを特定する。

なお、原子炉にある燃料に対するイベントツリーは、これまでの内的事象 P S A で用いられている成功基準、事故シーケンス分析の結果に基づき展開された各起因事象に対するイベントツリーを用いて作成する。

③ 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出

評価対象とする建屋、系統、機器（以下、「設備等」という。）は、燃料の重大な損傷に関わる耐震 S クラス設備及び燃料の重大な損傷に関係し得るその他のクラスの設備等とする（添付資料 5-2-1 参照）。

具体的には、①項にて選定した各起因事象に直接関連する設備等に加え、フロントライン系^{*1}に必要な設備等及びサポート系^{*2}に必要な設備等について、各起因事象を収束させるために必要なものを対象として機器配置図、系統図等を参照して抽出する。

*1：各イベントツリーの安全機能の達成に直接必要な緩和機能をフロントライン系という。

例えば主給水喪失事象では、原子炉停止、補助給水による蒸気発生器への給水、主蒸気逃がし弁による熱放出等が該当する。

*2：フロントライン系を機能させるために必要な電源や冷却水等を供給する機能をサポート系という。例えば、電動補助給水の機能達成には、監視、制御のための直流電源や

ポンプ駆動力のための交流電源等が該当する。

④ 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の津波影響の評価

③項にて抽出した各設備等について、津波に対する損傷モード（水位上昇による浸水、水位低下による取水性への影響等）を考慮の上、設備が機能維持できる津波高さ（以下、「許容津波高さ」という。）を、以下の方法で評価する。

ここで、津波高さとは、設備等の評価地点（設置場所や浸水口位置）における水位を表現している。

a. 評価対象となる設備等について、設置場所、設置高さ及び浸水口高さを調査する。

b. 津波高さが許容津波高さを超えると、当該設備等は機能喪失するものとし、設計津波高さの何倍の津波（何m増加）で設備が損傷・機能喪失するかを設備毎に評価する。この評価に当たって、緊急安全対策として実施した扉等のシール施工の効果を考慮する。

なお、玄海原子力発電所においては、T.P.+13.0m の高さまでシール施工を実施している。

c. 設計津波高さは、土木学会「原子力発電所の津波評価技術」（平成 14 年）を用いて評価する。

- ⑤ 各起因事象が発生する許容津波高さの特定
- ①項において選定した各起因事象について、④項で求めた各設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、それぞれの起因事象が、どの程度の津波高さで発生するかを特定する。
- ⑥ 各影響緩和機能の許容津波高さの特定
- ⑤項で求めた各起因事象が発生する許容津波高さについて、その許容津波高さが低い起因事象から順に、④項で求めた各設備等の許容津波高さを用いて、起因事象のイベントツリーに含まれる影響緩和機能の許容津波高さを特定する。
- 具体的には、各影響緩和機能のフォールトツリーを作成し、各影響緩和機能を構成する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特定する。
- ⑦ 各シナリオの許容津波高さの特定
- ⑥項で求めた各収束シナリオの影響緩和機能の許容津波高さから、各収束シナリオの許容津波高さを特定する。
- 収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち、最も低いものが、収束シナリオの許容津波高さとなる。
- ⑧ 各起因事象を起点とするイベントツリーの許容津波高さ及びクリフエッジの特定
- a. イベントツリーの許容津波高さの特定
- ⑦項で求めた収束シナリオの許容津波高さから、当該起因事象を起点とするイベントツリーの許容津波高さを特定する。
- 起因事象に対するイベントツリーの中で、収束シナリオが複数ある場合には、一つのシナリオでも成立すれば、燃料の損傷に至ることはないことから、各シナリオの許容津波高さのうち、最も高いものが、イベントツリーの許容津波高さとなる。
- b. クリフエッジの特定
- 各イベントツリーの許容津波高さの中からクリフエッジを特定する。
- クリフエッジとは、津波によって燃料が損傷する最小の許容津波高さであることから、各起因事象のイベントツリーの許容津波高さのうち、最も低いものが、津波評価のクリフエッジとなる。
- なお、①～③項において、燃料の損傷に至る可能性のある全ての起因事象とそのシナリオ、並びに関連する設備等を抽出して評価していることから、これらのシナリオを一つずつ評価することで、クリフエッジを特定することができる。
- また、クリフエッジとなる許容津波高さで影響を受ける設備等が屋内に設置されている場合は、当該設備の設置区画への浸水量等を詳細に評価することで、クリフエッジとしての津波高さを以下のとおり再評価する。

- (a) 当該設備等の設置高さ、津波高さ及び津波継続時間から当該設備等が設置されている建屋に影響を及ぼす水量を評価する。
- (b) (a)項で評価した水量と、当該設備等が設置されている建屋の防水性能及び設置区画の有効面積から、建屋内区画等への浸水量及び浸水高さを評価する。
- (c) 当該設備等に影響を及ぼす浸水高さに達する津波高さを評価する。
- (d) (c)項で評価した津波高さより小さい津波高さにおいて他の設備等が機能喪失することで成立する収束シナリオがなくなる場合には、その津波高さを許容津波高さとする。
- (e) なお、緊急安全対策として実施した扉等のシール施工等の範囲以上の高さの津波に対しては、その津波が建屋内に侵入し、主要な設備等を機能喪失させると仮定し、上記の評価で算出された許容津波高さがこれを超える場合であっても、クリフエッジとしての津波高さは上記施工範囲として評価する。

⑨ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

(3) 評価結果

検討を行うために用いた想定津波の算定根拠は、添付資料5-2-2のとおり。

また、玄海4号機の設備等の配置イメージは、添付資料5-2-3のとおり。

原子炉にある燃料及び使用済燃料ピットにある燃料に対する評価結果は以下のとおり。

(3)-1 原子炉にある燃料に対する評価結果

① 起回事象の選定結果

津波を起因とした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。起回事象の選定にあたり考慮した内容は、添付資料5-2-4のとおり。

【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
- ・炉心損傷直結

② 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定結果

①項の各起回事象について、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。イベントツリーは、添付資料5-2-5のとおり。

収束シナリオ特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオとし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオとした。

なお、「炉心損傷直結」については影響緩和機能に期待せず、炉心損傷に至るとみなすことから、イベントツリーは作成していない。

③ 起回事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出結果

起回事象及び影響緩和機能（フロントライン系及びサポート系）に関連する設備等を、添付資料5-2-1を参考に、添付資料5-2-6の設備欄に抽出した。

なお、安全機能に影響を及ぼさず、クリフェッジ評価に影響を及ぼさないと考えられ、抽出対象としない一部の設備等及び理由について、添付資料5-2-1に示す。

④ 起回事象、影響緩和機能に関連する設備等の津波影響の評価結果

③項にて抽出した設備等の、設置場所、耐震クラス、損傷モード、設置高さ、浸水口高さ、許容津波高さ及び裕度について、添付資料5-2-6に示す。

また、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関係を、添付資料5-2-7に示すとともに、これらの設備等の関係について、添付資料5-2-8に示す。

⑤ 各起回事象が発生する許容津波高さの特定結果

各設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、それぞれの起回事象がどの津波高さで発生するかを特定した。それぞれの起回事象発生時の許容津波高さを表5-2-1に記載した。

表5-2-1 起回事象発生時の許容津波高さ

津波高さ (m)	発生する起回事象	備 考
～7.70未満	－	－
7.70～10.30未満	補機冷却水の喪失 (過渡事象) (主給水喪失)	「補機冷却水の喪失」の発生に伴い、制御用空気系が喪失し、制御用空気が必要とする主給水流量制御弁が閉止（フェイルクローズ）することで、従属的に「主給水の喪失」が発生し、原子炉トリップを伴うことから、「過渡事象」も発生する。
10.30～11.3未満	補機冷却水の喪失 過渡事象 (主給水喪失)	－
11.3～13.0未満	補機冷却水の喪失 過渡事象 主給水喪失 外部電源喪失	－
13.0～	炉心損傷直結 補機冷却水の喪失 過渡事象 主給水喪失 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直接炉心損傷となる。

津波高さを高くしていくと、津波高さ T.P.+7.70m 以上で海水ポンプのモータが浸水し、機能喪失することにより、起回事象として「補機冷却水

の喪失」が発生する。

「補機冷却水の喪失」が発生すると、補機を冷却している冷却水の温度が上昇し、時間の経過に従い、制御用空気系統の機能が喪失し、蒸気発生器水位制御に使用している空気作動弁が閉止（制御用空気喪失で閉止）するため、原子炉が自動停止する。すなわち、「補機冷却水の喪失」に従属して、「過渡事象」及び「主給水喪失」が発生することになる。

一方、「過渡事象」及び「主給水喪失」が従属して発生に至る前に津波高さが上昇したと仮定した場合には、津波高さ T.P.+10.30m 以上で、循環水ポンプのモータが浸水し、機能喪失することにより、タービン及び原子炉が自動停止するという「過渡事象」が発生し、T.P.+11.3m 以上では、タービン建屋への浸水に伴い、タービン建屋地下階の復水ポンプが浸水し、機能喪失することにより「主給水喪失」が発生する。

また、津波高さ T.P.+11.3m 以上では、屋外に設置されている変圧器が浸水し、電源供給機能が喪失することにより「外部電源喪失」が発生する。

以上より、「過渡事象」及び「主給水喪失」は「補機冷却水の喪失」に従属して発生すること及び影響緩和のシナリオが包絡されていることから、津波により発生を考慮すべき 4 つの起因事象を包絡するシナリオとして、「補機冷却水の喪失」の事象進展の緩和手段に、「外部電源喪失」の影響緩和手段である「非常用所内電源からの給電」を追加したイベントツリーを作成した（以下、「補機冷却水の喪失+外部電源喪失」という）。作成したイベントツリーを、添付資料 5-2-10 に示す。

なお、引き津波については、運転マニュアルに、発電所を停止して潮位が回復するまで海水ポンプの運転を停止するなどの手順が定められていることから原子炉の燃料の重大な損傷に至ることはないと評価した。

⑥ 各影響緩和機能の許容津波高さの特定結果

⑤項で作成した起因事象「補機冷却水の喪失+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許容津波高さを整理し、各影響緩和系をフォールトツリーに展開し、各影響緩和機能を構成する機能の許容津波高さを求める（添付資料 5-2-9 参照）。

その後、「補機冷却水の喪失+外部電源喪失」の影響緩和機能に対する許容津波高さの評価を行った。評価結果を添付資料 5-2-10 に示す。

⑦ 各シナリオの許容津波高さの特定結果

「補機冷却水の喪失+外部電源喪失」の収束シナリオの許容津波高さについて評価を行った。

その結果、「補機冷却水の喪失+外部電源喪失」のイベントツリーの許容津波高さは、T.P.+13.0m となった。これを超える津波の場合は、タービン動補助給水ポンプが機能喪失する結果、蒸気発生器による冷却が失敗することとなり燃料の重大な損傷に至ると評価される。

以下に、「補機冷却水の喪失+外部電源喪失」の収束シナリオの概要を説明する。

起因事象発生の後、原子炉の停止に成功し、外部電源からの給電がない状態で、タービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器への給水が行われる。

機能喪失した補機冷却水系統は回復できず、制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場手動操作により開弁し、蒸気発生器による冷却が行われる。

1次系は蓄圧タンクのほう酸水を注入し、未臨界性を確保すると共に、その後、蓄圧タンク出口弁を中央制御室からの手動操作により閉弁する。

また、復水ピット枯渇までに2次系純水タンクへ切替、2次系純水タンク枯渇までに、原水、海水の順に復水ピットへ補給することにより2次系冷却を継続する。

この状態では未臨界性が確保された上で、海水等を水源とした安定、継続的な2次系の冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

⑧ 各起因事象を起点とするイベントツリーの許容津波高さ及びクリフエッジの特定結果

原子炉にある燃料に対する重大な損傷を防止する観点から津波に係るクリフエッジが存在し、それは **T.P.+13.0m** である。

ただし、この収束シナリオにおけるクリティカルとなる設備は、タービン動補助給水ポンプであり、当該設備は原子炉周辺建屋内に設置されていることから、当該ポンプ設置区画への許容浸水量を算出し、許容津波高さを再評価した。添付資料5-2-11に浸水量の評価結果を示す。その結果、タービン動補助給水ポンプは **T.P.+13.0m** の津波でも機能喪失に至らないと評価した。

以上の評価により、クリフエッジとしての津波高さは、緊急安全対策で建屋等の浸水防止措置を実施している **T.P.+13.0m** と特定された。

そのクリフエッジの設計想定津波高さ* (**T.P.+2.1m**) に対する裕度は、**10.9m** であり、設計想定津波高さ (**T.P.+2.1m**) の約 **6.1** 倍である。

平均満潮位 (**T.P.+1.31m**) の影響を差し引いて、何倍の裕度があるかを算出すると、約 **14.7** 倍である。

※玄海原子力発電所として高い側の1、2号機の想定津波高さで裕度を算出した。

⑨ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

⑧項までの検討において、当該プラントの津波に係るクリフエッジを特定した。このクリフエッジは福島第一原子力発電所事故を踏まえて整備を行った緊急安全対策整備後の状態に対して評価を行ったものである。ここでは事象の過程の進展を防止するための措置として評価した緊急安全対策の効果について検討する。

緊急安全対策のクリフエッジへの効果を整理するために、緊急安全対策で実施した対策を考慮しない「補機冷却水の喪失+外部電源喪失」の起因事象に対してのイベントツリーを作成した。作成したイベントツリー及び

各緩和機能の許容津波高さを添付資料5-2-12に示す。

緊急安全対策整備前においては、海水ポンプが機能喪失することにより、複数の補機の冷却水喪失により複数の機能が喪失し、また、海へ熱を逃がす機能についても喪失する結果、燃料の重大な損傷に至ると評価する。

一方、緊急安全対策整備後においては、海水ポンプの機能が喪失した場合においても、高圧発電機車の配備、タービン動補助給水ポンプの水源の確保により、海水系を用いた冷却に頼らずにタービン動補助給水ポンプを用いた2次系の冷却が可能となったこと及び、既存扉及び建屋貫通部の隙間にシール施工を行ったことにより、T.P.+7.70m から T.P.+13.0m までクリフエッジが改善された。

以上より、緊急安全対策整備前後で、津波によるクリフエッジは改善されることが評価され、緊急安全対策のクリフエッジに対する効果について把握することができた。

(3)-2 使用済燃料ピットにある燃料に対する評価結果

① 起回事象の選定結果

津波を起因とした使用済燃料ピットの燃料損傷に至る起回事象として、以下の3事象を選定した。

【起回事象】

- ・ 使用済燃料ピット冷却機能喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 補機冷却水の喪失

② 影響緩和機能の抽出及び収束シナリオの特定結果

①項の各起回事象について、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。イベントツリーは添付資料5-2-13のとおり。

収束シナリオ特定においては、使用済燃料ピットの未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオとし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオとした。

③ 起回事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出結果

起回事象及び影響緩和機能（フロントライン系及びサポート系）に関連する設備等を、添付資料5-2-1を参考に、添付資料5-2-6の設備欄に抽出した。

なお、安全機能に影響を及ぼさず、クリフエッジ評価に影響を及ぼさないと考えられ、抽出対象としない一部の設備及び理由について、添付資料5-2-1に示す。

④ 起回事象、影響緩和機能に関連する設備等の津波影響の評価結果

③項にて抽出した設備等の、設置場所、耐震クラス、損傷モード、設置

高さ、浸水口高さ、許容津波高さ及び裕度について、添付資料 5-2-6 に示す。

また、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関係を、添付資料 5-2-14 に示すとともに、これらの設備等の関係について、添付資料 5-2-15 に示す。

⑤ 各起回事象が発生する許容津波高さの特定結果

各設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、それぞれの起回事象がどの津波高さで発生するかを特定した。それぞれの起回事象発生時の許容津波高さを表 5-2-2 に記載した。

表 5-2-2 起回事象発生時の許容津波高さ

津波高さ (m)	発生する起回事象	備 考
～7.70未満	—	—
7.70～11.3未満	補機冷却水の喪失 (SFP冷却機能喪失)	「補機冷却水の喪失」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。
11.3～13.0未満	補機冷却水の喪失 (SFP冷却機能喪失) 外部電源喪失	—
13.0～	補機冷却水の喪失 外部電源喪失 SFP冷却機能喪失 (SFPポンプ故障)	—

津波高さを高くしていくと、津波高さ T.P.+7.70m で海水ポンプのモーターが浸水し、機能喪失することにより、起回事象として「補機冷却水の喪失」が発生し、従属的に「使用済燃料ピット冷却機能喪失」が発生する。

次に、津波高さ T.P.+11.3m 以上で、屋外に設置されている変圧器が浸水し、電源供給機能が喪失することにより、「外部電源喪失」が発生する。

さらに、津波高さ T.P.+13.0m 以上では、緊急安全対策で実施した浸水防止措置の範囲を超えた場合には、原子炉周辺建屋内に無制限に浸水し、T.P.+13.0m 以下に設置している建屋内の機器の機能は喪失すると仮定し、「使用済燃料ピット冷却機能喪失」が発生するとした。

「使用済燃料ピット冷却機能喪失」を起回事象とする事象進展に対する緩和機能は、「補機冷却水の喪失」の緩和機能に包絡されることから、「使用済燃料ピット冷却機能喪失」の評価は「補機冷却水の喪失」にまとめて評価を実施した。

なお、引き津波については、運転マニュアルに、発電所を停止して潮位が回復するまで海水ポンプの運転を停止するなどの手順が定められていることから使用済燃料の重大な損傷に至ることはないとして評価した。

⑥ 各影響緩和機能の許容津波高さの特定結果

「補機冷却水の喪失」及び「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許容津波高さを整理し、各影響緩和系をフォールトツリーに展開し、各影響緩和機能を構成する機能の許容津波高さを求めた（添付資料5-2-16参照）。

その後、「補機冷却水の喪失」及び「外部電源喪失」の影響緩和機能に対する許容津波高さの評価を行った。評価結果を添付資料5-2-17に示す。

⑦ 各シナリオの許容津波高さの特定結果

「補機冷却水の喪失」及び「外部電源喪失」の収束シナリオの許容津波高さについて評価を行った。

その結果、緊急安全対策により影響緩和が可能であるため、仮設ポンプ等の資機材保管場所の高さの **T.P.+24.6m** がイベントツリーの許容津波高さとなった。

これ以上においては、使用済燃料ピット内の燃料の継続的な冷却が不能となり燃料の重大な損傷に至ると評価される。

⑧ 各起因事象を起点とするイベントツリーの許容津波高さ及びクリフエッジの特定結果

「補機冷却水の喪失」及び「外部電源喪失」のイベントツリーの許容津波高さは、緊急安全対策として整備した使用済燃料ピットへの水の補給手段が喪失する仮設ポンプ等の資機材保管場所の高さの **T.P.+24.6m** と評価した。

以上の評価より、クリフエッジとしての津波高さは、**T.P.+24.6m** と特定された。

そのクリフエッジの、設計想定津波高さ* (**T.P.+2.1 m**) に対する裕度は、**22.5m** であり、設計想定津波高さ (**T.P.+2.1m**) の約 **11.7** 倍である。

平均満潮位 (**T.P.+1.31m**) の影響を差し引いて、何倍の裕度があるかを算出すると、約 **29.4** 倍である。

※玄海原子力発電所として高い側の1、2号機の想定津波高さで裕度を算出した。

⑨ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

⑧項までの検討において、当該プラントの津波に係るクリフエッジを特定した。このクリフエッジは、福島第一原子力発電所事故を踏まえて整備を行った緊急安全対策整備後の状態に対して評価を行ったものである。ここでは事象の過程の進展を防止するための措置として評価した緊急安全対策の効果について検討する。

緊急安全対策のクリフエッジへの効果を整理するために、緊急安全対策で実施した対策を考慮しない「補機冷却水の喪失」及び「外部電源喪失」の起因事象に対してのイベントツリーを作成した。作成したイベントツリー及び各緩和機能の許容津波高さを添付資料5-2-18に示す。

緊急安全対策前においては、**T.P.+11.3m** 以上の津波により、全交流電源

が喪失することで燃料取替用水ポンプを用いた使用済燃料ピットへの給水機能が喪失することにより、燃料の重大な損傷に至ると評価する。

一方、緊急安全対策整備後においては、燃料取替用水ポンプの機能が喪失した場合においても、仮設ポンプを用いた使用済燃料ピットへの海水の補給等により、燃料取替用水ポンプに頼らない冷却が可能となり、**T.P.+11.3m** から **T.P.+24.6m** までクリフエッジが改善された。

以上より、緊急安全対策整備前後で、津波によるクリフエッジは改善されることが評価され、緊急安全対策のクリフエッジに対する効果について把握することができた。

(4) 評価結果のまとめ

津波に対するクリフエッジは原子炉にある燃料に対しては、許容津波高さが **T.P.+13.0m**、また、使用済燃料ピットにある燃料に対しては、許容津波高さが **T.P.+24.6m** であると特定された。

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、原子炉にある燃料の損傷に至るクリフエッジの **T.P.+13.0m** 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が有効に機能し、クリフエッジが改善されたことについても確認することができた。

本評価は、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対策を考慮して実施している。今後もその効果を維持するための保守点検を確実に実施するとともに、更なる安全性向上として水密扉への取替えなどの信頼性向上を図ることとしている。

また、海水ポンプエリアの浸水対策の強化や、補助給水系統及び使用済燃料ピットへの代替水源となる 2 次系純水タンク等についての補強工事を行うことにより多重防護の観点での対策を充実することとしている。

5. 3 地震と津波の重畳

(1) 評価実施事項

- ① 設計上の想定を超える地震とそれに引き続く設計上の想定を超える津波が発生した場合において、安全上重要な建屋、系統、機器等及び燃料の重大な損傷に関係し得るその他の建屋、系統、機器等が損傷・機能喪失するか否かを設計上の想定との比較若しくは地震・津波 P S A の知見を踏まえて評価する。
- ② ①の評価結果を踏まえて、発生する起因事象により燃料の重大な損傷に至る事象の過程を同定し、クリフエッジの所在を特定する。またそのときの地震動、津波高さを明らかにする。
- ③ 特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

(2) 評価方法

原子炉にある燃料と使用済燃料ピットにある燃料を対象に、以下の評価を実施する。評価方法のフローは、図 5-3-1 のとおり。

なお、地震に伴い発生する津波を考えた場合、その地震と津波の大きさには、ある程度の相関性があるものと考えられるが、それを定量的に示すには現段階でデータや知見等が十分でなく、相関性を適切に考慮することは困難である。そのため、本評価においては、耐震裕度と許容津波高さのパラメータは、相互に独立のものとして扱い、両パラメータの全ての組み合わせを考慮することとする。

本方法による評価は、地震と津波に対しあらゆる大きさの組み合わせを考慮しており、相関性を考慮した場合に比べ、安全側の評価となる。

① 起因事象の選定



② 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

Step 1. イベントツリーと収束シナリオの特定

選定した起因事象とイベントツリーから、収束シナリオを特定

Step 2. 収束シナリオでの緩和系に対する耐震裕度と許容津波高さの評価

各収束シナリオが成功するために必要な各緩和機能の耐震裕度及び許容津波高さの組み合わせ（重畳に対する耐力）を評価

Step 3. 各収束シナリオの重畳に対する耐力の特定

重畳に対する耐力について、耐震裕度の中で最小のものと、許容津波高さの中で最小のもの組み合わせを、当該収束シナリオの重畳に対する耐力として特定

Step 4. 最も耐力を有する収束シナリオの特定

全収束シナリオ中、最も重畳に対する耐力を有するシナリオ及びその耐力の特定

Step 5. クリフエッジの特定

最も重畳に対する耐力を有するシナリオの耐力から、原子炉及び使用済燃料ピットに対するクリフエッジを評価し、プラント全体の重畳に対するクリフエッジを特定



③ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

図 5-3-1 クリフエッジ評価に係るフロー図（地震と津波の重畳）

① 起因事象の選定

5. 1項及び5. 2項において実施した評価結果に基づき特定されたクリフエッジとしての耐震裕度までの範囲及び許容津波高さまでの範囲で、発生する各起因事象を選定する。

また、選定された各起因事象発生や各影響緩和機能に係る耐震裕度又は許容津波高さについては、5. 1項又は5. 2項において評価した結果を用いる。

② 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

①項にて選定した各起因事象について、5. 1項又は5. 2項の検討において特定されている収束シナリオ（成功パス）を対象に、各収束シナリオ（成功パス）を成立させるための各影響緩和機能に関する耐震裕度と許容津波高さのそれぞれの最小値を求め、それらの最小値の組み合わせを、当該収束シナリオ（成功パス）に対する、地震及び津波への耐力として求める。その上で全ての収束シナリオ（成功パス）から、最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震と津波の重畳によるクリフエッジとして特定する。

③ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

(3) 評価結果

(3)-1 原子炉にある燃料に対する評価結果

① 起因事象の選定結果

5. 1項及び5. 2項の検討結果から、考慮すべき起因事象として以下の事象を選定した。

【地震側の起因事象】

- ・主給水喪失
- ・外部電源喪失

【津波側の起因事象】

- ・補機冷却水の喪失
- ・主給水喪失
- ・過渡事象
- ・外部電源喪失

② 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

a. 地震による起因事象をベースとした評価

上記①の各起因事象について、5. 1 (3) (3)-1⑤項で述べたように、「主給水喪失」と「外部電源喪失」は、「外部電源喪失」にまとめて評価できる。そのため、本評価においては「外部電源喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオ（成功パス）を対象に評価を行

った。具体的には、添付資料5-1-12で示した各起因事象に対するイベントツリーで示される全ての収束シナリオ（成功パス）における各影響緩和機能の耐力として、耐震裕度及び許容津波高さの組み合わせの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを抽出した（添付資料5-3-1参照）。

b. 津波による起因事象をベースとした評価

上記①の各起因事象について、5.2(3)(3)-1⑤項で述べたように、「主給水喪失」と「過渡事象」は、「補機冷却水の喪失」にまとめて評価できることから、「補機冷却水の喪失」の事象進展の緩和手段に、「外部電源喪失」の影響緩和手段である「非常用所内電源からの給電」を追加したイベントツリーで4つの起因事象を評価できる。そのため、本評価においては、「補機冷却水の喪失+外部電源喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオ（成功パス）を対象に評価を行った。具体的には、添付資料5-2-10で示したイベントツリーに対し、全ての収束シナリオ（成功パス）における各影響緩和機能の耐力として、耐震裕度及び許容津波高さの組み合わせの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを抽出した（添付資料5-3-2参照）。

この評価結果から、耐震裕度が 1.83Ss を超える場合又は津波高さが T.P.+13.0m を超える領域では、原子炉にある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、その境界線がクリフエッジとして特定された（図5-3-2参照）。

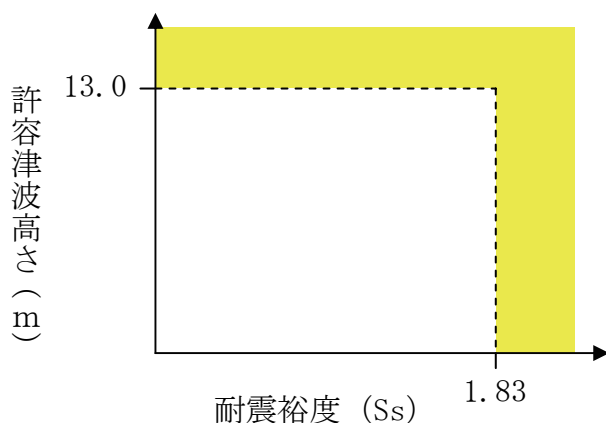


図5-3-2 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(原子炉)

③ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

②項までの検討において、当該プラントの地震及び津波の重畳に係るクリフエッジを特定した。このクリフエッジは福島第一原子力発電所事故を踏まえて整備を行った緊急安全対策整備後の状態に対して評価を行ったものである。ここではクリフエッジへの対応、事象の過程の進展を防止するための措置でもある緊急安全対策のクリフエッジへの効果について検討する。

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、緊急安全対策の整

備を考慮しないイベントツリーを作成した。作成したイベントツリー及び耐力を添付資料5-3-3、添付資料5-3-4に示す。

緊急安全対策整備前では 1.83Ss を超える地震により「外部電源喪失」が発生した場合、非常用所内電源からの給電に失敗し、燃料の重大な損傷に至ると評価する。また、T.P.+7.70m 以上の津波により、海水系の機能喪失に伴う「補機冷却水の喪失」が発生した場合、地震の影響により外部電源が喪失し、かつ、津波の影響により非常用所内電源からの給電に期待できないため、燃料の重大な損傷に至ると評価する。つまり、耐震裕度が 1.83Ss を超える場合、又は津波高さが T.P.+7.70m 以上の領域では、原子炉にある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、その境界線がクリフエッジとして特定された。

一方、緊急安全対策整備後においては、上記の機能が喪失した場合においても、高圧発電機車の配備、タービン動補助給水ポンプの水源確保、扉及び貫通部へのシール施工等により、耐震裕度 1.83Ss までの範囲、及び津波高さ T.P.+13.0m 以下の範囲では、タービン動補助給水ポンプを用いた2次系の冷却が可能となり、クリフエッジが改善された。

以上より、緊急安全対策整備前後で、地震と津波の重畳によるクリフエッジは改善されると評価され、緊急安全対策の効果について把握することができた(図5-3-3参照)。

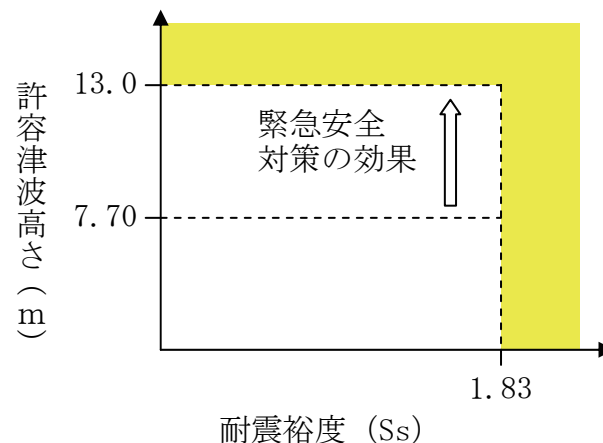


図5-3-3 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(原子炉：緊急安全対策整備前後の比較)

(3)-2 使用済燃料ピットにある燃料に対する評価結果

① 起回事象の選定結果

5. 1 項と 5. 2 項の検討結果から、考慮すべき起回事象として以下の事象を選定した。

【地震側の起回事象】

- ・外部電源喪失
- ・使用済燃料ピット冷却機能喪失
- ・補機冷却水の喪失
- ・使用済燃料ピット損傷

【津波側の起回事象】

- ・補機冷却水の喪失
- ・使用済燃料ピット冷却機能喪失
- ・外部電源喪失

② 収束シナリオ及びクリフェッジの特定結果

a. 地震による起回事象をベースとした評価

上記①の各起回事象について、5. 1 (3) (3)-2⑤項で述べたように、「補機冷却水の喪失」と「使用済燃料ピット冷却機能喪失」は、「補機冷却水の喪失」にまとめて評価できる。そのため、本評価においては、「外部電源喪失」と「補機冷却水の喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオ（成功パス）を対象に評価を行った。具体的には、添付資料 5-1-20 で示した各起回事象に対するイベントツリーで示される全ての収束シナリオ（成功パス）における各影響緩和機能の耐力として、耐震裕度及び許容津波高さの組み合わせの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを抽出した（添付資料 5-3-5 参照）。

また、「使用済燃料ピット損傷」においては 2Ss を超える地震で重大な燃料の損傷に至ると考えられることから「使用済燃料ピット損傷」の耐震裕度は 2Ss と特定された。

b. 津波による起回事象をベースとした評価

上記①の各起回事象について、5. 2 (3) (3)-2⑤項で述べたように、「補機冷却水の喪失」と「使用済燃料ピット冷却機能喪失」は、「補機冷却水の喪失」にまとめて評価できる。そのため、本評価においては「補機冷却水の喪失」と「外部電源喪失」のイベントツリーを用いて、既に特定されている収束シナリオ（成功パス）を対象に評価を行った。ただし、「補機冷却水の喪失」の収束シナリオ（成功パス）においては、外部電源が喪失することを考慮していないが、地震との重畳を考慮するにあたっては、それを考慮する必要がある。具体的には、添付資料 5-2-17 で示したイベントツリーに対し、非常用所内電源からの給電を考慮した上で、全ての収束シナリオ（成功パス）における各影響緩和機能の耐力として、耐震裕度及び許容津波高さの組み合わせの評価を行い、最も耐力を有するシナリオを抽出した（添付資料 5-3-6 参照）。

この評価結果から、耐震裕度が $2Ss$ を超える場合又は津波高さが $T.P.+24.6m$ を超える領域では、使用済燃料ピットにある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、その境界線がクリフエッジとして特定された（図5-3-4参照）。

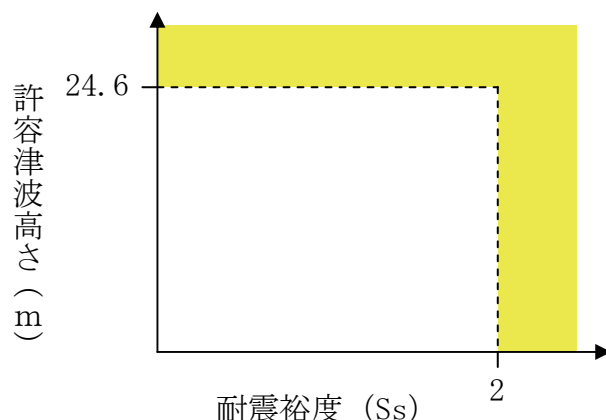


図5-3-4 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(使用済燃料ピット)

③ 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

②項までの検討において、当該プラントの地震及び津波の重畳に係るクリフエッジを特定した。このクリフエッジは福島第一原子力発電所事故を踏まえて整備を行った緊急安全対策整備後の状態に対して評価を行ったものである。ここではクリフエッジへの対応、事象の過程の進展を防止するための措置でもある緊急安全対策のクリフエッジへの効果について検討する。

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、緊急安全対策を考慮しないイベントツリーを作成した。作成したイベントツリー及び耐力を添付資料5-3-7、添付資料5-3-8に示す。

緊急安全対策整備前では、 $1.83s$ を超える地震により「外部電源喪失」が発生した場合、非常用所内電源からの給電に失敗するため、収束シナリオ（成功パス）は成立しなくなる。また、 $T.P.+7.70m$ 以上の津波により、海水系の機能喪失に伴う「補機冷却水の喪失」が発生した場合、津波の影響により非常用所内電源からの給電に期待できず、かつ、地震の影響により外部電源も喪失しているため、収束シナリオ（成功パス）は成立しなくなる。つまり、耐震裕度が $1.83s$ を超える場合、又は許容津波高さ $T.P.+7.70m$ 以上の領域では、使用済燃料ピットにある燃料の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、その境界線がクリフエッジとして特定された。一方、緊急安全対策整備後においては、上記の機能が喪失した場合においても、使用済燃料ピットへ海水等の水源から仮設ポンプ等を用いて直接水を供給できることにより、耐震裕度 $2Ss$ 又は許容津波高さ $T.P.+24.6m$ までの範囲で、燃料の重大な損傷を回避することが可能となり、クリフエッジが改善された。

以上より、緊急安全対策整備前後で、地震と津波の重畳によるクリフエッジは改善されると評価され、緊急安全対策の効果について把握することができた（図5-3-5参照）。

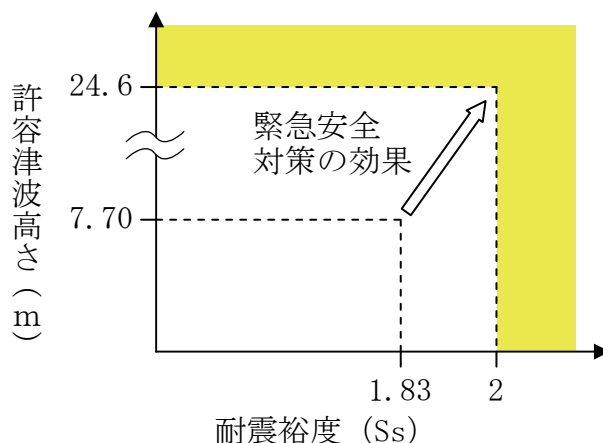


図 5-3-5 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(SFP：緊急安全対策整備前後の比較)

(4) 評価結果のまとめ

原子炉にある燃料に対する地震と津波の重畳のクリフエッジとなる起因事象は、地震及び津波に対して「外部電源喪失」として特定された。

また、そのときの耐震裕度と許容津波高さの組み合わせのクリフエッジは、原子炉にある燃料に対しては、耐震裕度 $1.83S_s$ 、許容津波高さ T.P.+13.0m となる。

また、使用済燃料ピットにある燃料に対しては、耐震裕度 $2S_s$ 、許容津波高さ T.P.+24.6m となる。

よって、地震と津波の重畳に対するクリフエッジは、原子炉にある燃料の耐震裕度が使用済燃料ピットの耐震裕度より小さいことから、プラントとしてのクリフエッジは、原子炉にある燃料に関するクリフエッジと同じとして特定された (図 5-3-6 参照)。

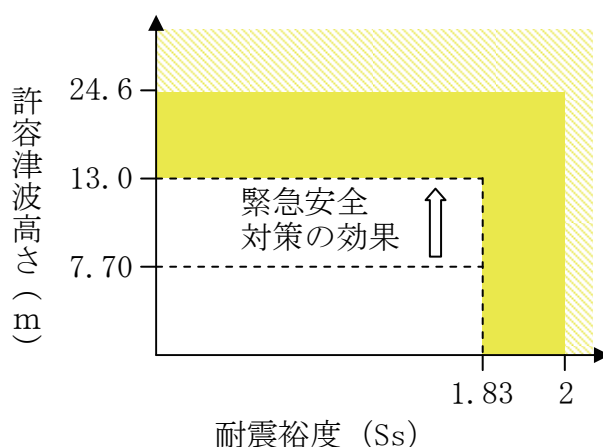


図 5-3-6 地震と津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(プラント全体：緊急安全対策整備前後の比較)

5. 4 全交流電源喪失

(1) 事象の概要

本事象は、原子炉の出力運転中又は停止中に送電系統等の故障により、外部電源が全て喪失し、かつ非常用ディーゼル発電機の起動失敗又は運転継続が失敗することによって所内の全ての交流電源が喪失することを想定する。

したがって、交流電源を駆動源とする動的機器は全て機能喪失するものとする。

全交流電源喪失が発生した場合には、原子炉は制御棒の自重落下により自動停止しているが、停止後も崩壊熱を発生することから原子炉を継続して冷却する必要がある。

通常、崩壊熱の除去は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより冷却水を蒸気発生器に給水し蒸気発生器を介した2次系からの冷却と、余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備等による1次系の冷却により行われる。

崩壊熱の除去に必要な補機は、蒸気発生器からの蒸気を駆動源とするタービン動補助給水ポンプを除いては、全て交流電源を駆動源としていることから、全交流電源喪失時には、これらの設備は機能を喪失する。

しかし、蒸気を駆動源とするタービン動補助給水ポンプが継続的に運転するとともに、緊急安全対策にて整備した仮設ポンプを用い、復水ピットへの給水を継続的に行うことにより、蒸気発生器を介した、原子炉の冷却を継続することが可能である。

また、使用済燃料ピットについては、通常、使用済燃料ピットポンプにより、使用済燃料ピット冷却器を介し、使用済燃料の崩壊熱の除去を行う。

さらに、保有水が減少した場合には、燃料取替用水ポンプにより、燃料取替用水ピット水を使用済燃料ピットに補給するが、崩壊熱の除去に必要な補機は交流電源を駆動源としていることから、全交流電源喪失時には、これらのポンプは機能を喪失する。

しかし、緊急安全対策にて整備した仮設ポンプを用い、蒸散により失われる使用済燃料ピット保有水の補給を行うことにより、使用済燃料ピットの冷却を継続することが可能である。

玄海4号機の主要な系統図を図2-2に示す。

(2) 評価実施項目

- ① 内の事象P S Aの知見を踏まえて、全交流電源喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにする。
- ② ①において特定された事象の過程及び外部電源喪失から全交流電源喪失への進展過程を踏まえ、全交流電源喪失時の燃料の重大な損傷を防止するための機能の継続時間を明らかにし、クリフエッジの所在を特定する。
- ③ 特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の

過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

(3) 評価方法

原子炉にある燃料と使用済燃料ピットにある燃料を対象に以下の評価を実施する。

①-1 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

外部電源喪失から全交流電源喪失に至る事象の過程（事故シナリオ）をイベントツリーで示すとともに、それらに対する非常用ディーゼル発電機等のバックアップ電源の構成を明らかにして、バックアップ電源の有効性及び限界（バックアップ電源の継続時間等）を明らかにする。

①-2 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

全交流電源喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程（事故シナリオ）をイベントツリーで分析し、事象の過程を特定する。

全交流電源喪失時に、燃料の重大な損傷を防止するための機能として使用できる防護措置（緩和システム等）を明らかにする。

上記①-1、①-2項の検討条件については以下のとおりとする。

- ・外部電源喪失から全交流電源喪失及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において、地震、津波等の外部事象による設備への影響は考慮しない。
- ・イベントツリーの作成に当たっては、外部電源の復旧及び非常用ディーゼル発電機の復旧は考慮しない。
- ・対象とする防護措置は、以下のイ)～ニ)に分類して示す。
 - イ) 工事計画で対象とした設備
 - ロ) 実施済みのアクシデントマネジメント設備
 - 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のうち設置済みの設備）

なお、設置されていないが計画が明らかになっている設備による防護措置は参考とし、設置済みの設備（上記のイ)～ニ)）による防護措置とは区別する。

② 全交流電源喪失時の防護措置の継続時間及びクリフエッジの所在の特定

①-2項において特定した事象の過程（事故シナリオ）に基づき、全交流電源喪失時の防護措置の継続時間を評価する。

この評価では、①-2項において特定した必要な機能が喪失するまでの時間評価とし、機能喪失から燃料の重大な損傷に至るまでの時間は、保守的に、継続時間を含めないこととする。

その上で、全交流電源喪失発生後の機能喪失（クリフエッジ）の所在を特

定する。

上記の検討条件については以下のとおりとする。

- ・クリフェッジの特定に際しては、全交流電源喪失時に作動する防護措置（緩和システム等）について、機器の継続運転の制約条件（蓄電池の枯渇、燃料の枯渇、水源の枯渇、環境条件の悪化等）を考慮する。
- ・最も厳しいプラント状態として、全出力運転状態を初期状態とする場合（以下、「プラント運転時」という。）と燃料が原子炉から使用済燃料ピットに全て取り出され、使用済燃料ピットが使用済燃料で満たされた状態を初期状態とする場合（以下、「プラント停止時」という。）について評価する。
- ・継続時間評価においては、全交流電源喪失発生後、原子炉については、緊急安全対策として整備した手順に従い、タービン動補助給水ポンプによる安定的な冷却が可能な状態（1次冷却材温度約170℃）まで移行、維持し、燃料の崩壊熱除去を継続するものとして評価する。また、使用済燃料ピットについては、崩壊熱によって蒸散する保有水を補給し、使用済燃料ピットを通常水位に維持するものとして評価する。
- ・高圧発電機車、仮設ポンプ用ディーゼルエンジン発電機の燃料（A重油）及びエンジンポンプの燃料（ガソリン）など1、2、3、4号機で共有して使用するものについては、4号機にとって評価が厳しくなるよう、1、2、3号機においても全交流電源喪失が発生し、高圧発電機車等が燃料を消費していることを仮定して評価する。
- ・各エンジンポンプについては、発電所外から燃料（ガソリン）の調達ができない場合、予備の水中ポンプ（A重油を使用）を使用する。

③ 事象の過程の進展を防止するための措置及びその効果の確認

特定した防護措置ごとに、燃料の重大な損傷の防止又は燃料の重大な損傷までの余裕時間増加の効果を明らかにする。

防護措置の効果を多重防護の観点から確認する。具体的には、防護措置が機能喪失した場合には、その機能を代替する防護措置を明らかにするとともに、機能を果たす防護措置の種類と数を確認する。

また、プラント全体としての安全裕度を明らかにするため、全交流電源喪失に対して緊急安全対策前後の余裕時間を比較する。

なお、防護措置の評価に当たっては、プラント外部からの支援は受けられない厳しい条件を仮定する。

○電源機能

蓄電池、高圧発電機車

○燃料貯蔵設備

非常用ディーゼル発電機貯油槽、ドラム缶（ガソリン）

これらの設備については、保安規定に基づき点検計画を定め、設備の健全性の維持、確認を行っている。

なお、発電所で保有する水源としてのタンクについては、緊急安全対策策定時に3号機も含めた割り当てを設定しており、4号機では復水ピット、2次系純水タンク、原水タンクを評価対象としている。（添付資料5-4-4参照）

今回評価に用いる各々の保有水量については、復水ピットは保安規定値、2次系純水タンク及び原水タンクは運用値の容量とした。

② 全交流電源喪失時の防護措置の継続時間及びクリフェッジの所在の特定結果

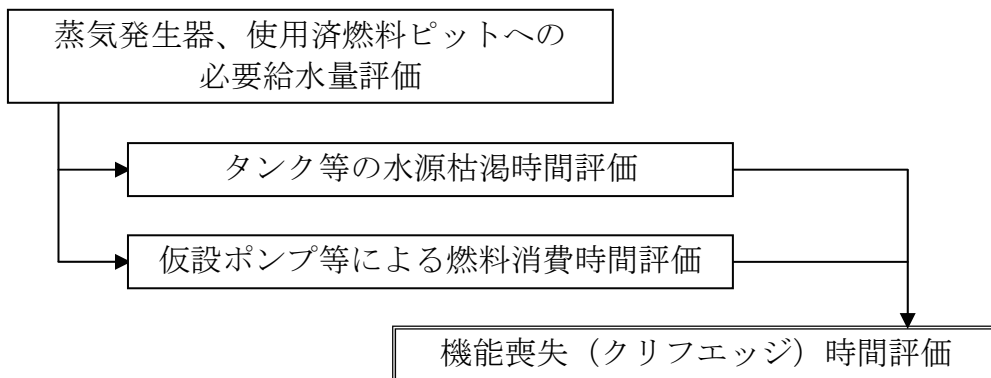
（4）評価結果①-2項において特定した事象の過程を踏まえ、全交流電源喪失時の防護措置の継続時間評価は、（3）評価方法②項に記載のとおり「プラント運転時」及び「プラント停止時」における給水機能の継続時間、電源機能の継続時間の評価を実施し、機能喪失（クリフェッジ）の所在の特定を行った。

なお、給水機能の継続時間評価は、蒸気発生器、使用済燃料ピットへの必要給水量評価に基づき、タンク等の水源枯渇時間、仮設ポンプ及び高圧発電機車による燃料消費時間を踏まえ、機能喪失（クリフェッジ）となる時間評価を行った。

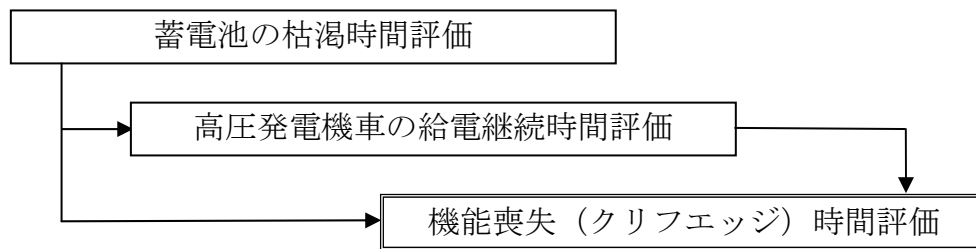
電源機能の継続時間評価は、蓄電池の枯渇時間、高圧発電機車の給電継続時間を踏まえ、機能喪失（クリフェッジ）となる時間評価を行った。

継続時間評価のフローは以下のとおり。

<給水機能の継続時間評価>



<電源機能の継続時間評価>



a. プラント運転時の継続時間に係る評価及びクリフエッジの特定

(a) 給水機能の継続に係る評価

(i) 原子炉にある燃料に対する評価結果

- ・プラント運転時に全交流電源喪失が発生した場合、タービン動補助給水ポンプにより、蒸気発生器の2次側への給水が行われ、蒸気発生器を介して原子炉の冷却が行われる。
- ・水源としては、復水ピット、2次系純水タンク、原水タンクの順に切り替え、最終的には仮設ポンプを用いて淡水・海水を取水し、復水ピットに補給することで継続的に蒸気発生器への給水を確保できることを訓練実績などから確認している。(表4-1、添付資料5-4-5参照)
- ・各水源の枯渇時間については、各水源の保有水と原子炉にある燃料の崩壊熱に見合う給水量から、復水ピットは起因事象発生から約6時間後、2次系純水タンクは起因事象発生から約2.3日後、原水タンクは起因事象発生から約16日後である。(添付資料5-4-5参照)
- ・仮設ポンプを用いて淡水・海水を補給する際には、水源である淡水・海水は十分にあるものの、エンジンポンプの運転に必要な燃料(ガソリン)及び水中ポンプの運転に必要な燃料(A重油)を補給する必要がある。
- ・エンジンポンプの運転に必要な燃料については、発電所構内に備蓄してあるガソリンを使用する。発電所に備蓄しているガソリンは、プラント外部からの支援がなく、かつ、燃料消費上最も条件が厳しくなるよう、1、2、3号機においても全交流電源喪失が発生し、使用することを想定した場合、起因事象発生から約17.4日後に枯渇する。ただし、エンジンポンプについては、ガソリン枯渇後は水中ポンプに切り替えるものとして評価する。水中ポンプの運転に必要な燃料については、発電所構内にある非常用ディーゼル発電機貯油槽の燃料(A重油)から供給を行う。発電所に貯蔵しているA重油はプラント外部からの支援がなく、かつ、燃料消費上最も条件が厳しくなるよう、1、2、3号機においても全交流電源喪失が発生し、使用することを想定した場合、起因事

象発生から約65日後に枯渇する。(添付資料5-4-6参照)

(ii) 使用済燃料ピットにある燃料に対する評価結果

- ・プラント運転時に全交流電源喪失が発生した場合、使用済燃料ピットポンプが停止し、冷却機能が喪失することにより、使用済燃料ピットへの新たな給水が必要となる。
- ・水源としては、2次系純水タンク、原水タンクの順に切り替え、最終的には仮設ポンプを用いて淡水・海水を取水することで、継続的に使用済燃料ピットへの給水を確保できることを訓練実績などから確認している。(表4-1、添付資料5-4-7参照)
- ・各水源の枯渇時間については、各水源の保有水と使用済燃料ピットにある燃料の崩壊熱に見合う給水量から、2次系純水タンクは起因事象発生から約2.3日後、原水タンクは起因事象発生から約16日後である。(添付資料5-4-4参照)
- ・仮設ポンプを用いて淡水・海水を補給する際には、水源である淡水・海水は十分にあるものの、水中ポンプの運転に必要な燃料(A重油)を補給する必要がある。
- ・発電所に貯蔵しているA重油は、「(i) 原子炉にある燃料に対する評価結果」と同様に評価した結果、起因事象発生から約65日後に枯渇する。(添付資料5-4-6参照)

この給水機能継続時間に係る評価結果を図5-4-4に示す。

(b) 電源機能の継続に係る評価

電源機能の一つである高圧発電機車の燃料は発電所共有としていることから、4号機にとって評価が厳しくなるよう、1、2、3号機においても全交流電源喪失が発生し、高圧発電機車等が燃料を消費していることを仮定して評価した結果は以下のとおりである。

- ・プラント運転時に全交流電源喪失が発生した場合、蓄電池の直流電源により監視機器へ電源が供給される。
- ・蓄電池については、その容量から約5時間の電源供給が可能であるが、蓄電池の枯渇に対しては、高圧発電機車により継続的に電源を供給できることを訓練実績などから確認している。(表4-1、添付資料5-4-8参照)
- ・高圧発電機車の燃料については、発電所構内にある非常用ディーゼル発電機貯油槽の燃料(A重油)から供給を行う。
- ・プラント外部からの支援がない場合、発電所に貯蔵しているA重油は起因事象発生から約65日後に枯渇する。(添付資料5-4-6参照)

この電源機能継続時間に係る評価結果を図5-4-4に示す。

(c) クリフェッジ所在の特定

(a) 給水機能の継続に係る評価、(b) 電源機能の継続に係る評価より、プラント運転時のクリフェッジは原子炉及び使用済燃料ピット共に約65日後になる。

このプラント運転時の給水機能及び電源機能継続時間評価並びにクリフェッジ所在の特定結果を図5-4-4に示す。

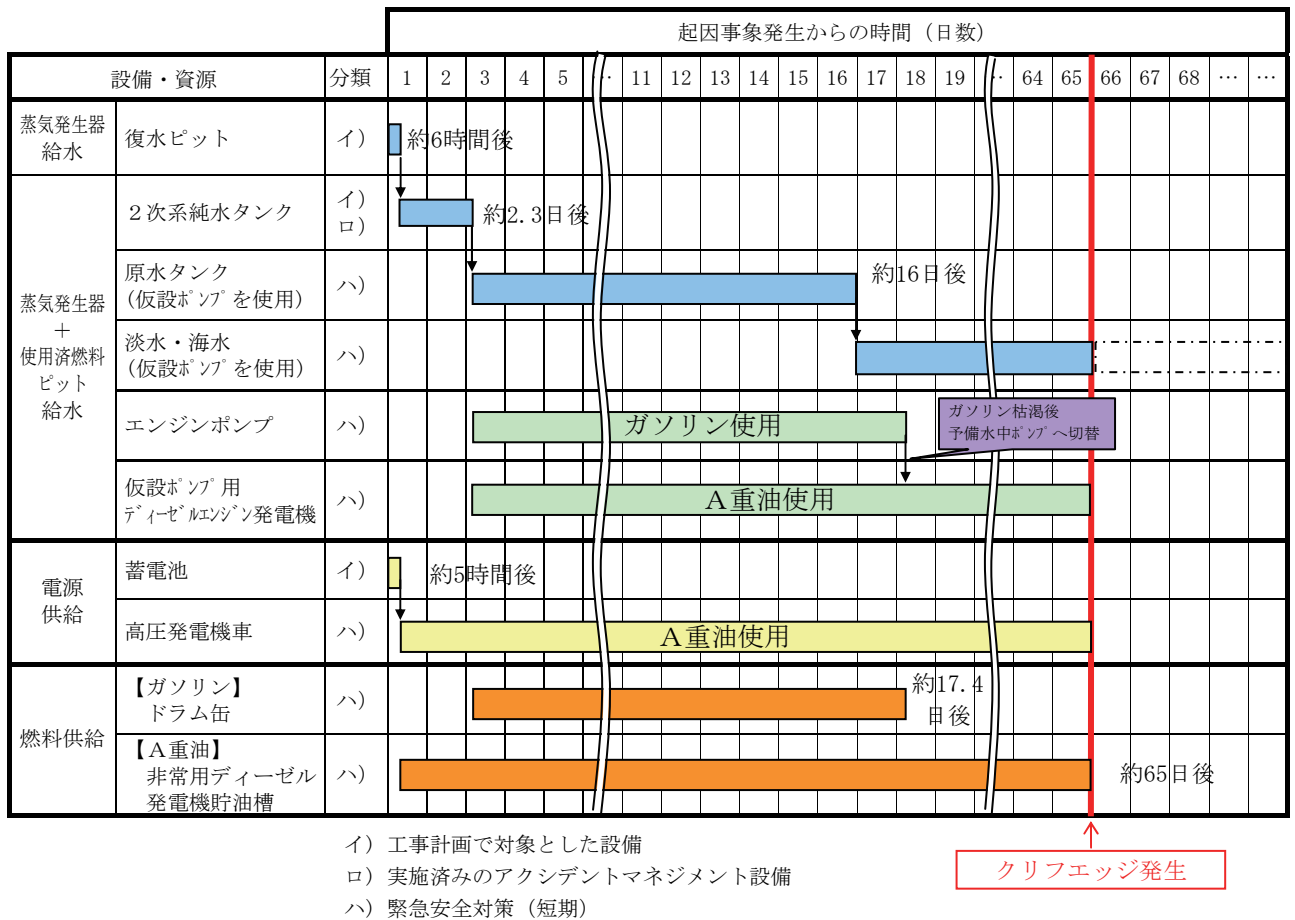


図5-4-4 プラント運転時の給水機能及び電源機能継続時間評価並びにクリフェッジ所在の特定結果

b. プラント停止時の継続時間に係る評価及びクリフェッジの特定

(a) 給水機能の継続に係る評価

プラント停止時には原子炉の燃料は使用済燃料ピットに取り出されるため、使用済燃料ピットについてのみ評価を行った。

- ・プラント停止時に全交流電源喪失が発生した場合、使用済燃料ピットポンプが停止し、冷却機能が喪失することにより、使用済燃料ピットへの新たな給水が必要となる。
- ・水源としては、2次系純水タンク、原水タンクの順に切り替え、最終的には仮設ポンプを用いて淡水・海水を取水することで、継続的に使用済燃料ピットへの給水を確保できることを訓練実績などから確認

している。(表4-1、添付資料5-4-7参照)

- ・各水源の枯渇時間については、各水源の保有水と使用済燃料ピットにある燃料の崩壊熱に見合う給水量から、2次系純水タンクは起因事象発生から約4日後、原水タンクは起因事象発生から約21日後である。(添付資料5-4-4参照)
- ・仮設ポンプを用いて淡水・海水を補給する際には、水源である淡水・海水は十分にあるものの、水中ポンプの運転に必要な燃料(A重油)を補給する必要がある。
- ・水中ポンプの運転に必要な燃料については、発電所構内にある非常用ディーゼル発電機貯油槽の燃料(A重油)から供給を行う。発電所に貯蔵しているA重油はプラント外部からの支援がなく、かつ、燃料消費上最も条件が厳しくなるよう、1、2、3号機においても全交流電源喪失が発生し、使用することを想定した場合、起因事象発生から約66日後に枯渇する。(添付資料5-4-6参照)
この給水機能継続時間に係る評価結果を図5-4-5に示す。

(b) 電源機能の継続に係る評価

使用済燃料ピットへの給水においては、電源供給を必要としないが、プラント停止時においても、評価は保守的に、プラント運転時と同様の燃料消費があるとして、プラント運転時の評価結果で代表させた結果は以下のとおりである。

- ・全交流電源喪失が発生した場合、蓄電池の直流電源により監視機器へ電源が供給される。
- ・蓄電池については、その容量から約5時間の電源供給が可能であるが、蓄電池の枯渇に対しては、高圧発電機車により継続的に電源を供給できることを訓練実績などから確認している。(表4-1、添付資料5-4-8参照)
- ・高圧発電機車の燃料については、発電所構内にある非常用ディーゼル発電機貯油槽の燃料(A重油)から供給を行う。
- ・プラント外部からの支援がない場合、発電所に貯蔵しているA重油は起因事象発生から約66日後に枯渇する。(添付資料5-4-6参照)
この電源機能継続時間に係る評価結果を図5-4-5に示す。

(c) クリフエッジ所在の特定

(a) 給水機能の継続に係る評価、(b) 電源機能の継続に係る評価より、プラント停止時のクリフエッジは使用済燃料ピットで約66日後になる。

このプラント停止時の給水機能及び電源機能継続時間評価並びにクリフエッジ所在の特定結果を図5-4-5に示す。

とが可能となった効果により、電源機能、給水機能ともにクリフエッジが約65日後に増加することとなった。

このプラント運転時における事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果を図5-4-6に示す。

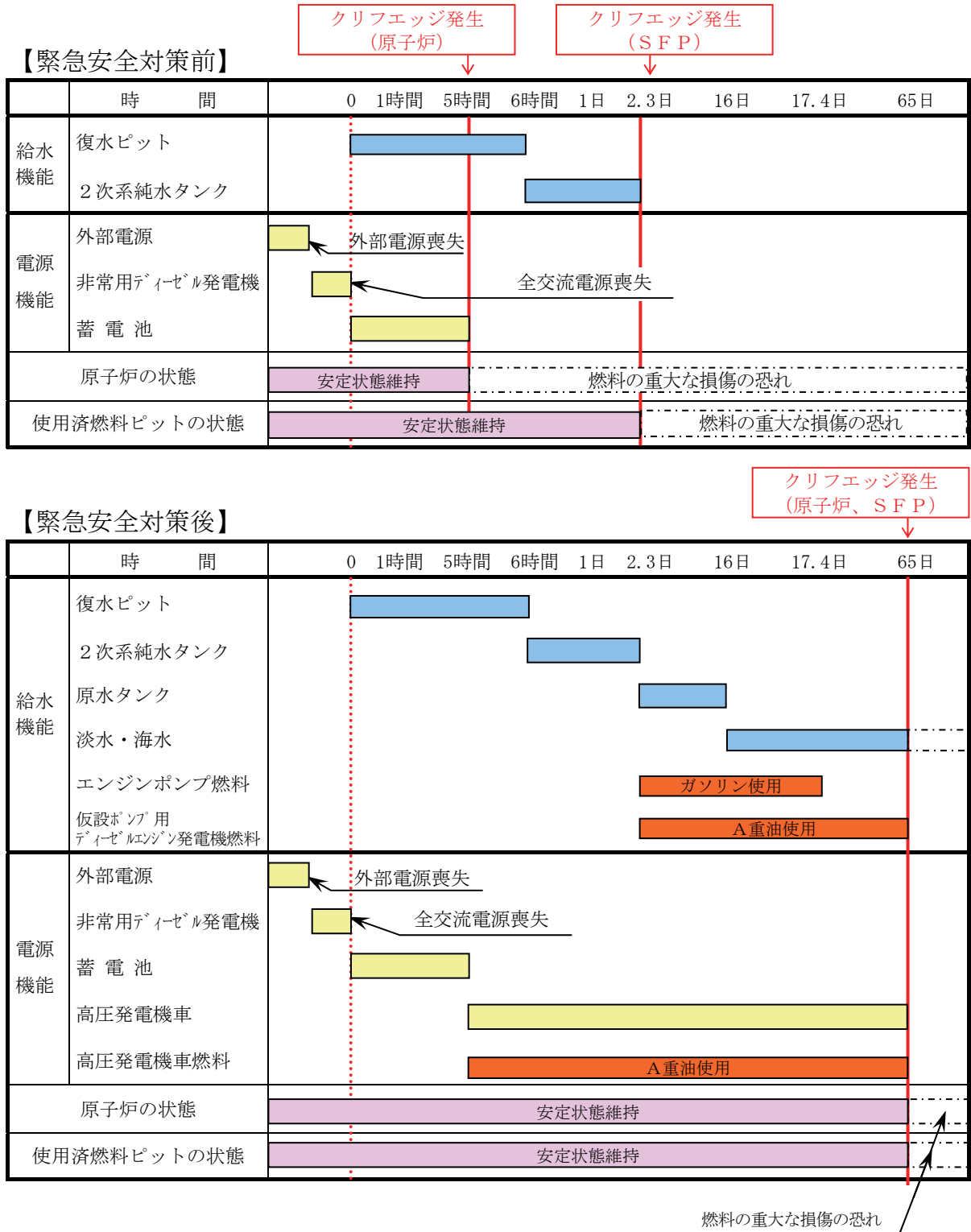


図5-4-6 プラント運転時における事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

b. プラント停止時の場合

(4) 評価結果②項より緊急安全対策前は、電源機能の蓄電池が約5時間後に枯渇し、監視機器等への電源供給機能の維持ができなくなるが、緊急安全対策（短期）によって、電源機能の種類に高圧発電機車が加わり合計2種類となった。

さらに、使用済燃料ピットへの給水機能の種類についても、緊急安全対策前は2次系純水タンクが約4日後に枯渇し、使用済燃料ピットへの給水ができなくなるが、緊急安全対策（短期）によって、給水機能の種類に原水タンク及び淡水・海水が加わり合計3種類の水源に順次切り替えることが可能となった効果により、クリフエッジが約66日後に増加することとなった。

このプラント停止時における事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果を図5-4-7に示す。

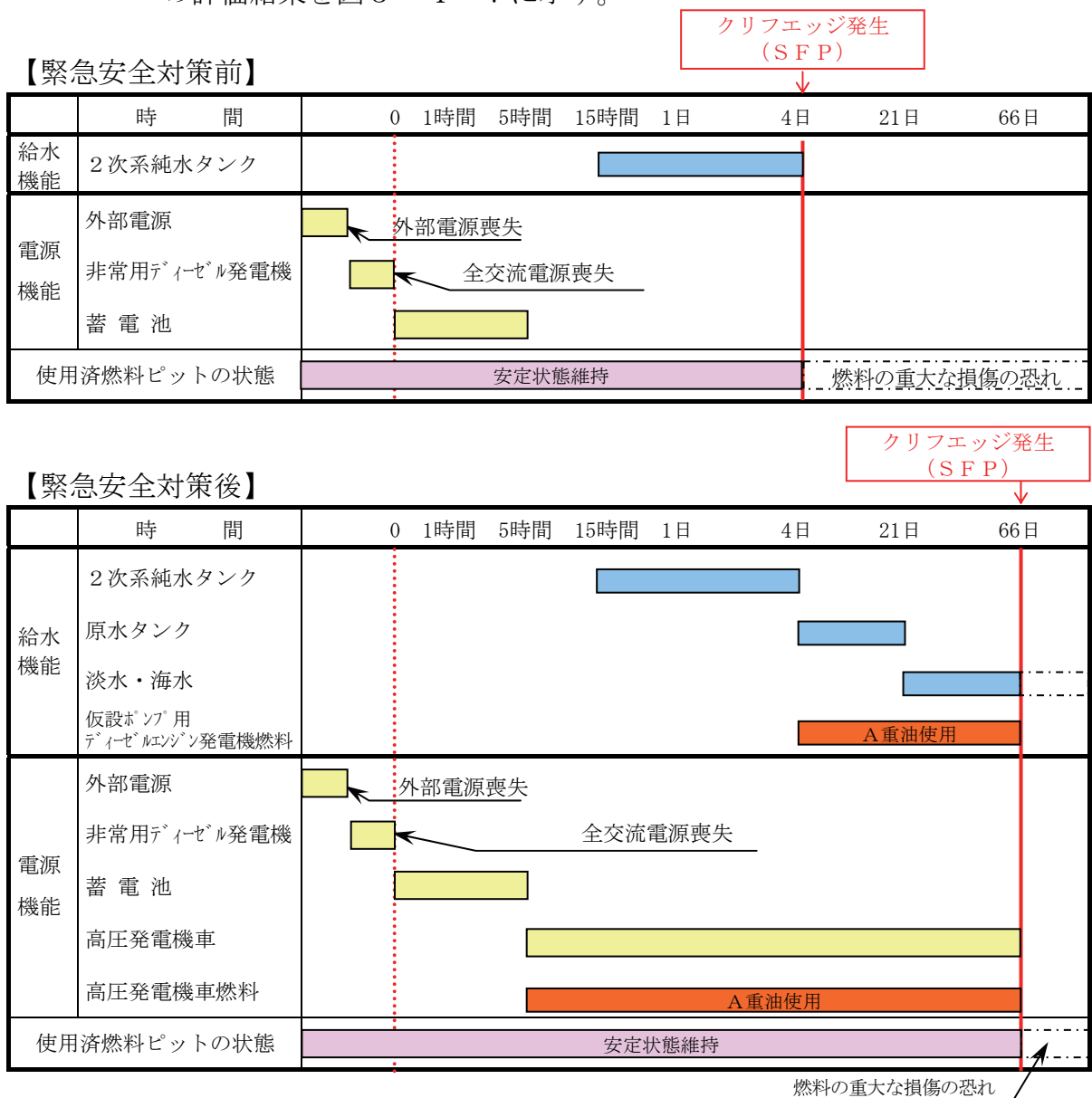


図5-4-7 プラント停止時における事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

(5) 評価結果のまとめ

全交流電源喪失が発生した場合、発電所外部からの支援がない場合でも、燃料は重大な損傷に至ることなく、給水機能及び電源機能を、プラント運転時で約65日間、プラント停止時で約66日間継続することができる。

これは緊急安全対策（短期）の結果、各々の継続時間が大幅に増加したものであり、発電所外部からの支援（燃料補給等）を期待するに十分な時間余裕となっている。

発電所への燃料補給は、発電所の貯蔵分が枯渇するまでに陸路による補給を行うこととしており、給水機能及び電源機能を継続して維持できることから、クリフエッジを回避することが可能である。

また、緊急安全対策（短期）に加え、4. 多重防護の強化策 4. 1 緊急安全対策（2）緊急安全対策（中長期）に示すとおり、設備の恒設化や冗長性の確保、設備強化対策を合わせて実施し、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設備の効果についても参考として評価しており、その評価結果は添付資料5-4-9に示す。例えば、今後非常用発電機を設置し外部電源喪失時のバックアップ電源の多様化を図る計画である。

なお、設備強化対策として平成24年4月移動式大容量発電機を配備したことにより、必要に応じて電動補助給水ポンプが稼働できることから、蒸気発生器への給水を果たす防護措置が増えた。

5. 5 最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失

(1) 事象の概要

本事象は、原子炉の出力運転中又は停止中に海水ポンプ及び循環水ポンプの故障により、海水による冷却系が機能喪失することによって最終的な熱の逃し場（以下、「最終ヒートシンク」という。）が喪失することを想定する。

したがって、海水による冷却系を要する機器は全て機能喪失するものとする。

最終ヒートシンク喪失が発生した場合には、原子炉は制御棒の自重落下により自動停止するが、停止後も崩壊熱を発生することから継続して冷却する必要がある。

通常、崩壊熱の除去は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより冷却水を蒸気発生器に給水し蒸気発生器を介した2次系からの冷却と、余熱除去設備、原子炉補機冷却設備、原子炉補機冷却海水設備等による1次系の冷却により行われる。

崩壊熱の除去に必要な補機は、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプを除いては、全て海水をヒートシンクとしていることから、最終ヒートシンク喪失時には、これらの設備は機能を喪失する。

しかし、海水をヒートシンクとしない電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプが継続的に運転するとともに、緊急安全対策にて整備した仮設ポンプを用い、復水ピットへの給水を継続的に行うことにより、蒸気発生器を介した、原子炉の冷却を継続することが可能である。

また、使用済燃料ピットについては、通常、使用済燃料ピットポンプにより、使用済燃料ピット冷却器を介し、使用済燃料の崩壊熱の除去を行う。

崩壊熱の除去に必要な補機は、海水をヒートシンクとしていることから、最終ヒートシンク喪失時には、これらのポンプは機能を喪失する。

しかし、緊急安全対策にて整備した仮設ポンプを用い、蒸散により失われる使用済燃料ピット保有水の補給を行うことにより、使用済燃料ピットの冷却を継続することが可能である。

玄海4号機の主要な系統図を図2-2に示す。

(2) 評価実施項目

- ① 内の事象P S Aの知見を踏まえて、最終ヒートシンク喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程を明らかにする。
- ② ①において特定された事象の過程の進展を踏まえ、最終ヒートシンク喪失時の燃料の重大な損傷を防止するための機能の継続時間を明らかにし、クリフエッジの所在を特定する。
- ③ 特定されたクリフエッジへの対応を含め、燃料の重大な損傷に至る事象の過程の進展を防止するための措置について、多重防護の観点から、その効果を示す。

(3) 評価方法

原子炉にある燃料と使用済燃料ピットにある燃料を対象に以下の評価を実施する。

- ① 最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程の特定
最終ヒートシンク喪失を起因事象として燃料の重大な損傷に至る事象の過程（事故シナリオ）をイベントツリーで分析し、事象の過程を特定する。
最終ヒートシンク喪失時に、燃料の重大な損傷を防止するための機能として使用できる防護措置（緩和システム等）を明らかにする。

上記①項の検討条件については以下のとおりとする。

- ・最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程において、地震、津波等の外部事象による設備への影響は考慮しない。
- ・イベントツリーの作成に当たっては、海水ポンプ及び循環水ポンプの復旧は考慮しない。
- ・対象とする防護措置は、以下のイ)～ニ)に分類して示す。
 - イ) 工事計画で対象とした設備
 - ロ) 実施済みのアクシデントマネジメント設備
 - 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のうち設置済みの設備）

なお、設置されていないが計画が明らかになっている設備による防護措置は参考とし、設置済みの設備（上記のイ)～ニ)）による防護措置とは区別する。

- ② 最終ヒートシンク喪失時の防護措置の継続時間及びクリフェッジの所在の特定

①項において特定した事象の過程（事故シナリオ）に基づき、最終ヒートシンク喪失時の防護措置の継続時間を評価する。

この評価では、①項において特定した必要な機能が喪失するまでの時間評価とし、機能喪失から燃料の重大な損傷に至るまでの時間は、保守的に、継続時間に含めないこととする。

その上で、最終ヒートシンク喪失発生後の機能喪失（クリフェッジ）の所在を特定する。

上記の検討条件については以下のとおりとする。

- ・クリフェッジの特定に際しては、最終ヒートシンク喪失時に作動する防護措置（緩和システム等）について、機器の継続運転の制約条件（燃料の枯渇、水源の枯渇、環境条件の悪化等）を考慮する。
- ・最も厳しいプラント状態として、全出力運転状態を初期状態とする場合（以下、「プラント運転時」という。）と燃料が原子炉から使用済燃料ピットに全て取り出され、使用済燃料ピットが使用済燃料で満たされた状

態を初期状態とする場合（以下、「プラント停止時」という。）について評価する。

- ・継続時間評価においては、最終ヒートシンク喪失発生後、原子炉については、緊急安全対策として整備した手順に従い、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる安定的な冷却が可能な状態（1次冷却材温度約170℃）まで移行、維持し、燃料の崩壊熱除去を継続するものとして評価する。また、使用済燃料ピットについては、崩壊熱によって蒸散する保有水を補給し、使用済燃料ピットを通常水位に維持するものとして評価する。
- ・仮設ポンプ用ディーゼルエンジン発電機の燃料（A重油）及びエンジンポンプの燃料（ガソリン）など1、2、3、4号機で共有して使用するものについては、4号機にとって評価が厳しくなるよう1、2、3号機においても最終ヒートシンク喪失が発生し、仮設ポンプ用ディーゼルエンジン発電機及びエンジンポンプが燃料を消費していることを仮定して評価する。
- ・各エンジンポンプについては、発電所外から燃料（ガソリン）の調達ができない場合、予備の水中ポンプ（A重油を使用）を使用する。

③ 事象の過程の進展を防止するための措置及びその効果の確認

特定した防護措置ごとに、燃料の重大な損傷の防止又は燃料の重大な損傷までの余裕時間増加の効果を明らかにする。

防護措置の効果を多重防護の観点から確認する。具体的には、防護措置が機能喪失した場合には、その機能を代替する防護措置を明らかにするとともに、機能を果たす防護措置の種類と数を確認する。

また、プラント全体としての安全裕度を明らかにするため、最終ヒートシンク喪失に対して緊急安全対策前後の余裕時間を比較する。

なお、防護措置の評価に当たっては、プラント外部からの支援は受けられない厳しい条件を仮定する。

（4）評価結果

① 最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程の特定結果

（原子炉）

事象の過程として原子炉については、最終ヒートシンク喪失後、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより、蒸気発生器の2次側への給水が行われ、蒸気発生器を介して原子炉の冷却が行われる。

蒸気発生器への給水機能が失われ、燃料の崩壊熱を除去できなくなれば、最終的には燃料の重大な損傷に至る。

この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（原子炉）を図5-5-1に示す。

最終ヒートシンク喪失から燃料の重大な損傷までの事象の過程から、原子炉及び使用済燃料ピットにある燃料の重大な損傷を防止するための機能とシステムが把握できた。

これらに係る設備は以下のとおりで、その設備の概要及び保全内容を、添付資料5-4-3に示す。

○蒸気発生器への給水機能

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、2次系純水タンク、原水タンク、仮設ポンプ（水中ポンプ）、ディーゼルエンジン発電機、仮設ポンプ（エンジンポンプ）

○使用済燃料ピットへの給水機能

2次系純水タンク、原水タンク、仮設ポンプ（水中ポンプ）、ディーゼルエンジン発電機

○燃料貯蔵設備

非常用ディーゼル発電機貯油槽（A重油）、ドラム缶（ガソリン）

これらの設備については、保安規定に基づき点検計画を定め、設備の健全性の維持、確認を行っている。

なお、発電所で保有する水源としてのタンクについては、緊急安全対策策定時に3号機も含めた割り当てを設定しており、4号機では復水ピット、2次系純水タンク、原水タンクを評価対象としている。（添付資料5-4-4参照）

今回評価に用いる各々の保有水量については、復水ピットは保安規定値、2次系純水タンク及び原水タンクは運用値の容量とした。

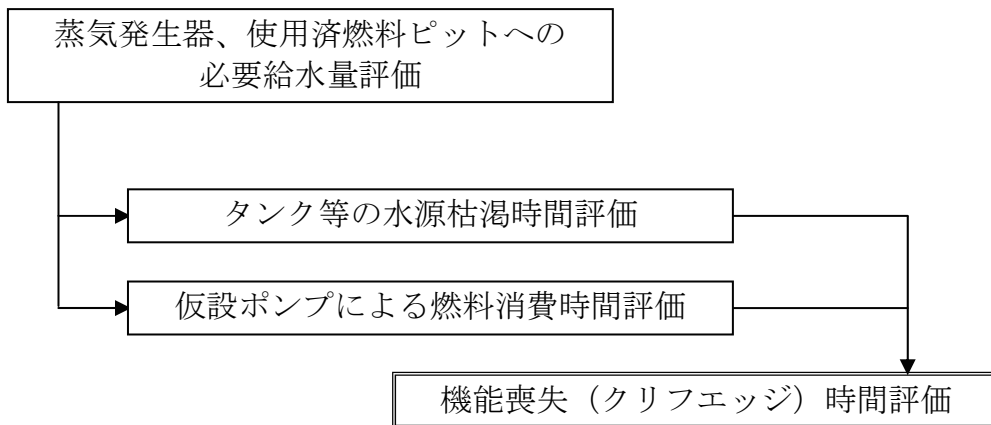
② 最終ヒートシンク喪失時の防護措置の継続時間及びクリフェッジの所在の特定結果

（4）評価結果①項において特定した事象の過程を踏まえ、最終ヒートシンク喪失時の防護措置の継続時間評価は、（3）評価方法②項の記載のとおり「プラント運転時」及び「プラント停止時」における給水機能の継続時間の評価を実施し、機能喪失（クリフェッジ）の所在の特定を行った。

なお、給水機能の継続時間評価は、蒸気発生器、使用済燃料ピットへの必要給水量評価に基づき、タンク等の水源枯渇時間、仮設ポンプによる燃料消費時間を踏まえ、機能喪失（クリフェッジ）となる時間評価を行った。

継続時間評価のフローは以下のとおり。

< 給水機能の継続時間評価 >



a. プラント運転時の継続時間に係る評価及びクリフェッジの特定

(a) 給水機能の継続に係る評価

(i) 原子炉にある燃料に対する評価結果

- ・プラント運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより、蒸気発生器の2次側への給水が行われ、蒸気発生器を介して原子炉の冷却が行われる。
- ・水源としては、復水ピット、2次系純水タンク、原水タンクの順に切り替え、最終的には仮設ポンプを用いて淡水・海水を取水し、復水ピットに補給することで継続的に蒸気発生器への給水を確保できることを訓練実績などから確認している。(表4-1、添付資料5-4-5参照)
- ・各水源の枯渇時間については、各水源の保有水と原子炉にある燃料の崩壊熱に見合う給水量から、復水ピットは起因事象発生から約6時間後、2次系純水タンクは起因事象発生から約2.3日後、原水タンクは起因事象発生から約16日後である。(添付資料5-4-5参照)
- ・仮設ポンプを用いて淡水・海水を補給する際には、水源である淡水・海水は十分にあるものの、エンジンポンプの運転に必要な燃料(ガソリン)及び水中ポンプの運転に必要な燃料(A重油)を補給する必要がある。
- ・エンジンポンプの運転に必要な燃料については、発電所構内に備蓄しているガソリンを使用する。発電所に備蓄しているガソリンは、プラント外部からの支援がなく、かつ、燃料消費上最も条件が厳しくなるよう、1、2、3号機においても最終ヒートシンク喪失が発生し、使用することを想定した場合、起因事象発生から約17.4日後に枯渇する。ただし、エンジンポンプについて、ガソリン枯渇後は水中ポンプに切り替えるものとして評価する。水中ポンプの運転に必要な燃料については、発電所構内にある非常用ディーゼル発電機貯油槽の燃料(A重油)から供給を行う。

発電所に貯蔵しているA重油はプラント外部からの支援がなく、かつ、燃料消費上最も条件が厳しくなるよう、1、2、3号機においても最終ヒートシンク喪失が発生し、使用することを想定した場合、起因事象発生から約378日後に枯渇する。(添付資料5-4-6参照)

(ii) 使用済燃料ピットにある燃料に対する評価結果

- ・プラント運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、冷却機能が喪失することにより、使用済燃料ピットへの新たな給水が必要となる。
- ・水源としては、2次系純水タンク、原水タンクの順に切り替え、最終的には仮設ポンプを用いて淡水・海水を取水することで、継続的に使用済燃料ピットへの給水を確保できることを訓練実績などから確認している。(表4-1、添付資料5-4-7参照)
- ・各水源の枯渇時間については、各水源の保有水と使用済燃料ピットにある燃料の崩壊熱に見合う給水量から、2次系純水タンクは起因事象発生から約2.3日後、原水タンクは起因事象発生から約16日後である。(添付資料5-4-4参照)
- ・仮設ポンプを用いて淡水・海水を補給する際には、水源である淡水・海水は十分にあるものの、水中ポンプの運転に必要な燃料(A重油)を補給する必要がある。
- ・発電所に貯蔵しているA重油は、「(i) 原子炉にある燃料に対する評価結果」と同様に評価した結果、起因事象発生から約378日後に枯渇する。(添付資料5-4-6参照)

この給水機能継続時間に係る評価結果を図5-5-3に示す。

(b) クリフエッジ所在の特定

(a) 給水機能継続に係る評価より、プラント運転時のクリフエッジは原子炉及び使用済燃料ピットともに約378日後になる。

このプラント運転時の給水機能継続時間評価及びクリフエッジ所在の特定結果を図5-5-3に示す。

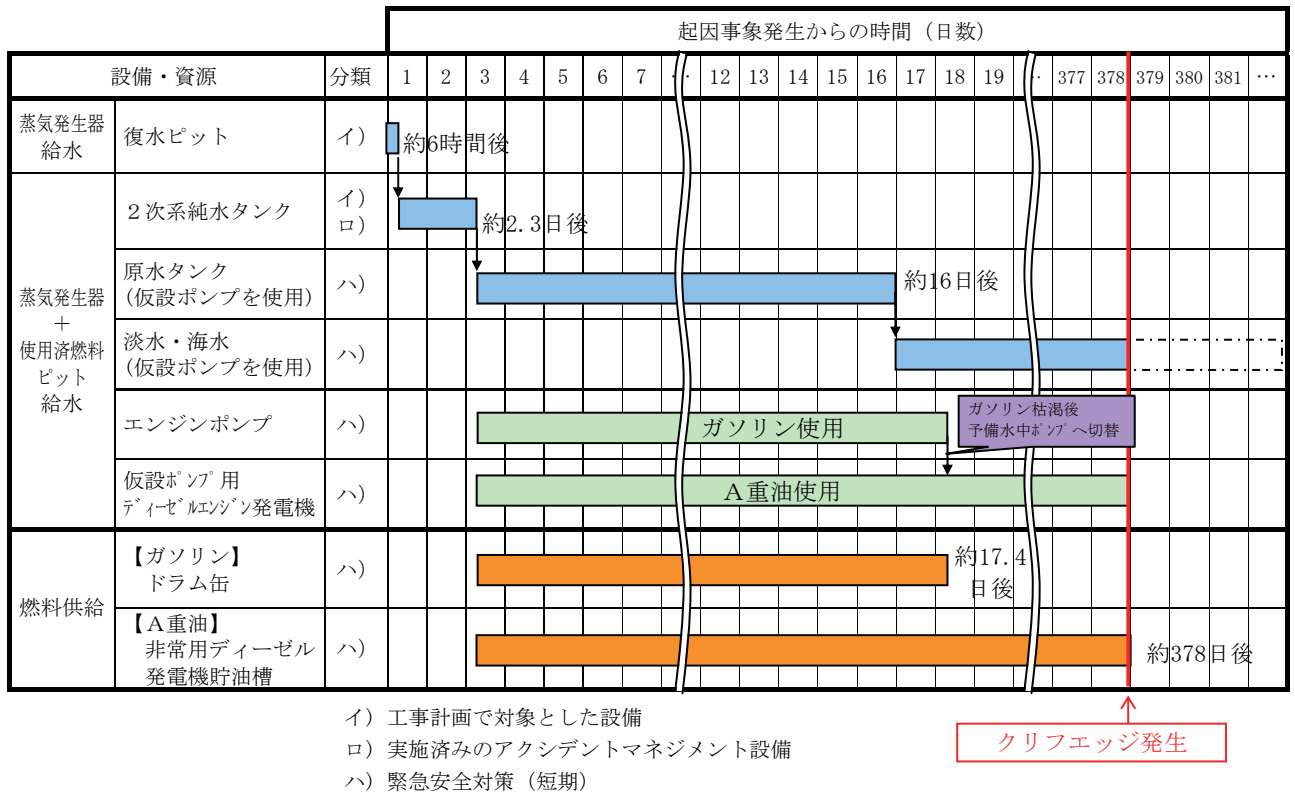


図5-5-3 プラント運転時の給水機能継続時間評価
及びクリフエッジ所在の特定結果

b. プラント停止時の継続時間に係る評価及びクリフエッジの特定

(a) 給水機能の継続に係る評価

プラント停止時には原子炉の燃料は使用済燃料ピットに取り出されるため、使用済燃料ピットについてのみ評価を行った。

- ・プラント停止時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、冷却機能が喪失することにより、使用済燃料ピットへの新たな給水が必要となる。
- ・水源としては、2次系純水タンク、原水タンクの順に切り替え、最終的には仮設ポンプを用いて淡水・海水を取水することで、継続的に使用済燃料ピットへの給水を確保できることを訓練実績などから確認している。(表4-1、添付資料5-4-7参照)
- ・各水源の枯渇時間については、各水源の保有水と使用済燃料ピットにある燃料の崩壊熱に見合う給水量から、2次系純水タンクは起因事象発生から約4日後、原水タンクは起因事象発生から約21日後である。(添付資料5-4-4参照)
- ・仮設ポンプを用いて淡水・海水を補給する際には、水源である淡水・海水は十分にあるものの、水中ポンプの運転に必要な燃料(A重油)を補給する必要がある。
- ・水中ポンプの運転に必要な燃料については、発電所構内にある非常用ディーゼル発電機貯油槽の燃料(A重油)から供給を行う。発電

なるが、緊急安全対策（短期）によって、蒸気発生器への給水機能の種類に、復水ピット、2次系純水タンクに加え、原水タンク、淡水・海水が加わり合計4種類の水源に順次切り替えることが可能となった効果及び使用済燃料ピットへの給水機能の種類に、2次系純水タンクに加え、原水タンク、淡水・海水が加わり合計3種類の水源に順次切り替えることが可能となった効果により、原子炉、使用済燃料ピットへの給水機能のクリフエッジが約378日後に増加することとなった。

このプラント運転時における事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果を図5-5-5に示す。

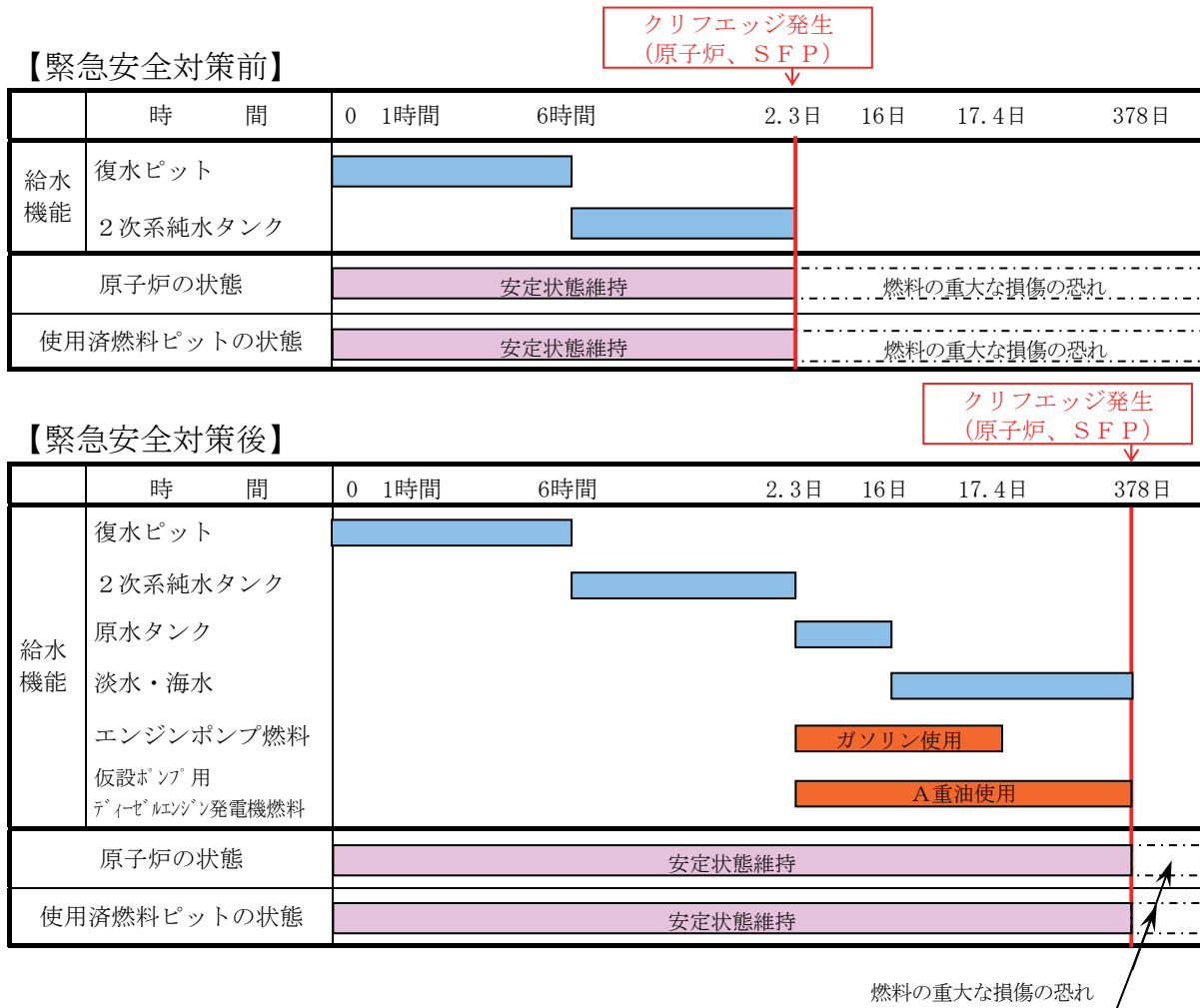


図5-5-5 プラント運転時における事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

b. プラント停止時の場合

(4) 評価結果②項より緊急安全対策前は、2次系純水タンクが約4日後に枯渇し、使用済燃料ピットへの給水ができなくなるが、緊急安全対策（短期）によって、給水機能の種類に原水タンク及び淡水・海水が加わり合計3種類の水源に順次切り替えることが可能となった効果により、クリフエッジが約424日後に増加することとなった。

このプラント停止時における事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果を図5-5-6に示す。

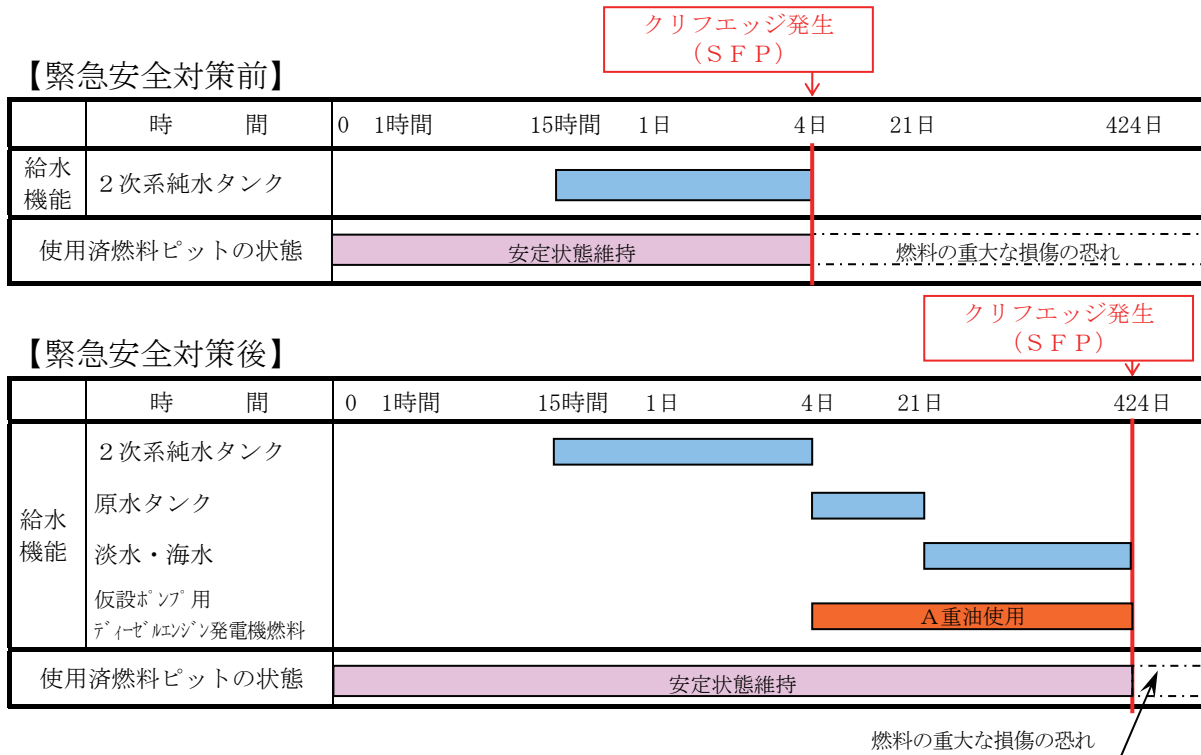


図5-5-6 プラント停止時における事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

(5) 評価結果のまとめ

最終ヒートシンク喪失が発生した場合、発電所外部からの支援がない場合でも、燃料の重大な損傷に至ることなく、給水機能を、プラント運転時で約378日間、プラント停止時で約424日間継続することができる。

これは緊急安全対策（短期）の結果、各々の継続時間が大幅に増加したものであり、発電所外部からの支援（燃料補給等）を期待するに十分な時間余裕となっている。

発電所への燃料補給は、発電所の貯蔵分が枯渇するまでに陸路による補給を行うこととしており、給水機能を継続して維持できることから、クリフエッジを回避することが可能である。

また、緊急安全対策（短期）に加え、4. 多重防護の強化策 4. 1 緊急安全対策（2）緊急安全対策（中長期）に示すとおり、設備の恒設化や冗長性の確保、設備強化対策を合わせて実施し、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設備の効果についても参考として評価しており、その評価結果は添付資料5-4-9に示す。なお、最終ヒートシンク喪失への対策として、海水ポンプ及びモータの予備品を配備し海水ポンプの早期復旧を図る計画であり、そのうちモータの予備品については、平成24年3月に配備を完了した。

5. 6 その他のシビアアクシデント・マネジメント

(1) 評価実施事項

平成4年7月に通商産業省（当時）が発表した「アクシデントマネジメント対策の今後の進め方について」で規定し、当社が整備しているシビアアクシデント・マネジメント対策（燃料の重大な損傷を防止するための措置、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）について、多重防護の観点から、その効果を示す。

(2) 評価方法

① 防護措置の特定と事象進展シナリオの確認

防護措置として、燃料の重大な損傷又は放射性物質の大規模な放出の防止に係る措置を特定するため、内的事象P S Aで想定した起因事象を対象に、燃料の重大な損傷及び放射性物質の大規模な放出に至る事象の過程をイベントツリーで特定し、当該事象に係る防護措置を明らかにする。具体的には、下記の項目について確認する。

- a. 発電所の系統構成及びその安全機能
- b. 防護措置の整備状況
- c. 事象進展シナリオの分析と防護措置の有効性
- d. 防護措置の実施に係る組織、実施体制の整備
- e. 防護措置の実施に係る手順書の整備
- f. 防護措置の実施に係る教育の実施

② 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価

特定された防護措置については、多重防護の観点からその効果を確認する。また、防護措置が機能喪失した場合にその機能を代替する防護措置を明確にし、防護措置の種類と数を確認する。

上記①項及び②項を検討する条件については以下のとおりとする。

- 地震、津波などの外部事象による設備への影響及び防護措置の復旧は考慮しない。なお、現場での手動操作等により機能の回復が見込める場合にはシナリオ分析において適切に考慮する。
- 対象とする防護措置に関連する設備は、下記のイ)～ニ)に分類して示す。
 - イ) 工事計画で対象とした設備
 - ロ) 東日本大震災以前に設置した工事計画対象外の設備
 - ハ) 緊急安全対策(短期)又はシビアアクシデントへの対応に関する措置(短期)に係る設備
 - ニ) 設備強化対策等(緊急安全対策及びシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る報告書にて計画されている中長期対策のうち整備済みの設備等)

(3) 評価結果

① 防護措置の特定と事象進展シナリオの確認

a. 発電所の系統構成及びその安全機能

玄海4号機は、電気出力1,180MWのドライ型プレストレストコンクリート製の原子炉格納容器を有する4ループ構成の加圧水型軽水炉である。玄海4号機の系統構成を添付資料5-6-1に示す。

プラントは、安全確保のため「多重防護」の思想に基づいて、

- ・ 異常の発生防止
- ・ 異常の拡大及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」が求められる。また、これら安全機能をサポートする「安全機能のサポート機能」がある。それぞれの機能は、多重性又は多様性を確保した以下に示す各種機器・系統により達成される。

(a) 原子炉停止機能

通常時は、制御棒及び制御棒駆動系からなる反応度制御系又はほう酸タンクを持つ化学体積制御系により、原子炉の起動、出力の調整及び原子炉の停止を行っている。異常時にあっては、以下の系統により原子炉を停止する。

(i) 制御棒及び安全保護系

制御棒は、異常状態を検知した安全保護系の信号により制御棒駆動系の電源が遮断されることで、自重で落下して負の反応度を与え、原子炉を停止させる。

(ii) 化学体積制御系（添付資料5-6-1(1/8)）

化学体積制御系は、ほう酸タンクの高濃度ほう酸水及び燃料取替用水ピット（以下、「RWS P」という。）のほう酸水を原子炉容器内に注入する3台の充てんポンプ等により構成され、炉心にほう酸水を注入して負の反応度を与え、原子炉を停止させる。

(b) 炉心冷却機能

通常時に炉心で発生する熱は、1次冷却設備（以下、「原子炉冷却系」という。）から蒸気発生器（以下、「SG」という。）を介して蒸気を作り、タービン発電機を駆動する。異常時にあっては、以下の系統により炉心を冷却する。

(i) 原子炉冷却系（添付資料5-6-1(2/8)）

原子炉冷却系は、4ループで構成され、各ループに1次冷却材ポンプ及びSGを設け、1基の加圧器を設置している。原子炉冷却系は、非常用炉心冷却設備（以下、「ECCS」という。）、余熱除去系又はタービン及び付属設備（以下、「2次系設備」という。）により

炉心を冷却することができる。このほかに、原子炉冷却系の過圧防止のため、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁がある。

(ii) ECCS (添付資料5-6-1(3/8)) 及び安全保護系

ECCSは、高圧注入系2系統、蓄圧注入系4系統、低圧注入系2系統で構成され、高圧注入系及び低圧注入系は異常状態を検知した安全保護系の信号により自動的に起動する。

ア. 高圧注入系

高圧注入系は、高圧注入ポンプ等で構成し、高圧注入ポンプは100%容量のものを2台設置している。注入時には、RWS Pのほう酸水を注入し、負の反応度を与えるとともに炉心を冷却する。RWS P水位が低下すると、原子炉格納容器内に持ち込まれたほう酸水を再循環し、炉心を冷却する。ポンプ電動機は、各々独立した2系統の非常用母線に接続しており、外部電源喪失時には非常用ディーゼル発電機により電力を供給する。

イ. 蓄圧注入系

蓄圧注入系は、蓄圧タンク等で構成し、1次冷却材低温側配管に各1基ずつ設置している。1次冷却系の圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下に低下すると窒素ガスで加圧された蓄圧タンク内のほう酸水を自動的に注入し炉心を冷却する。この蓄圧注入系の作動は、1次冷却系圧力低下による蓄圧注入配管の逆止弁の自動開弁によるもので、特に外部電源等の駆動源を必要としない。

ウ. 低圧注入系

低圧注入系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等で構成し、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は100%容量のものを各々2台設置している。注入時には、RWS Pのほう酸水を注入し、炉心を冷却する。RWS P水位が低下すると、原子炉格納容器内に持ち込まれたほう酸水を余熱除去冷却器で冷却して循環し、炉心を冷却する。ポンプ電動機は、各々独立した2系統の非常用母線に接続しており、外部電源喪失時には非常用ディーゼル発電機により電力を供給する。

(iii) 余熱除去系 (添付資料5-6-1(4/8))

余熱除去系は、2系統により構成し、1次冷却材を循環して余熱除去冷却器で除熱し、炉心を冷却する。本系統は、弁の切替により低圧注入系としても使用できる。

(iv) 2次系設備

2次系設備は、SGを介して原子炉冷却系と熱交換を行うため給水系統と主蒸気系統を設けている。給水系統は電動機駆動と蒸気タービン駆動の主給水系及び安全保護系信号等により自動的に起動する2台の電動機駆動と1台の蒸気タービン駆動の補助給水系がある。主蒸気系統は、20台の主蒸気安全弁、4台の主蒸気逃がし弁及びタービンバイパス系を設置している。これら系統により炉心発生熱

及び炉心崩壊熱を除去して炉心を冷却する。蒸気タービン駆動の補助給水系及び主蒸気安全弁は、全交流電源喪失時でも炉心を冷却できる。このほかにタービン系への蒸気ラインを隔離するための主蒸気隔離弁とタービンを停止させるタービントリップ機能がある。

(c) 放射性物質の閉じ込め機能

通常時は、原子炉格納容器内雰囲気は原子炉格納容器内に設置した4台の空調冷却ユニット及びファンにより構成された常用格納容器冷却系によって冷却されている。異常時にあつては、以下の系統により放射性物質を閉じ込める。

(i) 原子炉格納容器 (添付資料5-6-1(5/8))

原子炉格納容器は、内径約4.3m、高さ約6.5mの上部半球円筒型(ドライ型)のプレストレストコンクリート製格納容器である。原子炉格納容器内自由体積は約72,900m³あり、1次冷却材喪失事故(以下、「LOCA」という。)時に放出される水蒸気及び可燃性ガスは原子炉格納容器内に蓄積される。原子炉容器周辺は強固なコンクリート構造物により周囲を囲まれ、上部にはミサイルシールドを設置して閉鎖的な空間としている。

(ii) 格納容器隔離弁及び安全保護系

格納容器隔離弁は、原子炉格納容器からの漏えいを防止するために格納容器貫通部の配管等に設置され、異常状態を検知した安全保護系の信号により自動的に隔離し、放射性物質を閉じ込める。

(iii) 格納容器スプレイ系(添付資料5-6-1(6/8))及び安全保護系

格納容器スプレイ系は、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器等で構成し、2系統設置しており、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器は100%容量のものを各々2台設置している。異常状態を検知した安全保護系の信号により自動的に起動され、水蒸気を凝縮して原子炉格納容器を減圧し放射性物質を閉じ込める。注入時には、RWS Pのほう酸水を原子炉格納容器内に配置したスプレイリングからスプレイする。RWS P水位が低下すると、原子炉格納容器内に持ち込まれたほう酸水を格納容器スプレイ冷却器で冷却してスプレイする。ポンプ電動機は、各々独立した2系統の非常用母線に接続しており、外部電源喪失時には非常用ディーゼル発電機により電力を供給する。

(d) 安全機能のサポート機能

通常時において、電源系は発電機から変圧器を通して供給している。また、補機冷却水系、海水系及び制御用空気系は通常時も重要な機器を作動させるために使用している。異常時にあつては、以下の系統により安全機能をサポートする。

(i) 電源系 (添付資料 5-6-1 (7/8))

電源系は、独立した 500 kV 送電線 2 回線により送受電するとともに、非常用電源として独立した予備 2 回線 (220 kV 送電線) から受電できる。所内電源設備は、通常時に使用する常用母線と非常時に使用する非常用母線に分離され、非常用母線は独立した 2 系統で構成される。それぞれ独立した非常用母線 2 系統は、必要な安全系機器を運転するのに十分な容量を持つ非常用ディーゼル発電機を設置し、外部電源が喪失したことを検知して自動的に起動する。発電所の安全に必要な直流電源を確保するために蓄電池を設備し、安全上重要な設備に対して 2 系統の蓄電池から供給できるようにしている。

(ii) 補機冷却水系 (添付資料 5-6-1 (8/8))

補機冷却水系は、原子炉補機冷却水系 2 系統で構成され、主系統に冷却水を供給するためのポンプと熱交換器を通して、海水系と熱交換を行っている。

(iii) 海水系

海水系は、原子炉補機冷却水系等の冷却用に海水を供給するため独立した 2 系統で構成される。

(iv) 制御用空気系

制御用空気系は、空気作動式の弁等を制御するため独立した 2 系統の空気圧縮機がある。このほかに制御用空気系と連絡配管を持つ一般機器に使用する所内用空気系がある。

b. 防護措置の整備状況

(a) シビアアクシデント・マネジメント対策の整備について

玄海 4 号機のシビアアクシデント・マネジメント対策は、平成 6 年 3 月に通商産業省 (当時) へ「玄海原子力発電所 4 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。)及び平成 14 年 5 月に経済産業省原子力安全・保安院へ「玄海原子力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。)を提出している。

シビアアクシデント・マネジメント対策を整備する際に、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、「燃料の重大な損傷 (以下、「炉心損傷」という。)」と「放射性物質の大規模な放出 (以下、「格納容器機能喪失」という。)」を想定している。

それに対する防護措置は、当該の事態に至る事象進展を整理し、その要因を抽出し、事象の進展を防止するための措置をまとめることにより得られたものである。

要因の抽出に当たっては、添付資料 5-6-2 に示すように、内的事象 P S A 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 (E C C S 注入機能喪失、E C C S

再循環機能喪失、格納容器の除熱機能喪失、漏えい箇所での隔離機能喪失、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(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。

なお、内の事象PSAで想定した起回事象とは、図5-6-1に示すように、既存のPSA研究、安全評価審査指針で想定されている運転時の異常な過渡変化及び事故事象で考えられている起回事象等から選定したものである。

設置許可添付書類十における起回事象(被ばく評価を除く)

内の事象PSAにおける起回事象
(玄海4号PSR報告書より)

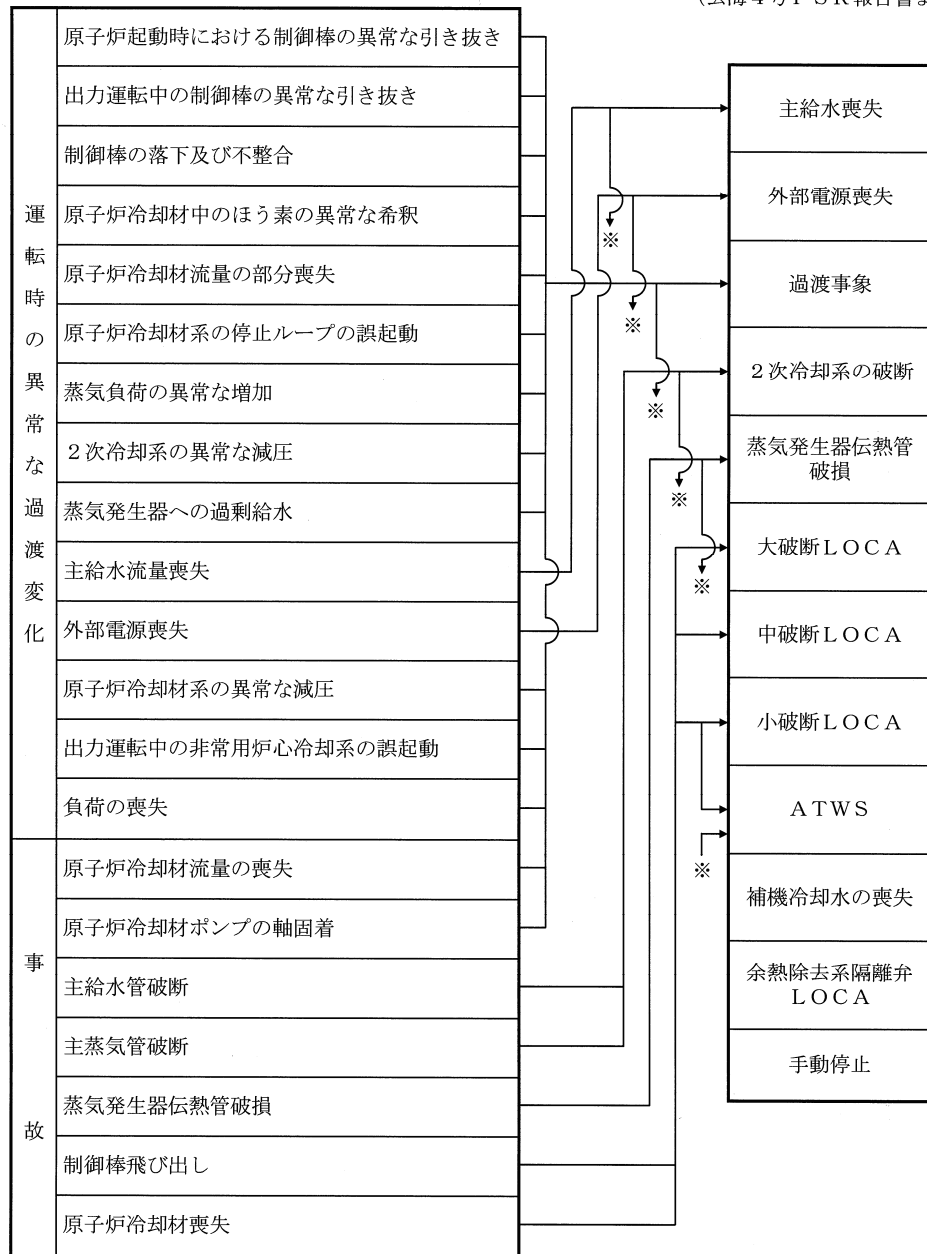


図5-6-1 安全評価審査指針、内の事象PSAの関連性

玄海4号機において抽出された要因に対する防護措置としてのシビアアクシデント・マネジメント対策を「原子炉停止機能」、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」及び「安全機能のサポート機能」の4つの機能に分類して以下のように整理した。また、その防護措置に係る系統概要を添付資料5-6-3に示す。

(i) 原子炉停止機能に係る対策

原子炉停止が必要となる異常時には、安全保護系が作動し、制御棒が自動的に原子炉に挿入されることにより、原子炉停止機能が確保される。この原子炉停止機能が喪失し、さらに炉心の発生熱の除去に失敗すると炉心の健全性が脅かされる。この場合の対応として、表5-6-1に示す対策を整備し、原子炉停止機能の多様化を図っている。

表5-6-1 原子炉停止機能に係る防護措置

防護措置	対策内容
1-1 手動原子炉トリップ	負の反応度の投入機能の観点から手動により制御棒を落下させるとともにタービンを停止する。
1-2 緊急ほう酸注入	負の反応度の投入機能の観点からECCS又は化学体積制御系の高濃度のほう酸水を原子炉に注水する。
1-3 緊急2次系冷却	炉心発生熱の除去機能の観点から補助給水系を手動起動する。
1-4 緊急2次系冷却の多様化	原子炉の自動停止及び補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動し、SGにより炉心発生熱を除去する。

(ii) 炉心冷却機能に係る対策

原子炉停止後、炉心の冷却が必要となる異常時には、ECCS注入、ECCS再循環、漏えい箇所との隔離及びSGによる除熱を適切に実施することにより炉心冷却機能が確保される。この炉心冷却機能が喪失した場合、炉心からの崩壊熱除去が不十分となり、炉心の健全性が脅かされる。この場合の対応として、表5-6-2に示す対策を整備し、炉心冷却機能の多様化を図っている。

表5-6-2 炉心冷却機能に係る防護措置

防護措置	対策内容
2-1 代替注入	手動でECCSや化学体積制御系のポンプを起動して原子炉へ注水する。

表 5-6-2 炉心冷却機能に係る防護措置（つづき）

防護措置	対策内容
2-2 2次系強制冷却による低圧注入	原子炉が高圧状態において高圧注入系による注水に失敗した場合の対応として、主蒸気逃がし弁を使用した2次系からの除熱で原子炉を冷却・減圧し、蓄圧注入系及び低圧注入系により原子炉へ注水する。
2-3 2次系強制冷却による低圧再循環	高圧注入系の再循環に失敗した場合の対応として、主蒸気逃がし弁を使用した2次系からの除熱で原子炉を冷却・減圧し、低圧注入系の再循環により原子炉へ注水する。
2-4 2次系強制冷却によるサンプル水冷却	原子炉が高圧状態において格納容器スプレイ系が作動に失敗した場合の対応として、主蒸気逃がし弁を使用した2次系からの除熱で1次系を通じて原子炉格納容器に流出する再循環水を冷却し、沸騰を防止する。
2-5 水源補給による注入継続	注入水源であるRWS Pへほう酸水を補給し、ECCS注入機能により原子炉へ注水して、ECCS再循環機能の復旧のための時間余裕を確保する。
2-6 代替格納容器気相冷却	余熱除去冷却器の機能喪失に対応できるように、格納容器スプレイ系が作動に失敗した場合でも、常用格納容器冷却系を起動して除熱し、ECCS再循環機能の復旧のための時間余裕を確保する。
2-7 1次系注水・減圧	原子炉へほう酸水を補給しながら減温・減圧して漏えいを抑制し、余熱除去系により長期的に冷却する。
2-8 代替給水	補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動する。
2-9 2次系水源補給	補助給水系の水源へ水を補給又は別の水源から水を供給する。
2-10 フィードアンドブリード	原子炉への高圧注入系による注水と加圧器逃がし弁からの排水により、炉心崩壊熱を除去する。

表 5-6-2 炉心冷却機能に係る防護措置（つづき）

防護措置	対策内容
2-11 タービンバイパス系の活用	<p>高圧注入系の多重故障等により炉心の冷却に失敗し、さらに主蒸気逃がし弁を用いるSGによる除熱に失敗した場合に、タービンバイパス弁を使用してSGによる除熱を行う。</p>
2-12 代替再循環	<p>ECCS再循環に失敗した場合に、代替再循環ポンプにより原子炉へ注水する。</p>
2-13 格納容器内自然対流冷却	<p>格納容器スプレイ系の作動に失敗し、格納容器圧力が異常に上昇した場合に、常用格納容器冷却系に原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器内の水蒸気を凝縮させ原子炉格納容器内の雰囲気冷却する。</p>
2-14 代替補機冷却	<p>原子炉補機冷却水系の機能が喪失した場合に、原子炉補機冷却水系で冷却している高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ等の機器の停止及び2次系強制冷却を実施するとともに、必要に応じてポンプ間欠運転を行うことにより時間余裕を確保し、その間に空調用冷水系を余熱除去ポンプの原子炉補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの運転を再開する。</p>
2-15 クールダウン&リサーキュレーション	<p>SG伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、ECCS等により原子炉への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いたSGによる除熱及び加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制するとともに、余熱除去系により長期的に炉心を冷却する。また、余熱除去系による冷却に失敗した場合はRWS Pへほう酸水の補給を行い、フィードアンドブリードによりECCS再循環を実施する。</p>

(iii) 放射性物質の閉じ込め機能に係る対策

放射性物質の閉じ込めが必要となる異常時には、原子炉格納容器の減圧、原子炉格納容器の隔離を適切に実施することにより放射性物質の閉じ込め機能が確保される。この放射性物質の閉じ込め機能が喪失した場合、原子炉格納容器内の圧力が上昇する等により原子炉格納容器の健全性が脅かされる。この場合の対応として、表5-6-3に示す対策を整備し、放射性物質の閉じ込め機能の多様化を図っている。

表5-6-3 放射性物質の閉じ込め機能に係る防護措置

防護措置	対策内容
3-1 代替格納容器気相冷却	2-6 と同様。
3-2 格納容器手動隔離	格納容器隔離弁が自動的に閉止されていない場合に手動で閉止する。
3-3 格納容器内自然対流冷却	2-13 と同様。
3-4 格納容器内注水	<p>炉心損傷を検知し、さらに格納容器スプレイ系の作動に失敗した場合に、原水タンクの水を消火ポンプを用いて、格納容器スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることにより、原子炉格納容器内に注水し、崩壊熱により水蒸気を発生させた上で、その水蒸気を格納容器内自然対流冷却等により凝縮する。</p> <p>さらに、格納容器スプレイ系の作動及び格納容器内自然対流冷却の両方に失敗した場合でも、消火ポンプにより原水タンクの水を格納容器スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることで、崩壊熱を原子炉格納容器内液相部に蓄熱して圧力上昇を抑制することができる。これにより、格納容器スプレイ系又は格納容器内自然対流冷却の復旧のための時間余裕を確保する。</p> <p>また、熔融炉心を冷却し、ベースマットとのコア・コンクリート反応を防止する。</p>
3-5 1次系強制減圧	<p>高圧注入系の作動失敗及びSGによる除熱失敗により原子炉が高圧状態となった場合に、加圧器逃がし弁を手動で開弁して原子炉を減圧することにより、格納容器雰囲気直接加熱等の発生を防止する。</p>

(iv) 安全機能のサポート機能に係る対策

安全機能が要求される異常時には、非常用所内電源系、直流電源系、原子炉補機冷却水系、海水系及び制御用空気系等により、安全機能のサポート機能を確保する。この安全機能のサポート機能が喪失した場合、電源、冷却水及び制御用空気等サポート機能に依存する機器に期待できなくなる。この場合の対応として、表5-6-4に示す対策を整備し、安全機能のサポート機能の多様化を図っている。

表5-6-4 安全機能のサポート機能に係る防護措置

防護措置	対策内容
4-1 電源復旧	全交流電源が喪失した場合に、電源系の回復を図る。
4-2 直流電源確保	全交流電源が喪失した場合に、事象収束に不要な直流電源負荷を切り離して蓄電池を効果的に利用する。
4-3 補機冷却水系回復	補機冷却水系に異常が発生した場合に、補機冷却水系の回復を図るとともに必要な機器への冷却水を確保する。
4-4 代替制御用空気供給	制御用空気が喪失した場合に、所内用空気系から供給を受ける。
4-5 代替補機冷却	2-14と同様。
4-6 号機間電源融通	全交流電源が喪失した場合に、原子炉施設の安全系機器を手動に切り替えて自動起動しないよう措置した後、隣接する原子炉施設の安全系機器1系列の電源が確保されていることを確認してから、残りの1系列の非常用ディーゼル発電機より、全交流電源喪失が発生した原子炉施設に電源を融通する。これにより、原子炉施設の安全系母線の電圧を確立させ、その後安全系機器を手動で順次起動していく。

「(a) シビアアクシデント・マネジメント対策の整備について」における防護措置について、所定の機能を確保する上で必要な系統と設備設置時期を整理した結果を添付資料5-6-4に示す。

これらの防護措置については、概ね工事計画の対象となっている現有設備を利用したものである。設備変更を実施した防護措置を添付資料5-6-5に示す。これらの設備変更は工事計画の対象となっていない。

・「水源補給による注入継続」に係る使用済燃料ピットポンプ出口から

R W S P 出口母管への連絡配管及び使用済燃料ピット冷却器出口から使用済燃料ピットポンプ入口への連絡配管の設置

- ・「代替再循環」に係る代替再循環ポンプ及び同ポンプから余熱除去系への連絡配管並びに代替再循環ポンプモータ冷却水配管の設置
- ・「代替補機冷却」に係る空調用冷水系から余熱除去ポンプの原子炉補機冷却水系への連絡配管（供給・戻り）等の設置
- ・「格納容器内自然対流冷却」に係る原子炉補機冷却水を窒素加圧するための配管及び圧力計並びに格納容器圧力を監視するための広域圧力計の設置
- ・「格納容器内注水」に係る消火水系から格納容器スプレイ系への連絡配管及び積算流量計の設置

(b) 緊急安全対策及び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

経済産業大臣に平成23年4月26日に報告している「原子力発電所における緊急安全対策について（実施状況報告の補正）」（原発本第23号）及び平成23年6月14日に報告している「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の実施について」（原発本第81号）にて、当社が整備したシビアアクシデント・マネジメント対策について、機能別に分類して整理した結果を表5-6-5に示す。また、その防護措置の概要を添付資料5-6-3に示す（「その他の対策のうちd-2～d-5」を除く）。

表5-6-5 東日本大震災後に整備した防護措置

機能	防護措置	対策内容
炉心冷却機能に係る対策	a-1 2次系水源補給の多様化（SGへの給水源確保）	タービン動補助給水ポンプによる冷却を継続するための給水については、復水ピット及び2次系純水タンク内の水により一定期間は可能であるが、事態が長期にわたる場合には、原水タンク等、他の水源から仮設ポンプ等により必要な水を確保する。
	a-2 低温停止状態への移行のための手段の確保	全交流電源が喪失した場合に、仮設ポンプ等を使用してSGに給水し、主蒸気ドレンラインから排水することにより、原子炉を低温停止状態まで冷却する。
放射線物質の閉じ込め機能に係る対策	b-1 水素爆発防止対策（全交流電源喪失時のアニュラスの排気）	全交流電源が喪失した場合に、原子炉格納容器から漏えいした水素が隣接するアニュラス部に多量に滞留することを防止するため、アニュラス空気浄化系により、水素を外部に放出する。

表 5-6-5 東日本大震災後に整備した防護措置（つづき）

機能	防護措置	対策内容
安全機能のサポート機能に係る対策	c-1 緊急時の電源確保 （高圧発電機車の配備）	全交流電源が喪失した場合に、蓄電池設備からの給電は限られた時間しか期待できないため、早期に高圧発電機車から計装用電源及び直流電源等に電気を供給し、運転監視等の機能を維持する。
	c-2 緊急時の電源確保 （移動式大容量発電機の配備）	全交流電源が喪失した場合に、高圧発電機車を優先使用し、プラント状況に応じて移動式大容量発電機から給電することで電源供給の多様化を図る。
その他の対策	d-1 使用済燃料ピットへの水補給	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失することによる使用済燃料ピット水温の上昇と、それに伴う使用済燃料ピット水量の減少を補うため、仮設ポンプ等により使用済燃料ピットへ水を補給する。
	d-2 中央制御室の作業環境の確保	全交流電源が喪失した場合に、高圧発電機車から電気を供給し、中央制御室非常用空調設備を運転して中央制御室の作業環境を確保する。
	d-3 緊急時における発電所構内通信手段の確保	全交流電源が喪失した場合に、発電所構内の通信手段として配備しているページング設備は、蓄電池設備からの給電による限られた時間しか通信機能が期待できないため、高圧発電機車から電気を供給することにより、長期間の通信機能を確保する。 また、緊急安全対策で操作する安全上重要な機器があるエリアにおいては、乾電池式の携帯型有線通話装置を用いて通話する。
	d-4 高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備	放射線防護をより確実なものとするため、高線量対応防護服を配備した。高線量対応防護服や個人線量計等の資機材についても、必要に応じ原子力事業者間で相互融通できる仕組みを確立している。緊急時に放射線管理を行う要員については、従来から本店や他の原子力発電所から応援できるよう定めるなど体制を整備している。
	d-5 がれき撤去用の重機の配備	フォークリフトやホイールローダを配備して、緊急安全対策に使用する高圧発電機車等の通行障害となるがれき等を排除する。

「(b)緊急安全対策及び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」における防護措置について、所定の機能を確保する上で必要な系統と設備設置時期を整理した結果を添付資料5-6-4に示す。

以上より、これまでに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に対し網羅的に整備されており、適切な管理の下で運用されていることを確認した。

c. 事象進展シナリオの分析と防護措置の有効性

炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る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、「b. 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する。

(a) 炉心損傷防止

内的事象P S Aで想定した起因事象は、全部で12ある。炉心損傷防止のための事象進展を評価するに当たり、炉心損傷の要因、炉心損傷を防止するための緩和機能の相違、1次系の状態等を考慮すると、事象進展シナリオは大きく5つのカテゴリに分類することができる。

○ 炉心損傷カテゴリ1 (LOCAシナリオ)

炉心損傷カテゴリ1には、大破断LOCA、中破断LOCA及び小破断LOCAが分類される。

大破断LOCAは、1次冷却系主配管の両端破断のように破断規模が大きく、事象初期に急激な1次系の減圧を生ずるもので、蓄圧注入系と低圧注入系により炉心冷却が可能となるものである。

中破断LOCAは、大破断LOCAと比較して破断口が小さく、低圧注入に期待できない程度の1次系の減圧が比較的緩やかなもので、蓄圧注入系と高圧注入系により炉心の冷却が可能となるものである。

小破断LOCAは、中破断LOCAよりさらに破断口の小さなもの、あるいは加圧器逃がし弁から1次冷却材が過剰に流出するもので、高圧注入系で1次冷却材の充てんが可能であるが、破断流による1次系からのエネルギー放出が小さいので、崩壊熱の除去には2次系による冷却が必要である。

いずれの起因事象においても、その発生により1次冷却材が原子炉格納容器内に放出される。したがって、当該事象発生時には、

- ・ 事故直後の原子炉への給水による炉心冷却 (ECCS注入)
- ・ 再循環による炉心の継続的な除熱 (ECCS再循環)

が必要になる。1次系に発生する破断口の大きさにより、事象進展は異なる。1次系の圧力が高く推移する場合、ECCS注入及びECCS再循環に当たっては、1次系の冷却・減圧が必要となる。また、原子炉格納容器内の圧力が高くなる場合、格納容器スプレイが必要となる。

○ 炉心損傷カテゴリ 2（格納容器バイパスシナリオ）

炉心損傷カテゴリ 2には、余熱除去系隔離弁 L O C A 及び S G 伝熱管破損が分類される。いずれの起因事象においても、その発生により原子炉格納容器を介さず 1 次系の放射性物質が大気中に放出される格納容器バイパスを伴う。したがって、当該事象発生時には、

- ・ 隔離弁閉止による 1 次冷却材の漏えい箇所の隔離（漏えい箇所の隔離）
- ・ 1 次系の冷却・減圧による 1 次系と 2 次系の均圧化（漏えいの停止）

が必要になる。なお、前者は物理的な隔離であるのに対し、後者は漏えいを停止させることによる広義での「漏えい箇所の隔離」と取り扱うことができる。

○ 炉心損傷カテゴリ 3（トリップ失敗シナリオ）

炉心損傷カテゴリ 3には、A T W S（スクラム不能過渡変動事象）が分類される。A T W S の発生に当たっては、1 次系に負の反応度を投入しつつ、1 次系の圧力が高い状態において除熱を確実に実施していくことになる。したがって、A T W S 発生時には、

- ・ 運転員操作の原子炉トリップによる原子炉の停止（制御棒挿入）
- ・ 1 次系の冷却・減圧（2 次系による炉心冷却）

が必要になる。

○ 炉心損傷カテゴリ 4（トランジェントシナリオ）

炉心損傷カテゴリ 4には、主給水喪失、2 次冷却系の破断、過渡事象及び手動停止が分類される。いずれの起因事象においても、その発生により原子炉を停止し、1 次系の圧力が高い状態において崩壊熱除去を確実に実施していくことになる。したがって、当該事象発生時には、

- ・ 1 次系の冷却・減圧（2 次系による炉心冷却）

が必要になる。

○ 炉心損傷カテゴリ 5（サポート機能喪失シナリオ）

炉心損傷カテゴリ 5には、外部電源喪失及び補機冷却水の喪失が分類される。いずれの起因事象においても、その発生により各種安全機能が喪失し、事象進展の中で加圧器逃がし弁・安全弁 L O C A 又は 1 次冷却材ポンプ封水 L O C A を伴う場合がある。したがって、当該事象発生時には、

- ・ 非常用電源／原子炉補機冷却水の復旧（サポート機能の復旧）

が必要になる。また、サポート機能の復旧と並行して、1 次系の冷却・減圧による炉心の継続的な除熱が必要となる。

主に炉心損傷防止の点からシビアアクシデント・マネジメント対策（「c. 事象進展シナリオの分析と防護措置の有効性」では、以下、「AM策」という。）として整備した防護措置を考慮したイベントツリーを図5-6-2に示す。

イベントツリーからのシナリオ分析により得られた、起因事象毎の防護措置の有効性について、多重防護の観点からの網羅性も含め、以下にまとめる。

図5-6-2のイベントツリーに関するシナリオ分析において各イベントを以下のように記載する。

イベントツリー記載内容	シナリオ分析記載内容
蓄圧注入によるほう酸の添加	蓄圧注入
高圧注入による原子炉への給水	高圧注入
高圧注入による再循環炉心冷却	高圧再循環
低圧注入による原子炉への給水	低圧注入
低圧注入による再循環炉心冷却	低圧再循環
格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却	格納容器スプレイ再循環
代替再循環による炉心冷却	代替再循環
高圧注入による原子炉への給水＋加圧器逃がし弁による熱放出	フィードアンドブリード
補助給水による蒸気発生器への給水	補助給水による冷却
主給水による蒸気発生器への給水	主給水による冷却
緊急ほう酸注入系によるほう酸添加	緊急ほう酸注入

(i) 炉心損傷カテゴリ1 (LOCAシナリオ) のシナリオ分析

(i)-1 大破断LOCA

大破断LOCAのイベントツリーを図5-6-2 (1/12) に示す。大破断LOCAに対しては、蓄圧注入系、低圧注入系の作動が事故直後の炉心損傷防止のために必須である。その後の継続的な原子炉への給水と除熱による炉心冷却成功シナリオを以下に示す。

炉心冷却成功シナリオ	AM策の有無	シナリオ数
(i)-1-1「低圧再循環」	—	1
(i)-1-2「高圧再循環」+「格納容器スプレイ再循環」	—	1
(i)-1-3「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」	○	1
(i)-1-4「高圧注入」+「格納容器スプレイ再循環」+「代替再循環」	○	1
(i)-1-5「高圧注入」+「代替格納容器冷却」+「代替再循環」	○	1

備考「AM策の有無」について

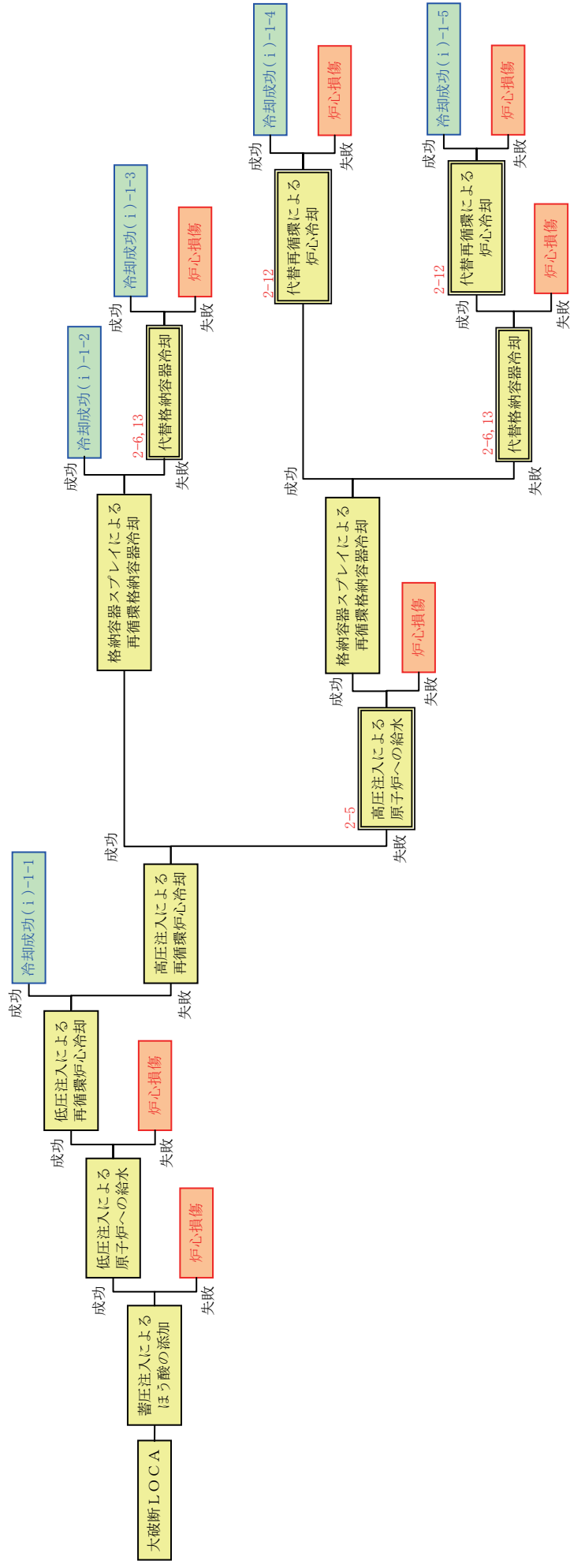
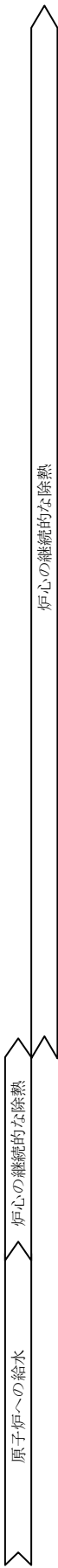
東日本大震災以前に整備済：○

ここで、「代替格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」と「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。本内容は「c. 事象進展シナリオの分析と防護措置の有効性」の全ての起因事象において同様である。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ ECCS再循環の代替として「2-5:水源補給による注入継続」(高圧注入)及び「2-12:代替再循環」
- ・ 格納容器スプレイの代替として「2-6:代替格納容器気相冷却」及び「2-13:格納容器内自然対流冷却」

である。



シビアアクシデント・マネジメント対策として整備した防護措置のイベント
(上部の赤字は整備した防護措置)

シビアアクシデント・マネジメント対策は確率的な結果を隠すことで抽出していることから、ここでは確率的な安全評価に用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的な)事象連鎖を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。

図5-6-2 (1/12) 玄海4号機 炉心損傷に係るイベントツリー (炉心損傷カテゴリ1: 大破断LOCA)

(i) -2 中破断LOCA

中破断LOCAのイベントツリーを図5-6-2(2/12)に示す。中破断LOCAに対しては、蓄圧注入系の作動が事故直後の炉心損傷防止のために必須であるが、大破断LOCAに比べて1次系の圧力が高く推移するため、「高圧注入」の成否によってその後の冷却手段の組合せが異なる。

また、「健全SGによる強制冷却」では、「主蒸気逃がし弁による熱放出」(以下、「2次系強制冷却」という。)による冷却手段に加えて、「タービンバイパス弁による熱放出」(以下、「タービンバイパス系の活用」という。)による冷却手段も可能となる。したがって、本手段が関係するシナリオでは、イベントツリーが分岐するものの終状態が等しくなるため、冷却成功のシナリオが2つ生じることとなる。なお、本内容は、起因事象「小破断LOCA」、「余熱除去系隔離弁LOCA」、「SG伝熱管破損」及び「補機冷却水の喪失」に関しても同様である。

以上を踏まえ、中破断LOCAにおける炉心冷却成功シナリオを以下に示す。

炉心冷却成功シナリオ	AM策の有無	シナリオ数
【高圧注入に成功した場合】		
(i)-2-1「高圧再循環」＋「格納容器スプレイ再循環」	—	1
(i)-2-2「健全SGによる強制冷却」＋「低圧再循環」	○	2
(i)-2-3「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」	○	1
(i)-2-4「健全SGによる強制冷却」＋「格納容器スプレイ再循環」＋「代替再循環」	○	2
(i)-2-5「健全SGによる強制冷却」＋「代替格納容器冷却」＋「代替再循環」	○	2
【高圧注入に失敗した場合】		
(i)-2-2「健全SGによる強制冷却」＋「低圧再循環」	○	2

備考「AM策の有無」について

東日本大震災以前に整備済：○

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ ECCS注入の代替として「2-2：2次系強制冷却による低圧注入」(2次系強制冷却)及び「2-11：タービンバイパス系の活用」
- ・ ECCS再循環の代替として「2-3：2次系強制冷却による低圧再循環」(2次系強制冷却)、「2-11：タービンバイパス系の活用」及び「2-12：代替再循環」
- ・ 格納容器スプレイの代替として「2-4：2次系強制冷却によるサンプ水冷却」(2次系強制冷却)、「2-6：代替格納容器気相冷却」、「2-11：タービンバイパス系の活用」及び「2-13：格納容器内自然対流冷却」

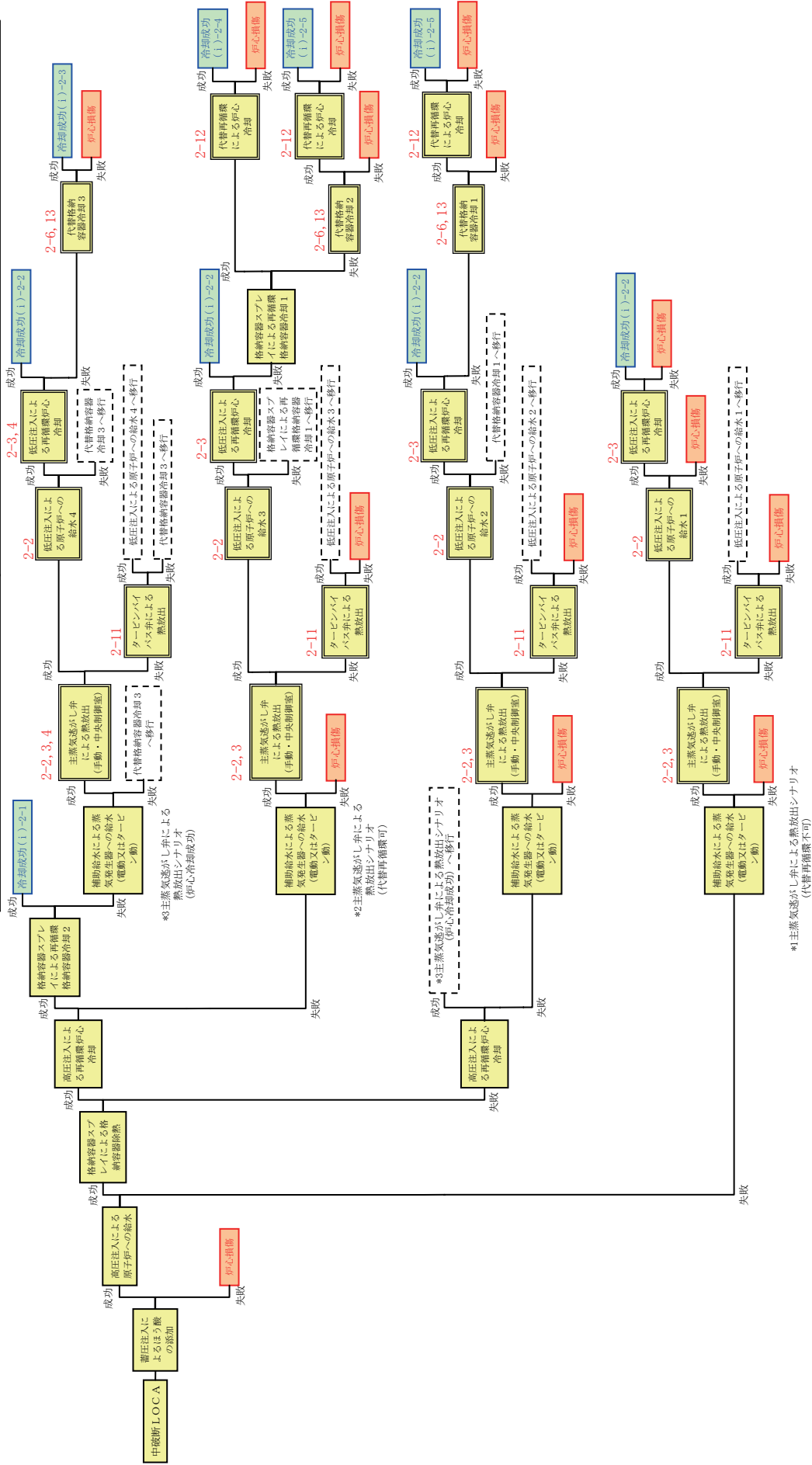
- ・ 2次系による炉心冷却の代替として「2-11：タービンバイパス系の活用」である。

原子炉への給水

炉心の継続的な除熱

1 次系の冷却・減圧

炉心の継続的な除熱



シビアアクシデント・マネジメント対策として整備した防護措置のイベント
(上部の赤字は整備した防護措置)

シビアアクシデント・マネジメント対策は確率的な安全評価の結果を踏まえて抽出していることから、ここでは確率的な安全評価に用いたイベントのシナリオに当たって記述している。このため、現実的な(決定的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。

図 5-6-2 (2/12) 玄海 4 号機 炉心損傷に係るイベントツリー (炉心損傷カテゴリ 1 : 中破断 LOCA)

(i) -3 小破断LOCA

小破断LOCAのイベントツリーを図5-6-2(3/12)に示す。小破断LOCAに対しては、原子炉トリップに失敗するとATWSシナリオに移行する。原子炉トリップに成功した場合は、中破断LOCAに比べてもさらに1次系圧力が高く推移するため、1次系の減圧操作と「高圧注入」の成否が重要となる。小破断LOCAにおける炉心冷却成功シナリオを以下に示す。

炉心冷却成功シナリオ	AM策の有無	シナリオ数
【2次系による除熱に伴う高圧注入に成功した場合】		
(i)-3-1「高圧再循環」＋「格納容器スプレイ再循環」	－	1
(i)-3-2「健全SGによる強制冷却」＋「低圧再循環」	○	2
(i)-3-3「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」	○	1
(i)-3-4「健全SGによる強制冷却」＋「格納容器スプレイ再循環」＋「代替再循環」	○	2
(i)-3-5「健全SGによる強制冷却」＋「代替格納容器冷却」＋「代替再循環」	○	2
【2次系による除熱又は高圧注入のいずれかに失敗した場合】		
(i)-3-6「健全SGによる強制冷却」＋「蓄圧注入」＋「低圧再循環」	○	2
(i)-3-7「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「格納容器スプレイ再循環」	○	1
(i)-3-8「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」	○	1

備考「AM策の有無」について

東日本大震災以前に整備済：○

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ ECCS注入の代替として「2-2：2次系強制冷却による低圧注入」（2次系強制冷却）及び「2-11：タービンバイパス系の活用」
- ・ ECCS再循環の代替として「2-3：2次系強制冷却による低圧再循環」（2次系強制冷却）、「2-11：タービンバイパス系の活用」及び「2-12：代替再循環」
- ・ 格納容器スプレイの代替として「2-4：2次系強制冷却によるサンプル水冷却」（2次系強制冷却）、「2-6：代替格納容器気相冷却」、「2-11：タービンバイパス系の活用」及び「2-13：格納容器内自然対流冷却」
- ・ 2次系による炉心冷却の代替として「2-10：フィードアンドブリード」及び「2-11：タービンバイパス系の活用」

である。

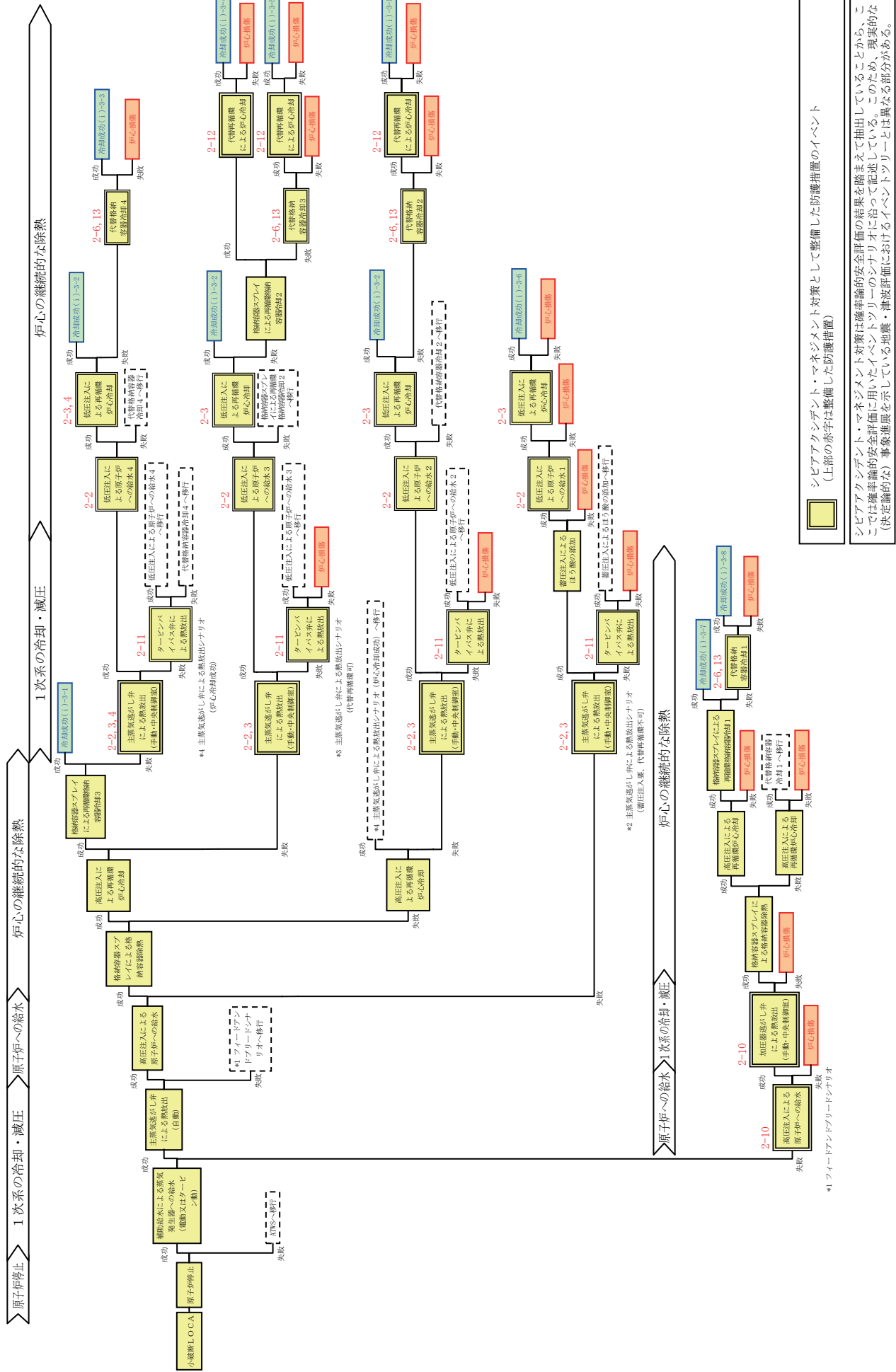


図5-6-2 (3/12) 玄海4号機 炉心損傷に係るイベントツリー (炉心損傷カテゴリ1:小破断LOCA)

(ii) 炉心損傷カテゴリ 2 (格納容器バイパスシナリオ) のシナリオ分析

(ii) -1 余熱除去系隔離弁 LOCA

余熱除去系隔離弁 LOCA のイベントツリーを図 5-6-2 (4/12) に示す。余熱除去系隔離弁 LOCA に対しては、原子炉トリップ、高圧注入系及び蓄圧注入系の作動が事故直後の炉心冷却のために必須であるが、事故原因を鑑みると隔離弁閉止と 1 次系の減圧の成否が重要となる。

また、「1 次系の減圧」は「加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧」に加えて「加圧器補助スプレイによる 1 次系の減圧」による手段も可能となる。したがって、本手段が関係するシナリオでは、イベントツリーが分岐するものの終状態が等しくなるため、冷却成功のシナリオが 2 つ生じることとなる。なお、本内容は起因事象「SG 伝熱管破損」に関しても同様である。

余熱除去系隔離弁 LOCA の炉心冷却成功シナリオを以下に示す。

炉心冷却成功シナリオ	AM策の有無	シナリオ数
【隔離弁閉止に成功した場合】		
(ii)-1-1 「補助給水による冷却」	—	1
(ii)-1-2 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」	○	1
(ii)-1-3 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」	○	1
【隔離弁閉止に失敗した場合】		
(ii)-1-4 「健全 SG による強制冷却」 + 「1 次系の減圧」 + 「高圧注入停止」 + 「充てん系による原子炉への給水」 + 「余熱除去系による冷却」	○	4
(ii)-1-5 「健全 SG による強制冷却」 + 「1 次系の減圧」 + 「高圧注入停止」 + 「充てん系による原子炉への給水」 + 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」	○	4
(ii)-1-6 「健全 SG による強制冷却」 + 「1 次系の減圧」 + 「高圧注入停止」 + 「充てん系による原子炉への給水」 + 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」	○	4

備考「AM策の有無」について
東日本大震災以前に整備済：○

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段は、

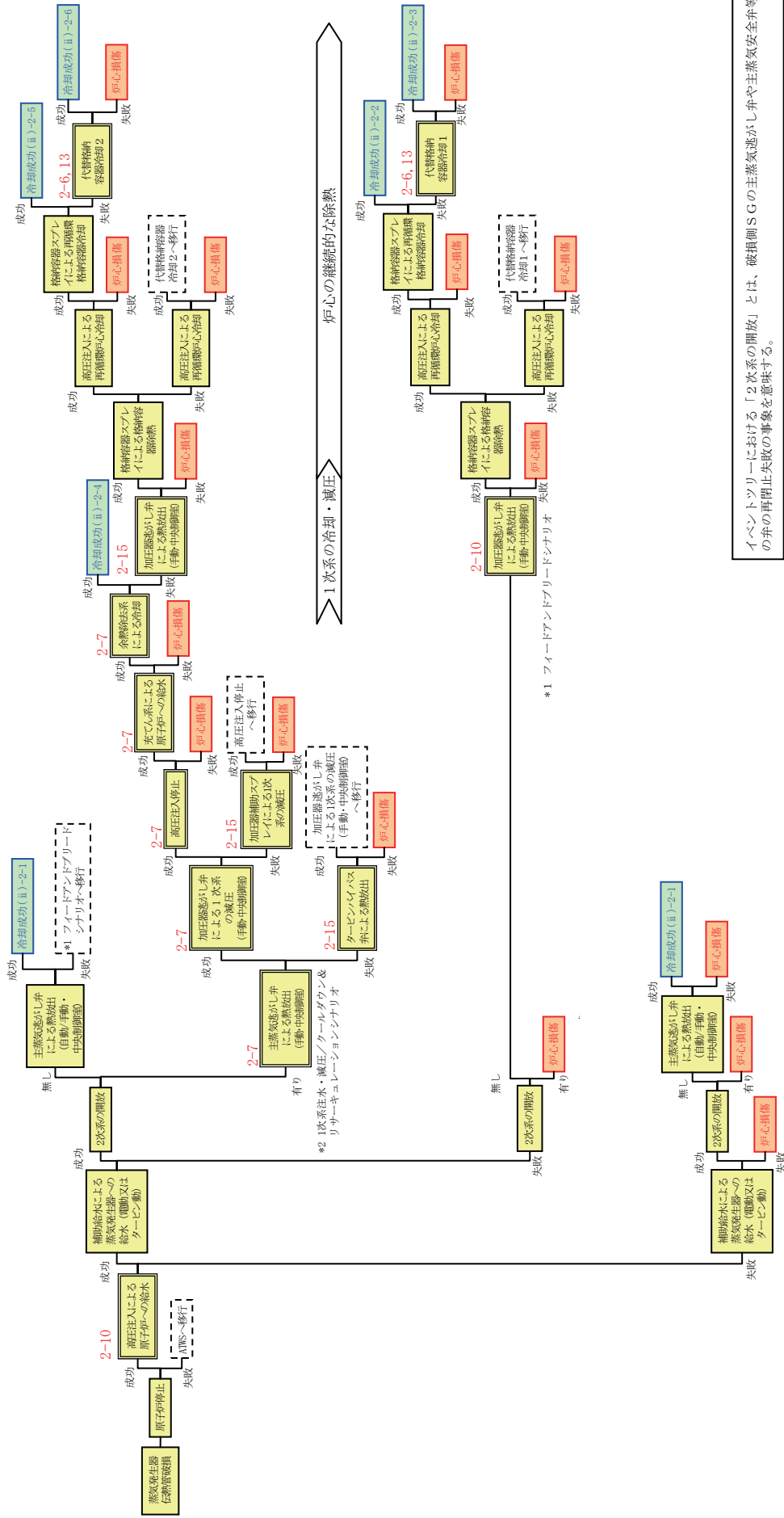
- ・ 2 次系による炉心冷却の代替として「2-10：フィードアンドブリード」
- ・ 格納容器スプレイの代替として「2-6：代替格納容器気相冷却」及び「2-13：格納容器内自然対流冷却」
- ・ 漏えい箇所隔離の代替として「2-7：1 次系注水・減圧」及び「2-15：クールダウン&リサーキュレーション」

である。

(ii) -2 SG伝熱管破損

SG伝熱管破損のイベントツリーを図5-6-2(5/12)に示す。SG伝熱管破損事故に対しては、原子炉トリップに失敗するとATWSシナリオに移行する。原子炉トリップに成功した場合、その後の冷却に成功するシナリオとしては、破損側SGの主蒸気逃がし弁の再閉止等の「2次系の開放」の有無によって冷却手段の組合せが異なることになる。

「2次系の開放」が回避でき、冷却に成功するシナリオとしては、「(ii) -1 余熱除去系隔離弁LOCA」の隔離弁閉止に成功した場合のシナリオと、また、「2次系の開放」が回避できないが、冷却に成功するシナリオとしては、「(ii) -1 余熱除去系隔離弁LOCA」の隔離弁閉止に失敗した場合のシナリオと同じである。したがって、対応する防護措置も同様である。



シビアアクシデント・マネジメント対策として整備した防護措置のイベント
(上部の赤字は整備した防護措置)

シビアアクシデント・マネジメント対策は確率的な安全評価の結果を踏まえて抽出していることから、ここでは確率的な安全評価に用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。

図 5-6-2 (5/12) 玄海 4 号機 炉心損傷に係るイベントツリー 2 : SG 伝熱管破損

(iii) 炉心損傷カテゴリ 3 (トリップ失敗シナリオ) のシナリオ分析

(iii) -1 ATWS

ATWSのイベントツリーを図5-6-2(6/12)に示す。ATWSに対しては、AM策を考慮しない場合は、炉心の出力フィードバックとSGへの給水能力がバランスした状態に近づくと考えられるが、安全に炉心を冷却するにはAM策を考慮する必要がある。ここでは、事象発生時の原子炉出力レベル及びタービントリップの成否によって、未臨界確保の観点からの冷却手段の組合せが異なることになる。ATWSにおける炉心冷却成功シナリオを以下に示す。

炉心冷却成功シナリオ	AM策の有無	シナリオ数
【タービントリップに成功した場合】		
(iii)-1-1「補助給水による冷却」又は「主給水による冷却」 +「手動トリップ」	○	2
(iii)-1-2「補助給水による冷却」又は「主給水による冷却」 +「緊急ほう酸注入」	○	2
(iii)-1-3「手動トリップ」又は「緊急ほう酸注入」+「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「格納容器スプレイ再循環」	○	2
(iii)-1-4「手動トリップ」又は「緊急ほう酸注入」+「フィードアンドブリード」+「高圧再循環」+「代替格納容器冷却」	○	2
【タービントリップに失敗した場合】		
(iii)-1-5「手動トリップ」	○	1
(iii)-1-6「緊急ほう酸注入」	○	1

備考「AM策の有無」について

東日本大震災以前に整備済：○

上述の各種手段のうち、原子炉停止機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ 制御棒挿入の代替として「1-1：手動原子炉トリップ」(手動トリップ)及び「1-2：緊急ほう酸注入」
- ・ 2次系による炉心冷却の代替として「1-3：緊急2次系冷却」(補助給水による冷却)及び「1-4：緊急2次系冷却の多様化」(主給水による冷却)

である。

また、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ 2次系による炉心冷却の代替として「2-10：フィードアンドブリード」
- ・ 格納容器スプレイの代替として「2-6：代替格納容器気相冷却」及び「2-13：格納容器内自然対流冷却」

である。

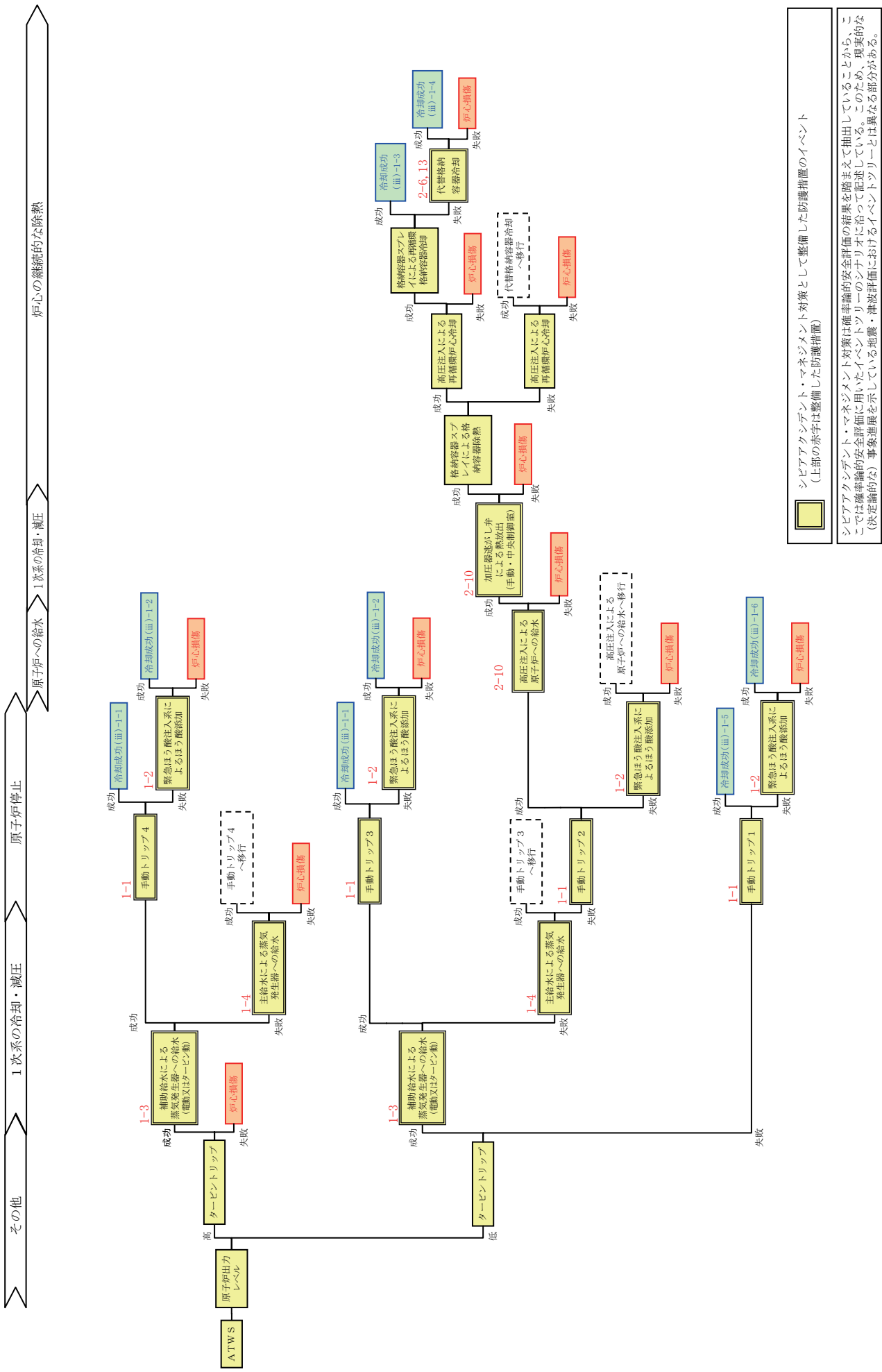


図5-6-2 (6/12) 玄海4号機 炉心損傷に係るイベントツリー (炉心損傷カテゴリ3: ATWS)

(iv) 炉心損傷カテゴリ 4 (トランジェントシナリオ) のシナリオ分析

(iv) -1 主給水喪失

主給水喪失のイベントツリーを図 5-6-2 (7/12) に示す。主給水喪失に対しては、原子炉トリップに失敗すると ATWS シナリオに移行する。主給水喪失における原子炉トリップに成功した場合の炉心冷却成功シナリオを以下に示す。

炉心冷却成功シナリオ	AM策の有無	シナリオ数
(iv)-1-1 「補助給水による冷却」	—	1
(iv)-1-2 「主給水による冷却」	○	1
(iv)-1-3 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」	○	1
(iv)-1-4 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」	○	1

備考「AM策の有無」について

東日本大震災以前に整備済：○

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係る AM 策として整備した手段は、

- ・ 2次系による炉心冷却の代替として「2-8：代替給水」（主給水による冷却）及び「2-10：フィードアンドブリード」
- ・ 格納容器スプレイの代替として「2-6：代替格納容器気相冷却」及び「2-13：格納容器内自然対流冷却」

である。

(iv) -2 2次冷却系の破断

2次冷却系の破断のイベントツリーを図5-6-2(8/12)に示す。2次冷却系の破断に対しては、原子炉トリップに失敗するとATWSシナリオに移行する。2次冷却系の破断における原子炉トリップに成功した場合の炉心冷却成功シナリオを以下に示す。

炉心冷却成功シナリオ	AM策の有無	シナリオ数
【主蒸気隔離に成功した場合】		
(iv)-2-1「補助給水による冷却」	—	1
【主蒸気隔離に失敗した場合】		
(iv)-2-2「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「格納容器スプレイ再循環」	○	1
(iv)-2-3「フィードアンドブリード」＋「高圧再循環」＋「代替格納容器冷却」	○	1

備考「AM策の有無」について

東日本大震災以前に整備済：○

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ 2次系による炉心冷却の代替として「2-10：フィードアンドブリード」
- ・ 格納容器スプレイの代替として「2-6：代替格納容器気相冷却」及び「2-13：格納容器内自然対流冷却」

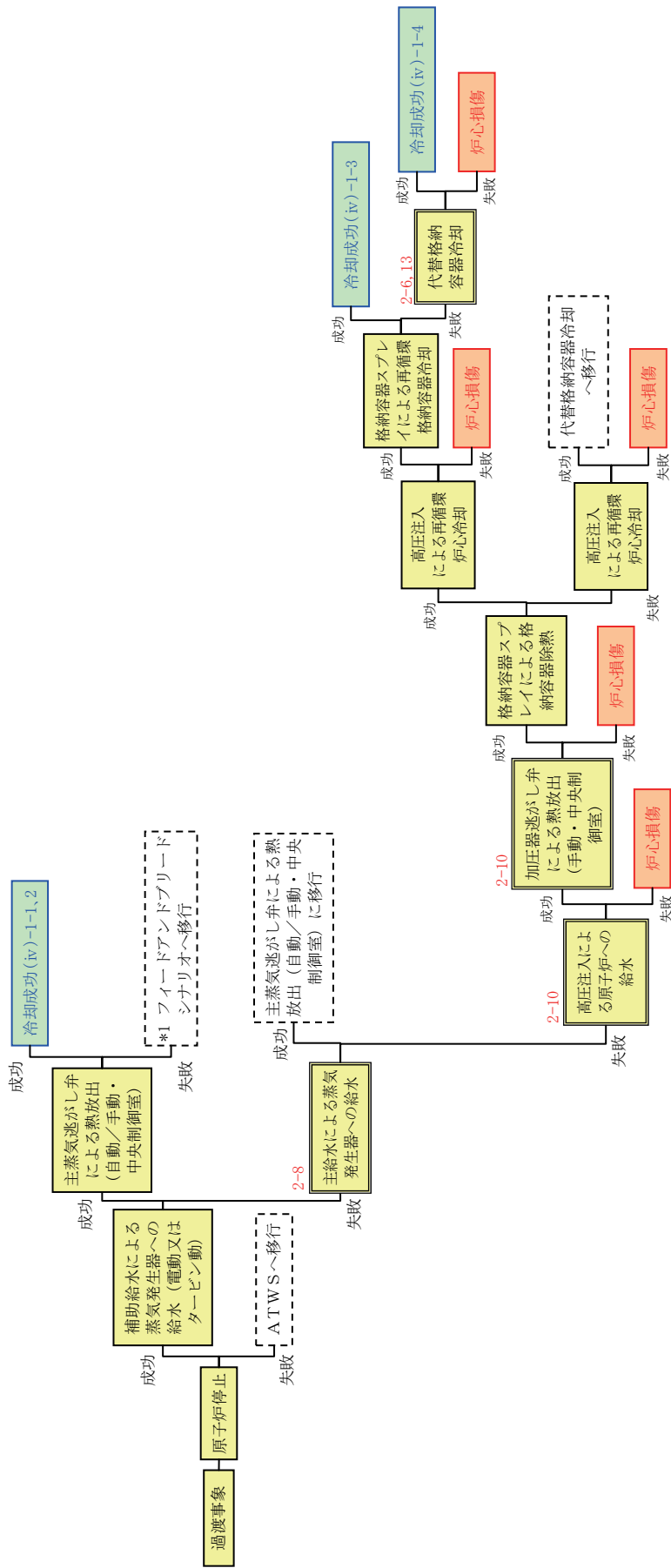
である。

(iv) -3 過渡事象

過渡事象のイベントツリーを図5-6-2 (9/12) に示す。過渡事象については、「(iv) -1 主給水喪失」の進展と同様であり、対応する防護措置も同じである。

(iv) -4 手動停止

手動停止のイベントツリーを図5-6-2 (10/12) に示す。手動停止については、「(iv) -1 主給水喪失」の原子炉停止後の進展と同様であり、対応する防護措置も同じである。



*1 フォワードブリードシナリオ

シビアアクシデント・マネジメント対策として整備した防護措置のイベント
(上部の赤字は整備した防護措置)

シビアアクシデント・マネジメント対策は確率的な安全評価の結果を踏まえて抽出していることから、ここでは確率的な安全評価に用いたイベントシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。

図5-6-2 (9/12) 玄海4号機 炉心損傷に係るイベントツリー (炉心損傷カテゴリ4: 過渡事象)

(v) 炉心損傷カテゴリ 5 (サポート機能喪失シナリオ) のシナリオ分析

(v) -1 外部電源喪失

外部電源喪失のイベントツリーを図 5-6-2 (11/12) に示す。外部電源喪失に対しては、非常用所内電源の確保が重要となる。外部電源喪失における炉心冷却成功シナリオを以下に示す。

炉心冷却成功シナリオ	AM策の有無	シナリオ数
【非常用所内電源からの給電に成功した場合】		
(v)-1-1 「補助給水による冷却」	—	1
(v)-1-2 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」	○	1
(v)-1-3 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」	○	1
【非常用所内電源からの給電に失敗した場合】		
(v)-1-4 「補助給水による冷却 (タービン動補助給水ポンプを用いた 2 次系による除熱 (SG への給水源の確保を含む))」 + 「蓄圧注入」 + 「高圧発電機による給電」	◎	1
(v)-1-5 「補助給水による冷却 (タービン動補助給水ポンプを用いた 2 次系による除熱 (SG への給水源の確保を含む))」 + 「蓄圧注入」 + 「移動式大容量発電機による給電」	◎	1
(v)-1-6 「補助給水による冷却 (電動補助給水ポンプを用いた 2 次系による除熱 (移動式大容量発電機による給電、SG への給水源の確保を含む))」 + 「蓄圧注入」	◎	1
(v)-1-7 「交流電源の回復」 + 「補助給水による冷却」	○	1
(v)-1-8 「交流電源の回復」 + 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」	○	1
(v)-1-9 「交流電源の回復」 + 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」	○	1
(v)-1-10 「交流電源の回復」 + 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」	○	1
(v)-1-11 「交流電源の回復」 + 「2 次系強制冷却」 + 「低圧再循環」	○	1
(v)-1-12 「交流電源の回復」 + 「高圧再循環」 + 「2 次系強制冷却」 + 「代替格納容器冷却」	○	1
(v)-1-13 「交流電源の回復」 + 「2 次系強制冷却」 + 「格納容器スプレイ再循環」 + 「代替再循環」	○	1
(v)-1-14 「交流電源の回復」 + 「2 次系強制冷却」 + 「代替格納容器冷却」 + 「代替再循環」	○	1
(v)-1-15 「交流電源の回復」 + 「2 次系強制冷却」 + 「蓄圧注入」 + 「低圧再循環」	○	1

備考「AM策の有無」について

東日本大震災以前に整備済：○、緊急安全対策にて整備：◎

ここで、「交流電源の回復」としては、「電源復旧」及び「号機間電源融通」の手段がある。ただし、「号機間電源融通」は玄海 3 号機の非常用ディーゼル発電機及び予備変圧器が健全な場合に限って有効になる。

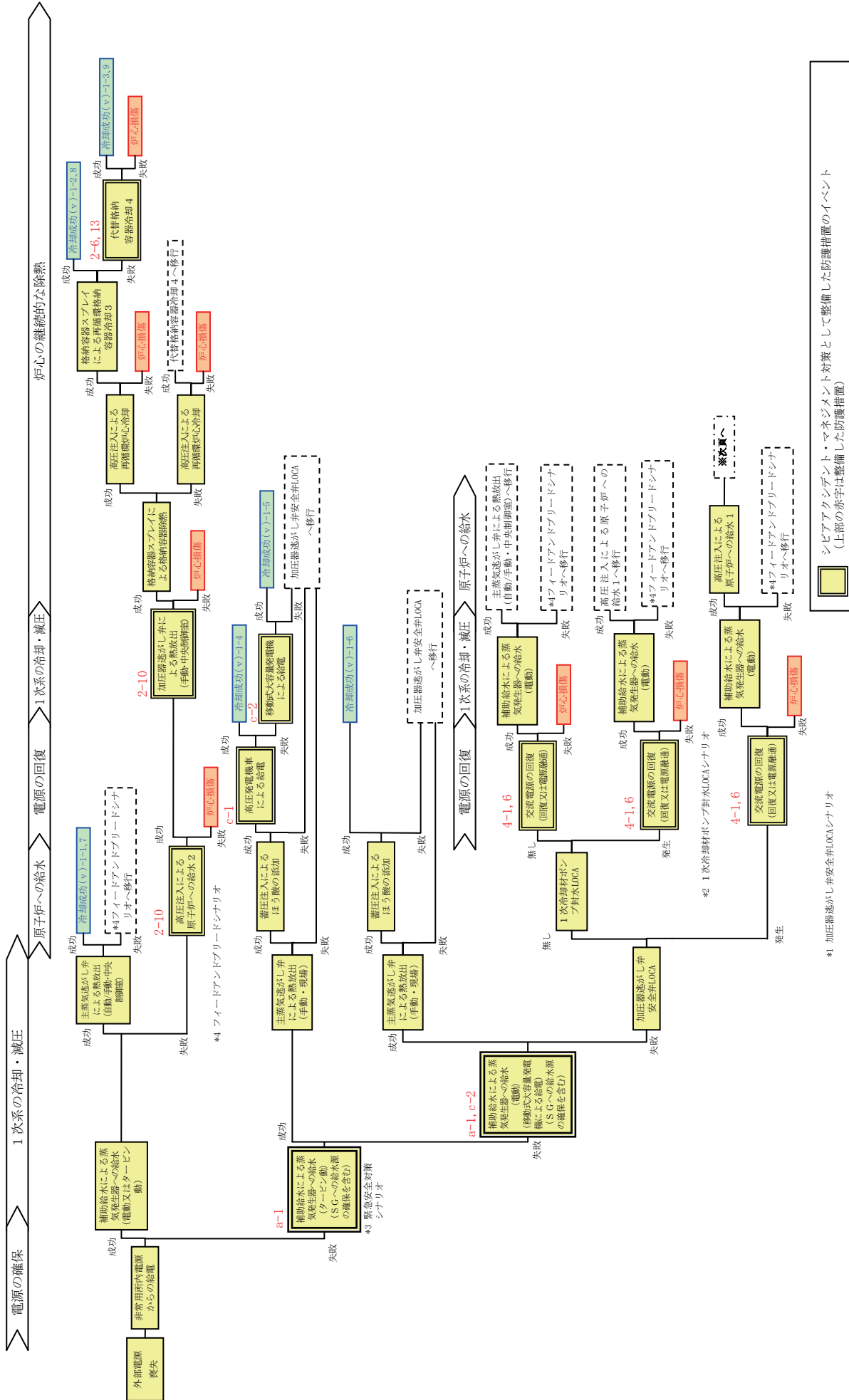
上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ E C C S 注入の代替として「2-2：2次系強制冷却による低圧注入」（2次系強制冷却）
- ・ E C C S 再循環の代替として「2-3：2次系強制冷却による低圧再循環」（2次系強制冷却）及び「2-12：代替再循環」
- ・ 格納容器スプレイの代替として「2-4：2次系強制冷却によるサンプル水冷却」（2次系強制冷却）、「2-6：代替格納容器気相冷却」及び「2-13：格納容器内自然対流冷却」
- ・ 2次系による炉心冷却の代替として「2-10：フィードアンドブリード」及び「a-1：2次系水源補給の多様化（S Gへの給水源確保）」（補助給水による冷却（S Gへの給水源の確保を含む））である。

また、安全機能のサポート機能に係るAM策として整備した手段は、

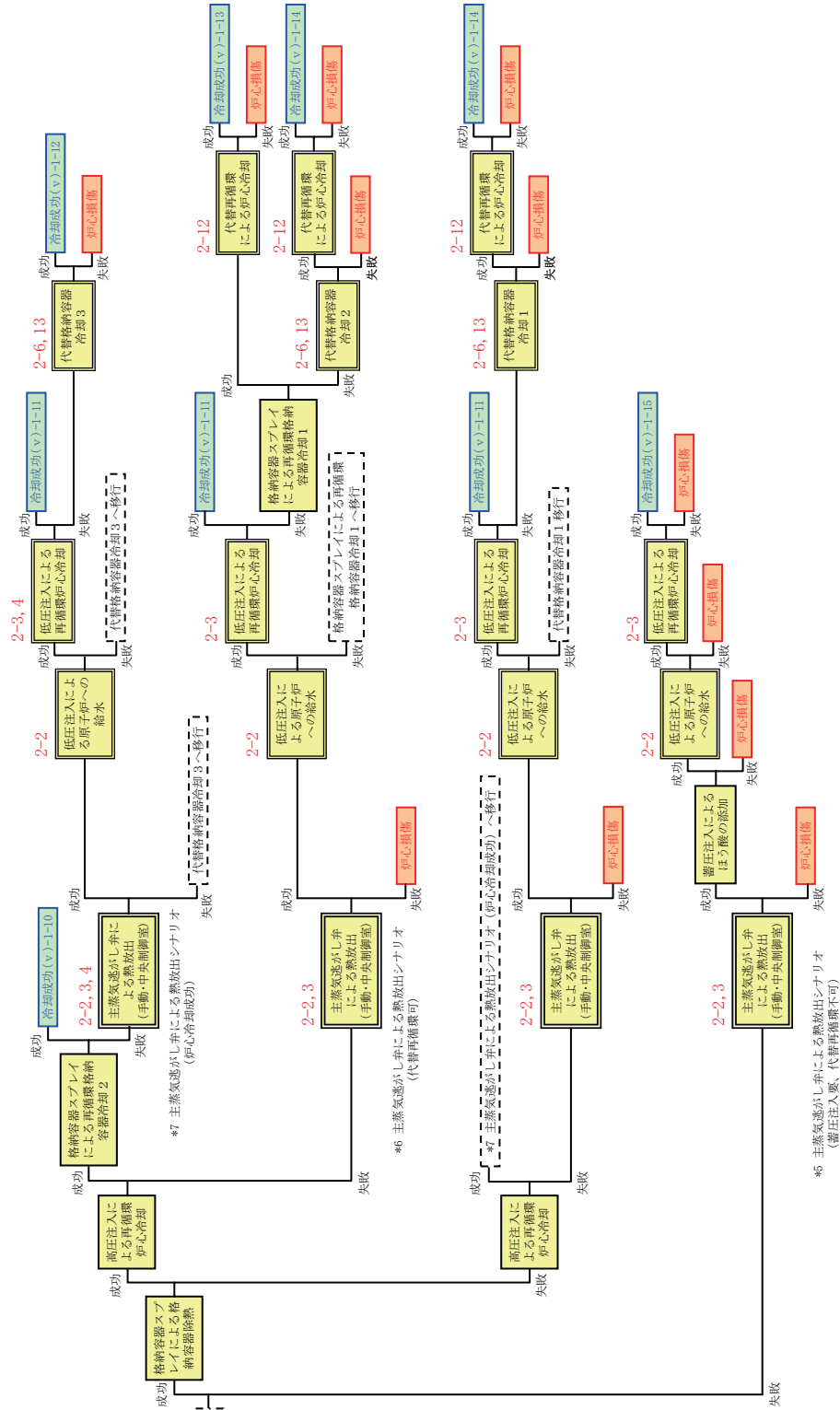
- ・ 非常用電源の代替として「4-1：電源復旧」、「4-6：号機間電源融通」、「c-1：緊急時の電源確保（高圧発電機車の配備）」（高圧発電機車による給電）及び「c-2：緊急時の電源確保（移動式大容量発電機の配備）」（移動式大容量発電機による給電）である。

なお、「a-1：2次系水源補給の多様化（S Gへの給水源確保）」、「c-1：緊急時の電源確保（高圧発電機車の配備）」及び「c-2：緊急時の電源確保（移動式大容量発電機の配備）」は、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、新たに整備した対策である。



シビアアクシデント・マネジメント対策は確率的な安全評価の結果を踏まえて抽出していることから、ここでは確率的な安全評価に用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。

図 5-6-2 (11/12) 玄海 4 号機 炉心損傷に係るイベントツリー (炉心損傷カテゴリ 5 : 外部電源喪失)



シビアアクシデント・マネジメント対策として整備した防護措置のイベント
(上部の赤字は整備した防護措置)

シビアアクシデント・マネジメント対策は確率的な安全評価の結果を踏まえて抽出していることから、ここでは確率的な安全評価に用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため現実的な(決定的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。

図5-6-2 (11/12) 玄海4号機 炉心損傷に係るイベントツリー (炉心損傷カテゴリ5：外部電源喪失) (つづき)

(v) -2 補機冷却水の喪失

補機冷却水の喪失のイベントツリーを図5-6-2 (12/12) に示す。補機冷却水の喪失における炉心冷却成功シナリオを以下に示す。

炉心冷却成功シナリオ	AM策の有無	シナリオ数
(v)-2-1 「補助給水による冷却」 + 「蓄圧注入」	—	1
【原子炉補機冷却水系の短時間の回復に成功した場合】		
(v)-2-2 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」	○	1
(v)-2-3 「健全SGによる強制冷却」 + 「低圧再循環」	○	2
(v)-2-4 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」	○	1
(v)-2-5 「健全SGによる強制冷却」 + 「格納容器スプレイ再循環」 + 「代替再循環」	○	2
(v)-2-6 「健全SGによる強制冷却」 + 「代替格納容器冷却」 + 「代替再循環」	○	2
(v)-2-7 「健全SGによる強制冷却」 + 「蓄圧注入」 + 「低圧再循環」	○	2
(v)-2-8 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「格納容器スプレイ再循環」	○	1
(v)-2-9 「フィードアンドブリード」 + 「高圧再循環」 + 「代替格納容器冷却」	○	1

備考1 「AM策の有無」について

東日本大震災以前に整備済：○

備考2 (v)-2-2~7 は、「原子炉補機冷却水系の短時間の回復」のほかに「代替補機冷却」も可能。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ ECCS注入の代替として「2-2：2次系強制冷却による低圧注入」（2次系強制冷却）及び「2-11：タービンバイパス系の活用」
- ・ ECCS再循環の代替として「2-3：2次系強制冷却による低圧再循環」（2次系強制冷却）、「2-11：タービンバイパス系の活用」、「2-12：代替再循環」及び「2-14：代替補機冷却」
- ・ 格納容器スプレイの代替として「2-4：2次系強制冷却によるサンプル水冷却」（2次系強制冷却）、「2-6：代替格納容器気相冷却」、「2-11：タービンバイパス系の活用」及び「2-13：格納容器内自然対流冷却」
- ・ 2次系による炉心冷却の代替として「2-10：フィードアンドブリード」及び「2-11：タービンバイパス系の活用」

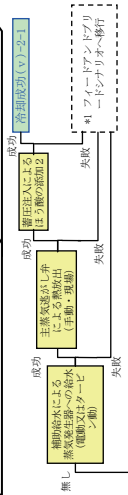
である。

また、安全機能のサポート機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ 補機冷却水の代替として「4-3：補機冷却水系回復」及び「4-5：代替補機冷却」

である。

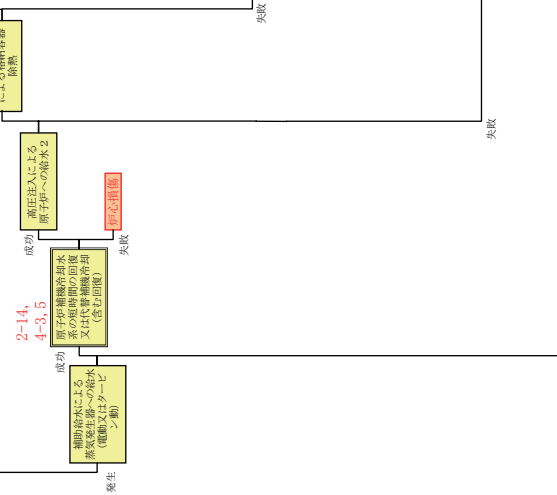
1次系の冷却・減圧 炉心の継続的な除熱



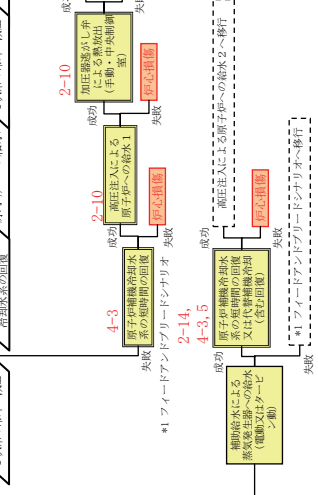
1次系の冷却・減圧 炉心の継続的な除熱



炉心の継続的な除熱



炉心の継続的な除熱



シビアアクシデント・マネジメント対策として整備した防護措置のイベント (上部の赤字は整備した防護措置)

シビアアクシデント・マネジメント対策は確率的な安全評価の結果を踏まえて抽出していることから、ここでは確率的な安全評価に用いたイベントツリーのシナリオに沿って記述している。このため、現実的な(決定論的な)事象進展を示している地震・津波評価におけるイベントツリーとは異なる部分がある。

図5-6-2 (12/12) 玄海4号機 炉心損傷に係るイベントツリー (炉心損傷カテゴリ5: 補機冷却水の喪失)

以上の炉心損傷に係るイベントツリーによるシナリオ分析の結果から、起因事象毎に有効な防護措置を整理したものを添付資料5-6-6に示す。

(b) 格納容器機能喪失防止

格納容器機能喪失防止のための事象進展を評価するに当たり、炉心損傷に至った起因事象及び格納容器機能喪失防止等のための緩和機能の相違、1次系の状態や原子炉格納容器内での事象進展等の組合せを考慮すると、事象進展シナリオは、5つのカテゴリに分類することができる。格納容器機能喪失に係る事象進展分析のための起因事象等の分類について表5-6-6、原子炉格納容器内での事象進展に係る物理現象について添付資料5-6-7に示す。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ1（大破断LOCA等）

格納容器機能喪失カテゴリ1は、大破断LOCA発生の場合やATWS発生時に1次系の減圧に失敗して原子炉容器が破損した場合が分類される。いずれの事象においても、1次系に大きな破断口や開口部が発生して原子炉格納容器内に1次冷却材が放出され、1次系の圧力が低く推移する。本カテゴリにおいては、原子炉格納容器内からの除熱に失敗し、原子炉格納容器の機能喪失に至り、その結果、炉心の冷却水が失われて炉心損傷が発生するシナリオ（以下、「格納容器先行破損シナリオ」という。）を考慮するが、その緩和手順として「低圧再循環」に期待できる。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ2（中破断LOCA）

格納容器機能喪失カテゴリ2は、中破断LOCA発生の場合が分類される。中破断LOCAでは、1次系に比較的大きな破断口や開口部が発生して原子炉格納容器内に1次冷却材が放出され、1次系の圧力は余熱除去ポンプの吐出圧より高めで推移する。本カテゴリにおいては、カテゴリ1と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮するが、その緩和手順として「低圧再循環」には期待できない。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ3（小破断LOCA等）

格納容器機能喪失カテゴリ3は、小破断LOCA発生の場合やLOCA以外の起因事象発生時にフィードアンドブリードに成功する場合が分類される。いずれの事象においても、1次系に比較的小きな破断口や開口部が発生して原子炉格納容器内に1次冷却材が放出され、1次系の圧力を減圧できなかった場合、原子炉容器破損に至るまではその圧力が比較的高く推移する。本カテゴリにおいては、カテゴリ1及び2と同様に格納容器先行破損シナリオ事象を考慮するが、カテゴリ2と同様に「低圧再循環」には期待できない。また、1次系の圧力が高いまま推移した場合は、原子炉容器破損時に溶融した炉心が原子炉格納容器内に分散放出するシナリオも考慮する。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ 4（主給水喪失等）

格納容器機能喪失カテゴリ 4 は、L O C A 以外の起因事象発生時にフィードアンドブリードに失敗する場合が分類される。いずれの事象においても、1 次系には開口部が発生せず、1 次系の圧力が減圧できなかった場合、原子炉容器破損に至るまではその圧力が高く推移する。特に、1 次系の圧力が高いまま推移した場合は、1 次系配管のクリープ損傷等が発生するシナリオ及び原子炉容器破損時に溶融した炉心が原子炉格納容器内に分散放出するシナリオも考慮する。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ 5（S G 伝熱管破損等）

格納容器機能喪失カテゴリ 5 は、S G 伝熱管破損が発生した場合や余熱除去系隔離弁 L O C A 発生時に隔離弁閉止に失敗し、かつフィードアンドブリードに失敗する場合が分類される。いずれの事象においても、原子炉格納容器を介さずに 1 次系の放射性物質が大気中に放出される格納容器バイパスが発生する。

これらの分類のもと、格納容器機能喪失防止の観点から AM 策として整備した防護措置を考慮したイベントツリーを図 5-6-3 に示す。なお、格納容器機能喪失防止の観点で、炉心冷却以外の手段に期待できないカテゴリ 5（S G 伝熱管破損等）については、イベントツリーを作成していない。

イベントツリーからのシナリオ分析により得られたカテゴリ毎の防護措置の有効性について、多重防護の観点からの網羅性も含め、以下のとおりまとめる。まず、各イベントツリーにおいて共通したシナリオ及び各シナリオにおける AM 策の有効性について整理し、次に各イベントツリーにおけるシナリオの概要及び AM 策の有効性について整理する。

(i) 各イベントツリーでの共通シナリオ及び AM 策の有効性

(i)-1 炉心冷却に失敗した場合

格納容器機能喪失カテゴリ 1～4 に分類されるシナリオにおいては、炉心損傷発生後の「格納容器隔離（格納容器手動隔離）」の失敗、原子炉容器破損前の可燃性ガスの高濃度での燃焼や原子炉容器内水蒸気爆発（以下、「炉内水蒸気爆発」という。）の発生により、原子炉格納容器の機能喪失に至る場合がある。それらにより原子炉格納容器の機能喪失に至らない場合は、最終的には原子炉容器内又は原子炉格納容器内に給水を行い、「格納容器スプレイ再循環」や「代替格納容器冷却」等の手段を用いて、原子炉格納容器の健全性の維持を図る。

これらの手段により原子炉格納容器の健全性維持に至るまでのシナリオとしては、プラント状態の相違等によって、事象進展に若干の違いはあるものの、下記の 3 つのシナリオ A～C に分類することができる。

なお、各シナリオの説明において、「格納容器隔離」の失敗、可燃性ガスの高濃度での燃焼又は炉内水蒸気爆発による原子炉格納容器の機能喪失に関しては、それらの回避が各シナリオ成立に係る共通の前提事項であるため、以降その旨を特に記載しない。

○ シナリオA

シナリオAは、炉心の冷却に失敗した場合に、「原子炉への給水回復」に成功するなどして、損傷した炉心からの崩壊熱が水蒸気等を介して原子炉格納容器内に放出され、準静的に原子炉格納容器内圧力・温度が上昇するシナリオである。このシナリオでは、原子炉格納容器内からの熱除去が必要であり、熱除去に失敗した場合は、原子炉格納容器の機能喪失に至る。

シナリオAにおいて、原子炉格納容器の健全性維持に成功するシナリオとしては、AM策を考慮しない場合は、

(I)-1-1「格納容器スプレイ再循環」

(I)-1-2「格納容器スプレイの回復」

の2つがある。AM策を考慮した場合は、

(I)-1-3「代替格納容器冷却」

(I)-1-4「格納容器内液相部への蓄熱」＋「格納容器スプレイの遅い回復」

の2つのシナリオが加わり、合計4つになる。

ここで、「代替格納容器冷却」としては「代替格納容器気相冷却」と「格納容器内自然対流冷却」の手段が可能である。

上述の各種手段のうち、放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ 格納容器スプレイの代替として「3-1：代替格納容器気相冷却」、
「3-3：格納容器内自然対流冷却」及び「3-4：格納容器内注水」（格納容器内液相部への蓄熱）

である。

○ シナリオB

シナリオBは、1次系の圧力が低い状態で、「原子炉への給水回復」に失敗し、原子炉容器が破損するシナリオである。このシナリオは、「高圧注入、低圧注入又は格納容器スプレイによるRWS P水の持ち込み」（以下、「RWS P水の持ち込み」という。）又は「消火水スプレイによる格納容器内注水」（以下、「格納容器内注水」という。）により、原子炉容器破損時に落下した熔融炉心の崩壊熱を除去するものである。

なお、「RWS P水の持ち込み」又は「格納容器内注水」に成功した場合においても、原子炉容器破損時に、熔融炉心と水との相互作用による原子炉容器外水蒸気爆発（以下、「炉外水蒸気爆発」という。）が発生するシナリオ及び「格納容器内注水」に失敗してベースマットの

溶融貫通が発生するシナリオでは原子炉格納容器の機能喪失に至る。これらが回避できた場合は、最終的にシナリオAに移行する。

シナリオBにおいて、原子炉格納容器の健全性維持に成功するシナリオとして、AM策を考慮しない場合は、

- ・ 「RWS P水の持ち込み」に成功及びベースマット溶融貫通・炉外水蒸気爆発による格納容器機能喪失の回避

があり、これによりシナリオAに移行できる。AM策を考慮した場合は、

- ・ 「格納容器内注水」に成功及びベースマット溶融貫通・炉外水蒸気爆発による格納容器機能喪失の回避

のシナリオが加わり、これによりシナリオAに移行できる。

上述の各種手段のうち、放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ 格納容器スプレイの代替として、「3-4：格納容器内注水」（消火水スプレイによる格納容器内注水）

がある。

○ シナリオC

シナリオCは、「1次系強制減圧」に失敗し、1次系の圧力が高い状態で原子炉容器の破損に至るシナリオである。このシナリオでは、1次系の圧力が高いため、原子炉容器破損時に格納容器雰囲気直接加熱又は格納容器への直接接触による格納容器機能喪失が発生するシナリオも考慮するが、それらを回避できた場合は、シナリオBに移行する。

なお、PWRの大型ドライ型原子炉格納容器では、これらの事象の発生による原子炉格納容器の機能喪失の可能性は低いとされている。また、このシナリオCは、1次系の破断口の有無によって2つに分類する。

シナリオC-1は、格納容器機能喪失カテゴリ3（小破断LOCA等）を対象としたシナリオであり、上述のとおり格納容器雰囲気直接加熱等の事象を考慮したシナリオである。

一方、シナリオC-2は、格納容器機能喪失カテゴリ4（主給水喪失等）を対象としたシナリオである。当該カテゴリ4では、1次系にLOCA等による破断口が存在しないため、シナリオC-1に比べて1次系の圧力が高く推移する。したがって、誘因SG伝熱管破損及びホットレグ（1次冷却材主配管＜高温側＞）クリープ破損といった1次系の破損や、誘因SG伝熱管破損による格納容器機能喪失という事象を考慮している。

なお、シナリオCに至る以前のプロセスにおいて、原子炉容器破損前に「1次系強制減圧」に成功した場合は、その後の「原子炉への給水回復」の成否によって、それぞれシナリオA又はBに移行する。

シナリオCにおいて、原子炉格納容器の健全性維持を成功させるた

めのシナリオとしては、AM策の考慮の有無に係わらず、

- ・ 格納容器雰囲気直接加熱及び格納容器への直接接触の回避があり、これによりシナリオBに移行できる。

なお、シナリオ冒頭で「1次系強制減圧」に成功すれば、シナリオA又はBに移行することになる。ここで、「3-5: 1次系強制減圧」は、放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策として整備した手段である。

(i)-2 炉心冷却に成功した場合

格納容器機能喪失カテゴリ1～3に分類されるシナリオにおいては、炉心の崩壊熱は原子炉格納容器内に放出され、水蒸気等を介して準静的に原子炉格納容器内圧力が上昇する。したがって、何らかの手段による原子炉格納容器内からの熱除去が必要となる。除熱に失敗した場合は、格納容器先行破損シナリオとなる。

このシナリオにおいて、原子炉格納容器の健全性維持を成功させるためのシナリオとして、AM策を考慮しない場合は、

(I)-1-5「低圧再循環」：カテゴリ1

(I)-1-6「格納容器スプレイ再循環」：カテゴリ1～3

の2つがある。AM策を考慮した場合は、

(I)-1-7「代替格納容器冷却」：カテゴリ1～3

(I)-1-8「2次系強制冷却によるサンプル水冷却（タービンバイパス系の活用を含む）」：カテゴリ2、3

の2つのシナリオが加わり、合計4つになる。

上述の各種手段のうち、炉心冷却機能に係るAM策として整備した手段は、

- ・ 格納容器スプレイの代替として「2-4: 2次系強制冷却によるサンプル水冷却」、「2-6: 代替格納容器気相冷却」、「2-11: タービンバイパス系の活用」及び「2-13: 格納容器内自然対流冷却」

である。

なお、カテゴリ4に分類されるイベントツリーにおいて、格納容器先行破損シナリオが存在しないのは、これらの起因事象及びその後の事象進展の組合せでは、炉心冷却に成功すれば、炉心損傷はもとより格納容器機能喪失に至らないことから、本評価の対象外となるためである。

表5-6-6 格納容器機能喪失に係る事象進展分析のための起因事象等の分類

カテゴリ 炉心損傷時 起因事象	格納容器機能喪失 カテゴリ1 (大破断LOCA等)	格納容器機能喪失 カテゴリ2 (中破断LOCA)	格納容器機能喪失 カテゴリ3 (小破断LOCA等)	格納容器機能喪失 カテゴリ4 (主給水喪失等)	格納容器機能喪失 カテゴリ5 (SG伝熱管破損等)
大破断LOCA	全シナリオ				
中破断LOCA		全シナリオ			
小破断LOCA			全シナリオ		
余熱除去系隔離弁LOCA			フィードアンドブリード成功	隔離弁閉止成功*フィードアンドブリード失敗	シナリオ3、4
SG伝熱管破損			フィードアンドブリード成功		フィードアンドブリード失敗
ATWS	シナリオ1		フィードアンドブリード成功	シナリオ2	
主給水喪失			フィードアンドブリード成功	フィードアンドブリード失敗	
2次冷却系の破断			フィードアンドブリード成功	フィードアンドブリード失敗	
過渡事象			フィードアンドブリード成功	フィードアンドブリード失敗	
手動停止			フィードアンドブリード成功	フィードアンドブリード失敗	
外部電源喪失			LOCA有り/フィードアンドブリード成功	LOCA無し*フィードアンドブリード失敗	
補機冷却水の喪失			LOCA有り/フィードアンドブリード成功	LOCA無し*フィードアンドブリード失敗	

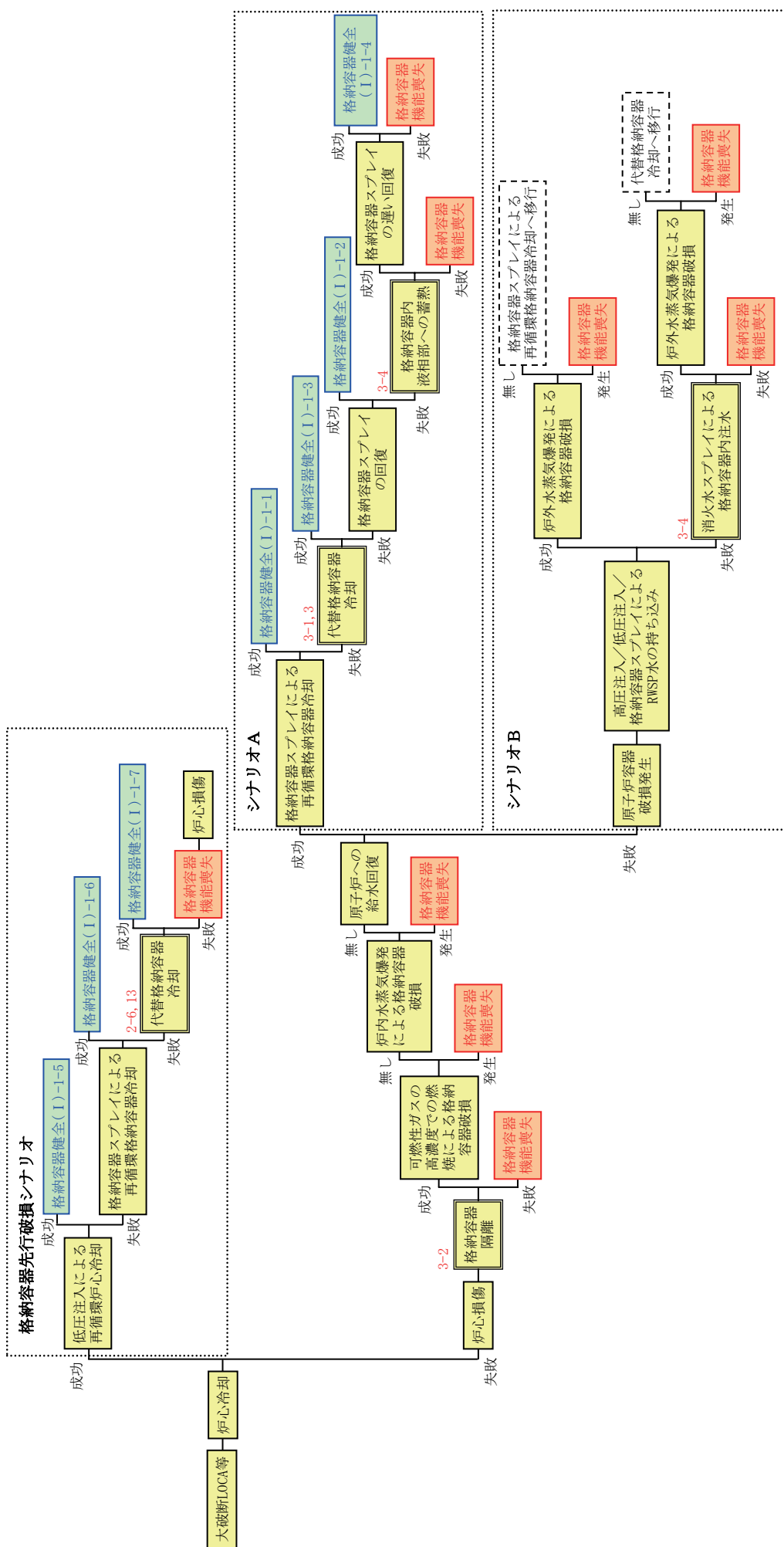
表中及びシナリオ1～4の説明で用いている「/」、「*」はそれぞれ「または」、「かつ」を表す記号である

シナリオ1：出力レベル高の状態*（タービントリップ失敗/補助給水失敗）

シナリオ2：（手動トリップ失敗*緊急ほう酸注入失敗）/フィードアンドブリード失敗

シナリオ3：原子炉トリップ失敗/高圧注入失敗/蓄圧注入失敗

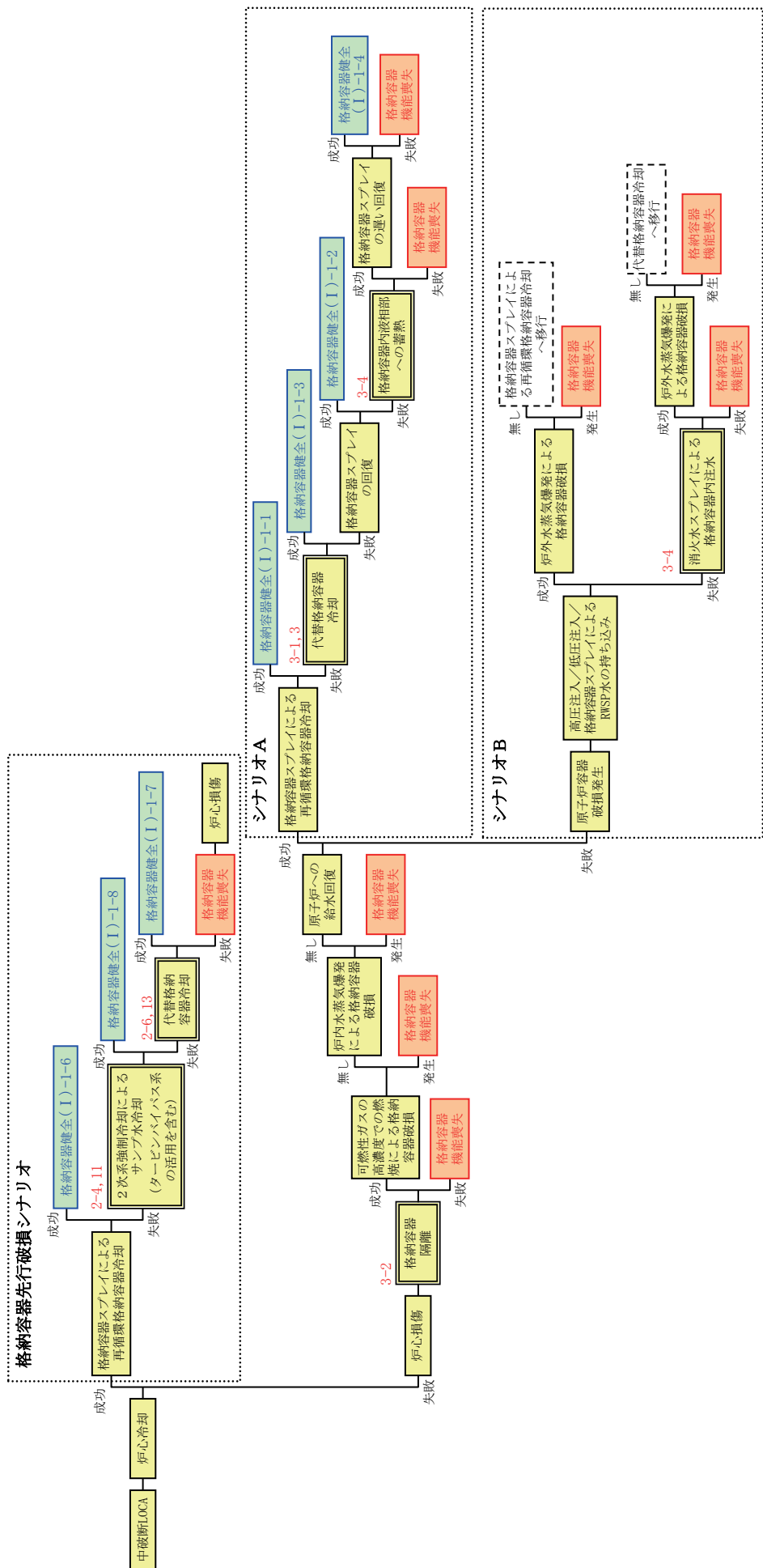
シナリオ4：隔離弁閉止失敗*クールドダウン&リサーキュレーション（フィードアンドブリードを含む）失敗



想定条件
 ①RWSP水の持ち込み又は格納容器内注水に成功の場合、ベースマツト溶融貫通には至らないとする。
 ②RWSP水の持ち込み及び格納容器内注水に失敗の場合、ベースマツト溶融貫通で格納容器破損とする。
 ③原子炉への炉水回復に成功の場合、原子炉容器破損には至らないとする。

シリアクシデント・マネジメント対策として整備した防護措置のイベント
 (上部の赤字は整備した防護措置)

図5-6-3 (1/4) 玄海4号機 格納容器機能喪失に係るイベントツリー (格納容器機能喪失カテゴリ 1 : 大破断LOCA等)



想定条件

①RWSP水の持ち込み又は格納容器内注水に成功の場合、ベースマツト溶融貫通には至らないとする。
 ②RWSP水の持ち込み及び格納容器内注水に失敗の場合、ベースマツト溶融貫通で格納容器破損とする。
 ③原子炉への給水回復に成功の場合、原子炉容器破損には至らないとする。

シビアアクシデント・マネジメント対策として整備した防護措置のイベント
 (上部の赤字は整備した防護措置)

図5-6-3 (2/4) 玄海4号機 格納容器機能喪失カテゴリ2：中破断LOCA

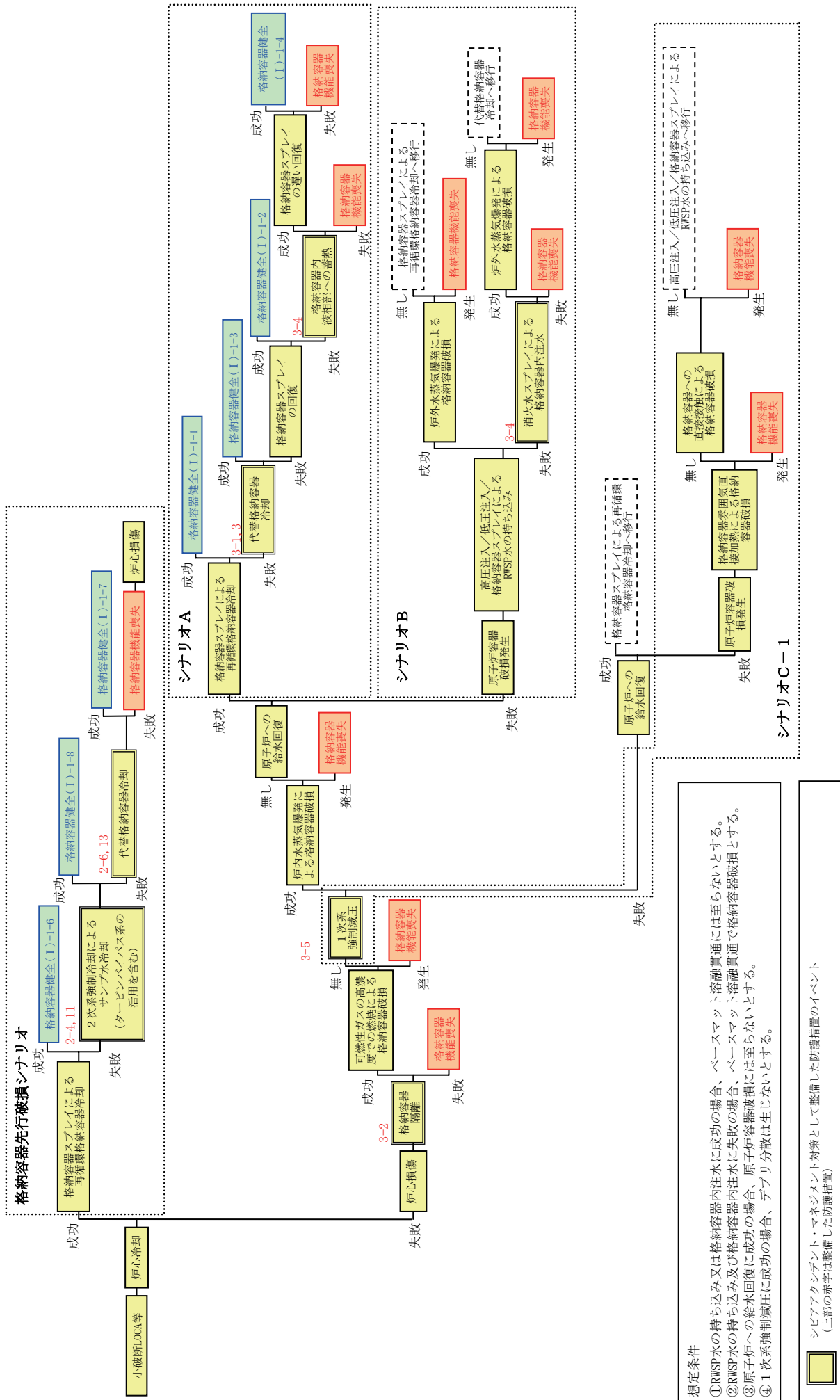
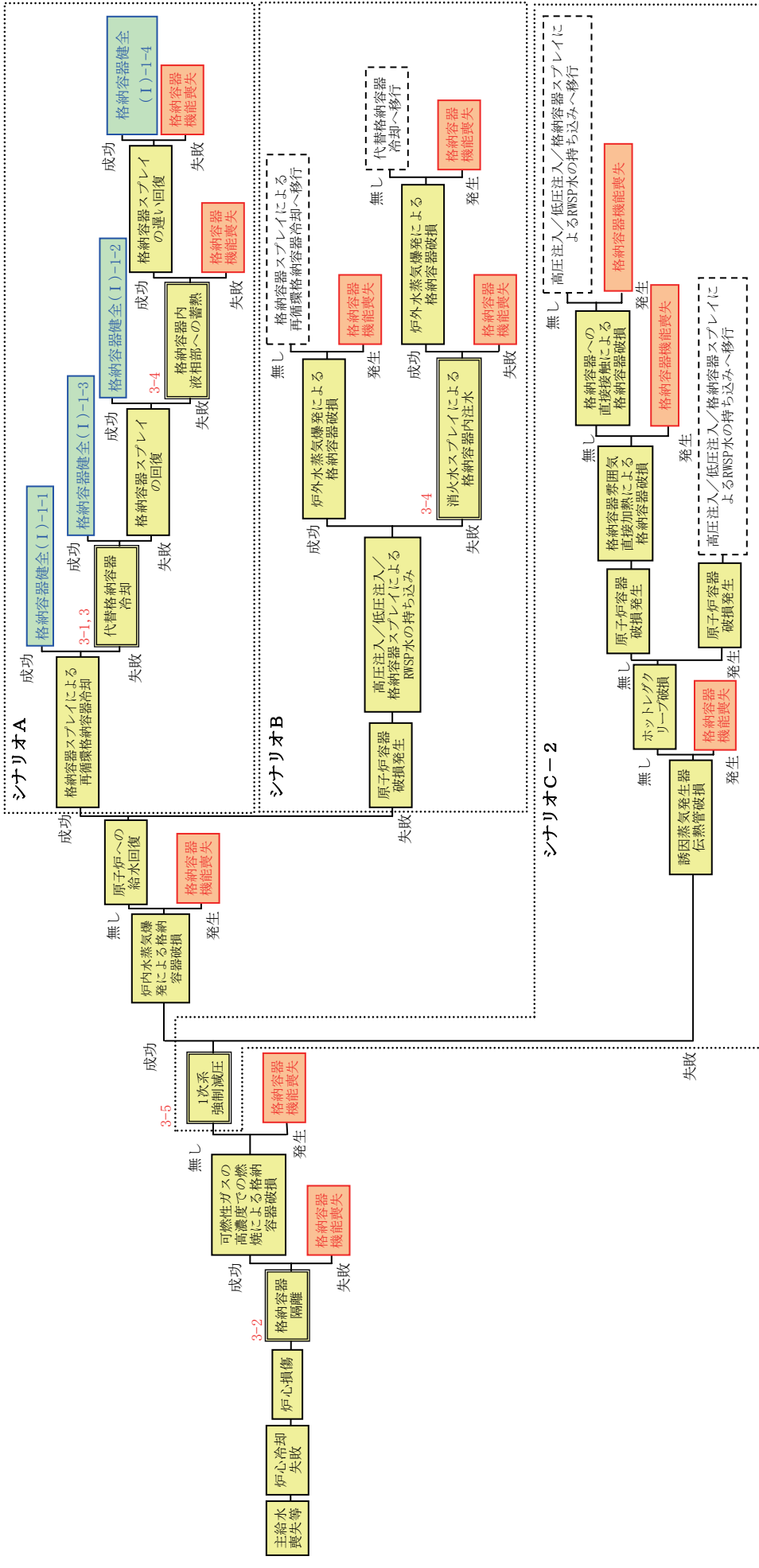


図5-6-3 (3/4) 玄海4号機 格納容器機能喪失に係るイベントツリー (格納容器機能喪失カテゴリ3:小破断LOCA等)



想定条件
 ①RWSP水の持ち込み又は格納容器内注水に成功の場合、ベースマット溶融貫通には至らないとする。
 ②RWSP水の持ち込み及び格納容器内注水に失敗の場合、ベースマット溶融貫通で格納容器破損とする。
 ③原子炉への給水回復に成功の場合、原子炉容器破損には至らないとする。
 ④1次系強制減圧に成功の場合、デブリ分散は生じないとする。
 ⑤1次系強制減圧に失敗の場合、原子炉への給水回復は失敗とする。

シビアアクシデント・マネジメント対策として整備した防護措置のイベント
 (上部の赤字は整備した防護措置)

図5-6-3 (4/4) 玄海4号機 格納容器機能喪失に係るイベントツリー (格納容器機能喪失カテゴリ4: 主給水喪失等)

(ii) カテゴリ毎のシナリオの概要及びAM策の有効性

「(i) 各イベントツリーでの共通シナリオ及びAM策の有効性」での分析結果から、格納容器機能喪失カテゴリ毎に各事象進展段階でのAM策の有効性等についてまとめる。各カテゴリにおける原子炉格納容器の健全性維持のためのシナリオの概要及びAM策の有効性は以下のとおりである。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ 1 (大破断LOCA等)

【炉心冷却に失敗した場合】

本シナリオは、「原子炉への給水回復」に成功した場合は、シナリオAに移行し、「原子炉への給水回復」に失敗した場合は、シナリオBを経てシナリオAに移行する。したがって、本カテゴリに関するAM策の有効性は、シナリオA、BにおけるAM策の有効性と同様である。

【炉心冷却に成功した場合】

本シナリオは、1次系圧力が低く、「低圧再循環」により格納容器先行破損を回避できる。格納容器先行破損回避のために有効なAM策は、既述のとおり「代替格納容器冷却」である。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ 2 (中破断LOCA)

【炉心冷却に失敗した場合】

格納容器機能喪失カテゴリ 1 と同様である。

【炉心冷却に成功した場合】

本シナリオは、比較的1次系圧力が高く推移するため、「低圧再循環」に期待できない。格納容器先行破損回避のために有効なAM策は、「代替格納容器冷却」と「2次系強制冷却によるサンプ水冷却(タービンバイパス系の活用を含む)」である。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ 3 (小破断LOCA等)

【炉心冷却に失敗した場合】

本シナリオは、「1次系強制減圧」に成功した場合、シナリオCでの格納容器機能喪失は回避し、シナリオA又はシナリオBに移行する。したがって、本カテゴリに関するAM策の有効性は、シナリオA、B及びCの有効性と同様である。

【炉心冷却に成功した場合】

格納容器機能喪失カテゴリ 2 と同様である。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ 4 (主給水喪失等)

【炉心冷却に失敗した場合】

格納容器機能喪失カテゴリ 3 と同様である。

○ 格納容器機能喪失カテゴリ 5（S G 伝熱管破損等）

S G 伝熱管破損等のいわゆる格納容器バイパス事象では、原子炉格納容器の機能によらず放射性物質が直接外部に漏えいすることから、炉心損傷を防止することが放射性物質の大規模な放出防止に必要である。

以上のシナリオ分析結果から、カテゴリ毎に有効な防護措置を整理したものを添付資料 5－6－8 に示す。

以上のように、これまでに整備した防護措置は、それぞれの事象進展シナリオに対して網羅的に整備されており、プラントに深刻な影響を及ぼす事態に対し、プラントの安全性向上が図られている。

d. 防護措置の実施に係る組織、実施体制の整備

シビアアクシデント・マネジメント対策が必要な状況においては、プラントパラメータ等の各種情報の収集、分析、評価を行い、プラント状態を把握し、実施すべきシビアアクシデント・マネジメント対策を総合的に検討、判断することが必要であり、実施する組織を明確化し、その役割分担や意思決定者を明確にする等、発電所の総力を挙げた対応が可能な実施体制を整備している。実施組織及び体制の概要について添付資料 5－6－9 に示す。

また、今回の福島第一原子力発電所での事故を踏まえ、緊急安全対策及びシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施において整備した組織については 4. 2 項にて既述している。

(a) 実施組織

シビアアクシデント・マネジメントの実施組織は、事象の推移に従って適切な組織体制をとるという観点、既存の組織を有効活用する観点及び発電所の総力を挙げてシビアアクシデント・マネジメントに取り組む観点から、発電所対策本部をシビアアクシデント・マネジメントの実施組織としている。

この実施組織において、シビアアクシデント・マネジメントに係る対応操作は、異常兆候発生当初からの継続性を考慮して中央制御室の運転員が行うこととしている。また、中央制御室の運転員を除く発電所対策本部全体（以下、「支援組織」という。）が、中央制御室の運転員を支援することとしている。

(i) 対応操作を行う組織

当直課長以下の運転員は、中央制御室に 24 時間の当直体制で常にプラントの監視、運転操作等を行っており、異常兆候が発生した場合に事態収束のための対応操作を行う。シビアアクシデント・マネジメントに係る対応操作についてもこの延長上にあることから、

引き続き中央制御室の運転員が行う。

(ii) 支援組織

シビアアクシデント・マネジメントを実施する組織は、異常事態の深刻さに応じて連続的に対応できることが必要であり、また、既存の組織との重複等の組織上の混乱をもたらす要因を排除する観点から、支援組織が通報連絡、技術評価、放射線測定等を実施することによって中央制御室の運転員を支援する。

支援組織は、発電所対策本部長（以下、「本部長」という。）、発電所対策副本部長（以下、「副本部長」という。）、総括班、運転支援班、運転班、安全管理班、保修班、広報班、総務班、土木建築班及び原子力訓練センター班から組織する。

発電所対策本部の各班の任務及び責任者並びに要員の動員については明確に規定している。なお、各班は通常時の発電所の各課に対応しており、各班の責任者である班長は各課長としている。（ただし、運転支援班の班長は原子炉主任技術者である。）

また、本部長や班長は、代行者をあらかじめ定めている。

(b) 要員の召集

玄海原子力発電所では運転員が24時間の当直体制を行っており、異常兆候が発生したことを中央制御室の当直課長が確認した場合には、必要な措置を講ずるとともに、平日、夜間、休日を問わず、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、必要な要員が召集され、中央制御室とは別に、技術支援等を行う体制を確立する。さらに、この異常兆候が拡大し原子力災害が発生するおそれがある場合あるいは発生した場合には、発電所長は玄海原子力発電所原子力事業者防災業務計画に基づき、要員を召集し、発電所対策本部を設置することにより、シビアアクシデント・マネジメント実施のための体制が確立される。

このため、玄海原子力発電所ではあらかじめ定めた要員を所定の連絡経路により動員することとし、主要な要員には携帯電話等を所持させ、休日も含め連絡が取れる体制としている。また、連絡訓練等を適宜実施し、円滑な要員の召集が可能なことを確認している。

(c) 施設、設備等

玄海原子力発電所では、発電所対策本部は発電所事務所内に設けられた緊急時対策所に設置される。

緊急時対策所には、プラント状態の把握、技術評価、シビアアクシデント・マネジメント対策の検討、線量評価、外部への通報連絡等、シビアアクシデント・マネジメントの実施に必要な資機材をあらかじめ整備している。主な整備内容は次のとおりである。

(i) 通信連絡設備

電話（社内、社外への専用連絡回線）、FAX（社内、社外、自治

- 体への専用連絡回線)、所内放送設備、無線設備
- (ii) プラントパラメータ等を表示するシステム
 - 原子炉圧力、炉心出口温度、格納容器内放射線モニタ指示値等の原子炉の安全性を監視するためのパラメータ
 - 敷地境界付近の放射線モニタ（モニタリングポスト、モニタリングステーション）指示値
 - 風向、風速、放射収支量等の気象データ
 - (iii) 線量評価システム
 - 収集した気象情報等に基づき、放射線量評価を行うシステム
 - (iv) 手順書類
 - 運転基準緊急処置編、運転基準緊急処置編（第二部）、運転基準緊急処置編（第三部）、アクシデントマネジメントガイドライン、知識データベース等
 - (v) 技術図書類
 - 系統図、安全保護系ロジック一覧、プラント配置図等

また、このほかに、所内一斉通報装置（主要要員の所持する携帯電話等に一斉呼出するシステム）を中央制御室に整備している。さらに、原子炉施設内での作業、防護活動に必要な放射線計測器、マスク、作業服、放射線防護服等を緊急時対策所、中央制御室、放射線管理区域への出入管理室等に整備している。

(d) 計測設備の利用可能性

シビアアクシデント時には、パラメータの計測範囲や計測設備のおかれる環境が通常時と異なることが想定されるため、シビアアクシデント・マネジメント対策を実施する上で必要となるパラメータ（炉心出口温度、格納容器内放射線モニタ等）については、計測範囲や耐環境性を確認するとともに、必要な計測設備を整備している。また、これらのパラメータについては、中央制御室において表示されるほか、安全上特に重要なパラメータについては、緊急時対策所にも表示することとしている。

また、シビアアクシデント・マネジメント対策を実施する上でプラント状態の把握や操作実施の判断に用いるパラメータ等については、万一測定できない場合に備えて、バックアップとなるパラメータや参考となる他のパラメータ等を手順書に記載している。

(e) 通報連絡等

原子力災害が発生するおそれがある場合あるいは発生した場合には、発電所対策本部が設置され、情報の収集・記録、原子力災害状況の把握を行い、あらかじめ定められた経路で通報連絡を行い、かつ、国等の外部の専門家等からの助言を受ける等、情報の一元管理を行う組織

である総括班が設置される。

なお、総括班が設置される緊急時対策所には、電話、FAX等の通信連絡設備を設置している。

e. 防護措置の実施に係る手順書の整備

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、支援組織が様々な形で支援する活動を行う。

シビアアクシデント・マネジメントにおいて使用する手順書類は、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。手順書類の構成概要を添付資料5-6-10に示す。

また、今回の福島第一原子力発電所での事故を踏まえ、緊急安全対策及びシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施において整備した手順書類については4.2項にて既述している。

(a) フェーズⅠAM用手順書

中央制御室の運転員が主体となりシビアアクシデント・マネジメント対策の対応操作を実施する手順について、運転員用の手順書（運転基準緊急処置編（第二部））に記載している。本手順書は、主に多重故障等の設計基準事象を超える事故・故障に対応するための手順書として整備されており、事故の起因事象やそこに至る事象の経過に係わらず、プラントの安全上重要な安全機能を確保するための対応手順（安全機能ベース）及び設計基準事象を超える多重故障においてあらかじめ想定される事象への対応手順（事象ベース）を定めている。

(b) フェーズⅡAM用手順書

事象が更に進展し、炉心が損傷したと判断された場合に、その影響を緩和するための対応操作の手順について、主に原子炉格納容器の健全性の維持を目的に整備している。

(i) アクシデントマネジメントガイドライン

炉心損傷に至った際に支援組織において技術評価を行う運転支援班が使用し、事故の進展防止、影響緩和のために実施すべきシビアアクシデント・マネジメント対策を、総合的観点から判断、選択するためのガイダンスを与えるための手順書である。

(ii) 知識データベース

支援組織において技術評価を行う運転支援班がアクシデントマネジメントガイドラインを使用し適切なシビアアクシデント・マネジメント対策を選択するために必要となる様々な技術的な情報やその根拠等の知識データを整理してとりまとめている。

(iii) 運転基準緊急処置編（第三部）

事象の進展が急速な場合に、支援組織からの支援が期待できない場合等を考慮して、中央制御室の運転員が炉心損傷の影響を緩和す

るための対応操作を行う手順書として整備している。

f. 防護措置の実施に係る教育の実施

シビアアクシデント・マネジメントの実施に当たっては、様々なプラント状態に応じて適切なシビアアクシデント・マネジメント対策を選定することが必要である。そのためには、シビアアクシデント・マネジメントの実施組織の要員が、あらかじめシビアアクシデントに関する幅広い知識を有していることが必要である。したがって、教育の対象者は、玄海原子力発電所におけるシビアアクシデント・マネジメントの実施組織の要員であり、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教育等を実施している。

また、今回の福島第一原子力発電所での事故を踏まえ、緊急安全対策及びシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施において整備した教育については4. 2項にて既述している。

(a) 運転員

運転員は、シビアアクシデント・マネジメントに係る対応操作を行うことから、机上教育により、シビアアクシデント時のプラント挙動、シビアアクシデント・マネジメント対策の効果等を把握した上で、株式会社原子力発電訓練センターや玄海原子力発電所のシミュレータによりシミュレーション可能な範囲において対応操作訓練を行っている。

教育の頻度は、机上教育を年1回、シミュレータによる対応操作訓練を年2回程度実施している。

(b) 支援組織要員

支援組織要員については、机上教育によりシビアアクシデント時のプラント挙動、シビアアクシデント・マネジメント対策の効果等を把握するとともに、支援組織が事故の進展防止及び影響緩和のために実施すべき措置を総合的観点から判断、選択するための手順書として使用しているアクシデントマネジメントガイドラインや知識データベースについての教育を年1回実施している。

② 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

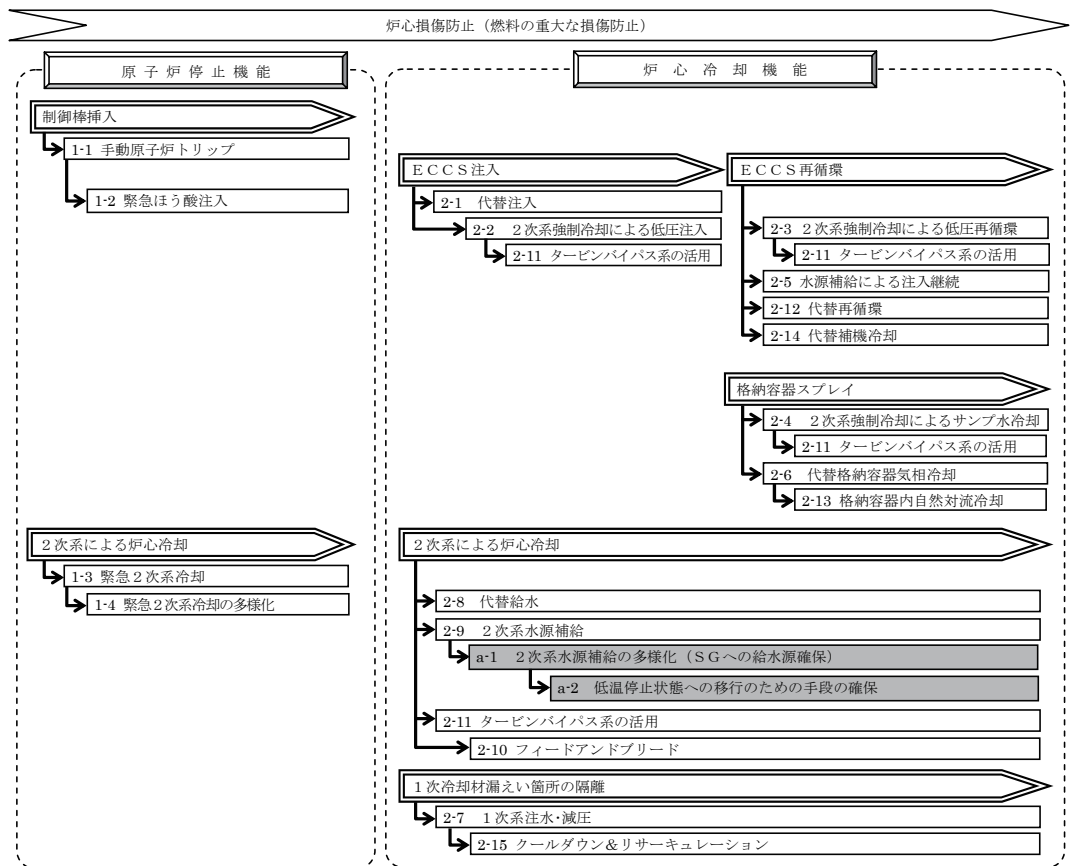
炉心損傷の防止及び格納容器機能喪失の防止に対して、既存の安全機能と「① 防護措置の特定と事象進展シナリオの確認」において特定した防護措置との関係について整理し、防護措置の効果多重防護の観点から評価する。

既存の安全機能としては、炉心損傷の防止では原子炉停止機能及び炉心冷却機能、格納容器機能喪失の防止では放射性物質の閉じ込め機能に着目した。また、炉心損傷の防止及び格納容器機能喪失の防止に係る共通事項として、安全機能のサポート機能に着目した。なお、その他共通事項として使用済燃料ピットの冷却及び非常時の措置にも着目し、関係する防護措置を整理した。

防護措置の効果の評価結果を、図5-6-4～図5-6-6に示す。図中、既存の安全機能は二重枠の五角形、①項で特定した防護措置は一重枠の長方形で示している。既存の安全機能に対する防護措置の序列は、①項で確認した事象進展を踏まえ、安全機能毎にそれぞれを矢印で結ぶ形で整理した。

図5-6-4は、炉心損傷の防止の観点から既存の安全機能と防護措置の関係性をまとめたものである。①項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。特に、炉心冷却機能に対しては防護措置が手厚く整備されている。これは、炉心損傷の防止には、1次系の冷却・減圧が必須であることを踏まえたものである。炉心冷却の手段の基本的な序列は、

- ・ 既存の安全機能を果たす機器の手動起動
 - ・ 2次系を用いた炉心及び原子炉格納容器内の冷却
 - ・ 1次系を用いた炉心及び原子炉格納容器内の冷却
- となっている。



※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。

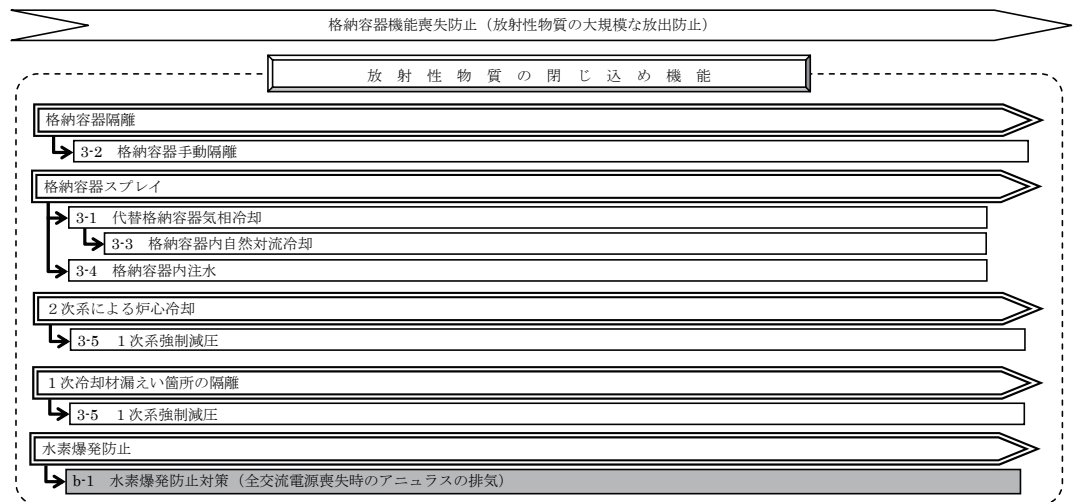
図5-6-4 既存の安全機能と防護措置の関係 (炉心損傷防止)

具体的に、「2次系による炉心冷却」を例に挙げる。既存の安全機能は、補助給水系 (給水) 及び主蒸気逃がし弁 (蒸気放出) を組み合わせることにより確保される。2次系を用いた冷却では、補助給水系の機能に期待できない場合は主給水系を手動起動し (2-8: 代替給水)、補助給水系を長期にわたって

利用する場合は水源を確保する（2-9：2次系水源補給）。また、主蒸気逃がし弁の機能に期待できない場合はタービンバイパス系を用いてSGによる除熱を行う（2-11：タービンバイパス系の活用）。上記のいずれの手段にも期待できない場合、1次系を用いた冷却として1次系への注水・減圧を行い（2-10：フィードアンドブリード）、格納容器スプレイ又はその代替手段と組み合わせることで炉心及び原子炉格納容器内の冷却を実施する。

このように、他の安全機能でも同様に、防護措置は多重性・多様性の観点から整備されている。特に、AM検討報告書及びAM整備報告書で整備した種々の対策は、各安全機能に対して複数整備されている。

図5-6-5は、格納容器機能喪失の防止の観点から既存の安全機能と防護措置の関係をまとめたものである。図5-6-4と同様に、①項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。既存の安全機能に対して複数の防護措置が整備されているのは、放射性物質の閉じ込め機能のうちの「格納容器スプレイ」である。これは、格納容器機能喪失を防止するためには、原子炉格納容器内の冷却が必須であることを踏まえたものである。なお、「水素爆発防止」として挙げたアンユラス空気浄化系による「b-1：水素爆発防止対策」は、直接的に格納容器機能喪失の防止に関与するものではないが、全交流電源喪失時において原子炉格納容器から漏えいした水素が隣接するアンユラス部へ多量に滞留することを防止するための有効な手段である。

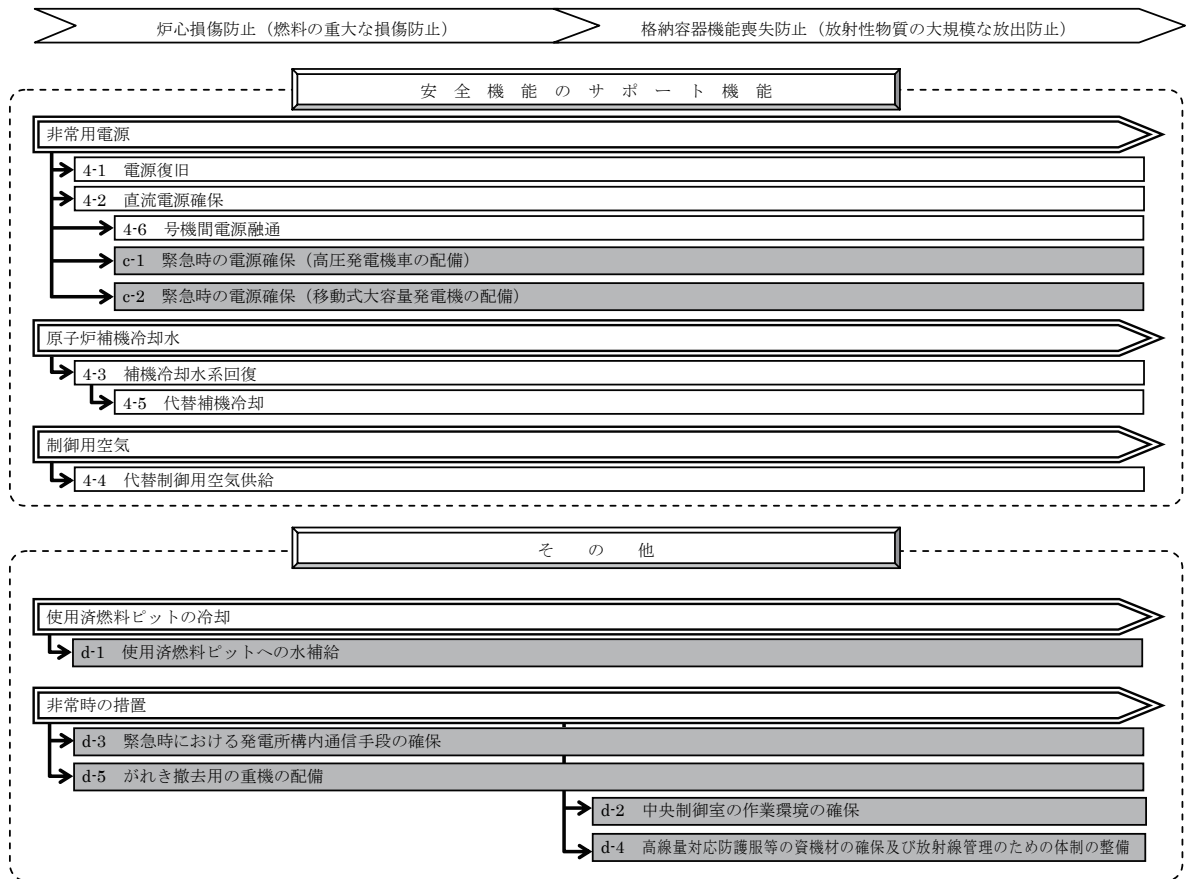


※網掛けは、緊急安全対策、シビアアクシデントへの対応に関する措置として、東日本大震災後新たに整備したもの。

図5-6-5 既存の安全機能と防護措置の関係（格納容器機能喪失防止）

図5-6-6は、炉心損傷の防止及び格納容器機能喪失の防止の観点から、既存の安全機能と防護措置の関係をまとめたものである。図5-6-4及び図5-6-5と同様に、①項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。既存の安全機能に対して複数の防護措置が整備されているのは、安全機能のサポート機能のうちの「非常用電源」及び「原

子炉補機冷却水」である。これは、各種安全機能の動作に期待するには、サポート機能の確保が必須であることを踏まえたものである。また、サポート機能の重要性は、福島第一原子力発電所事故の知見としても明らかである。



※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 5-6-6 既存の安全機能と防護措置の関係（共通）

図中、東日本大震災後に緊急安全対策、シビアアクシデントへの対応に関する措置として新たに整備した防護措置は、網掛けで示している。当該防護措置の多くは、個別の段階及び機能に対する代替措置ではなく、横断的な措置として整備されている。

これらにより、

- ・ AM検討報告書及びAM整備報告書で整備した対策は、原子炉停止機能、炉心冷却機能、放射性物質の閉じ込め機能及び安全機能のサポート機能のそれぞれ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、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、防護措置の有効性の観点から、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。
から、特定した各種の防護措置は、燃料の重大な損傷及び放射性物質の大規模な放出を防止するための措置として、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。

(4) 評価結果のまとめ

AM検討報告書及び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及び放射性物質の大規模な放出を防止するために原子炉格納容器の健全性を維持するための措置に再分類し、燃料の重大な損傷及び放射性物質の大規模な放出を防止する措置として多重防護の観点から有効に整備されていること、また緊急安全対策に係る実施状況報告書及びシビアアクシデント対応措置報告書で報告した各種対策は、防護措置の有効性の観点から、特にサポート機能の信頼性向上に対して有効に機能することを確認した。

また、緊急安全対策に係る実施状況報告書で報告した各種対策のうち、設備強化対策として計画されている「緊急時の電源確保」、「緊急時の最終的な除熱機能の確保」及び「緊急時の使用済燃料ピットの冷却確保」の諸対策については、その着実な実施により防護措置が一層強化され、燃料の重大な損傷防止及び放射性物質の大規模な放出防止に係る手段の多様化が図られると評価できる。また、「各原子力発電所における構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施」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ものと評価できる。

さらに、シビアアクシデント対応措置報告書で報告した各種対策のうち、今後実施が計画されている原子炉格納容器内の水素を低減する設備（静的触媒式水素再結合装置等を検討）の配備により水素爆発防止対策の充実を図る計画である。

6. まとめ

本報告書においては、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、玄海原子力発電所4号機の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を行った。具体的には、自然現象として、地震、津波及び地震と津波の重畳、安全機能の喪失として、全交流電源喪失及び最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失について安全裕度を評価した。

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取られている措置について、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。

なお、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するなど、現実よりも厳しい条件を用いて保守的な評価を行っている。

地震に対するクリフエッジは、原子炉にある燃料に対しては1.83Ssであると特定された。また、使用済燃料ピットにある燃料に対しては、2Ssであると特定された。

よって、プラント全体としての地震に対するクリフエッジは1.83Ss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が有効に機能し、クリフエッジが改善されたことについても確認することができた。

今後は、耐震安全性の向上にかかる取り組みとして、今回の評価も踏まえた上で、耐震裕度の低い機器については、必要に応じ今後の修繕工事等にあわせて、さらなる耐震裕度向上を行う。

また、新たな知見等が得られた場合には、必要な対策を迅速かつ確実に実施するなど、原子力発電所の安全性、信頼性向上のための不断の取り組みを行う。

津波に対するクリフエッジは原子炉にある燃料に対しては、許容津波高さがT.P.+13.0m、また、使用済燃料ピットにある燃料に対しては、許容津波高さがT.P.+24.6mであると特定された。

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、原子炉にある燃料の損傷に至るクリフエッジのT.P.+13.0m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が有効に機能し、クリフエッジが改善されたことについても確認することができた。

本評価は、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対策を考慮して実施している。今後もその効果を維持するための保守点検を確実に実施するとともに、更なる安全性向上として水密扉への取替えなどの信頼性向上を図ることとしている。

また、海水ポンプエリアの浸水対策の強化や、補助給水系統及び使用済燃料ピットへの代替水源となる2次系純水タンク等についての補強工事を行うことにより多重防護の観点での対策を充実することとしている。

原子炉にある燃料に対する地震と津波の重畳のクリフエッジとなる起因事象は、地震及び津波に対して「外部電源喪失」であると特定された。

また、そのときの耐震裕度と許容津波高さの組み合わせのクリフエッジは、原子炉にある燃料に対しては、耐震裕度1.83Ss、許容津波高さT.P.+13.0mとなる。

また、使用済燃料ピットにある燃料に対しては、耐震裕度2Ss、許容津波高さT.P.+24.6mとなる。

よって、地震と津波の重畳に対するクリフエッジは、原子炉にある燃料の耐震裕度が使用済燃料ピットの耐震裕度より小さいことから、プラントとしてのクリフエッジは、原子炉にある燃料に関するクリフエッジと同じとして特定された。

全交流電源喪失が発生した場合、発電所外部からの支援がない場合でも、燃料は重大な損傷に至ることなく、給水機能及び電源機能を、プラント運転時で約65日間、プラント停止時で約66日間継続することができる。

これは緊急安全対策（短期）の結果、各々の継続時間が大幅に増加したものであり、発電所外部からの支援（燃料補給等）を期待するに十分な時間余裕となっている。

発電所への燃料補給は、発電所の貯蔵分が枯渇するまでに陸路による補給を行うこととしており、給水機能及び電源機能を継続して維持できることから、クリフエッジを回避することが可能である。

また、緊急安全対策（短期）に加え、4.多重防護の強化策 4.1 緊急安全対策（2）緊急安全対策（中長期）に示すとおり、設備の恒設化や冗長性の確保、設備強化対策を合わせて実施し、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設備の効果についても参考として評価した。例えば、今後非常用発電機を設置し外部電源喪失時のバックアップ電源の多様化を図る計画である。

なお、設備強化対策として平成24年4月移動式大容量発電機を配備したことにより、必要に応じて電動補助給水ポンプが稼働できることから、蒸気発生器への給水を果たす防護措置が増えた。

最終ヒートシンク喪失が発生した場合、発電所外部からの支援がない場合でも、燃料の重大な損傷に至ることなく、給水機能を、プラント運転時で約378日間、プラント停止時で約424日間継続することができる。

これは緊急安全対策（短期）の結果、各々の継続時間が大幅に増加したものであり、発電所外部からの支援（燃料補給等）を期待するに十分な時間余裕となっている。

発電所への燃料補給は、発電所の貯蔵分が枯渇するまでに陸路による補給を行うこととしており、給水機能を継続して維持できることから、クリフエッジを回避することが可能である。

また、緊急安全対策（短期）に加え、4.多重防護の強化策 4.1 緊急安全対策（2）緊急安全対策（中長期）に示すとおり、設備の恒設化や冗長性の確保、

設備強化対策を合わせて実施し、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設備の効果についても参考として評価した。このうち、最終ヒートシンク喪失への対策として、海水ポンプ及びモータの予備品を配備し、海水ポンプの早期復旧を図る計画であり、モータの予備品については、平成24年3月に配備を完了した。

AM検討報告書及び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及び放射性物質の大規模な放出を防止するために原子炉格納容器の健全性を維持するための措置に再分類し、燃料の重大な損傷及び放射性物質の大規模な放出を防止する措置として多重防護の観点から有効に整備されていること、また緊急安全対策に係る実施状況報告書及びシビアアクシデント対応措置報告書で報告した各種対策は、防護措置の有効性の観点から、特にサポート機能の信頼性向上に対して有効に機能することを確認した。

また、緊急安全対策に係る実施状況報告書で報告した各種対策のうち、設備強化対策として計画されている「緊急時の電源確保」、「緊急時の最終的な除熱機能の確保」及び「緊急時の使用済燃料ピットの冷却確保」の諸対策については、その着実な実施により防護措置が一層強化され、燃料の重大な損傷防止及び放射性物質の大規模な放出防止に係る手段の多様化が図られると評価できる。また、「各原子力発電所における構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施」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ものと評価できる。

さらに、シビアアクシデント対応措置報告書で報告した各種対策のうち、今後実施が計画されている原子炉格納容器内の水素を低減する設備（静的触媒式水素再結合装置等を検討）の配備により水素爆発防止対策の充実を図る計画である。

参考として、福島第一原子力発電所事故で発生した事象を踏まえ、地震、津波及び地震と津波の重畳の各評価において、全交流電源喪失及び最終ヒートシンク喪失の影響を考慮した場合における燃料の重大な損傷を防止するための原子炉及び使用済燃料ピットの冷却継続時間についての検討を実施した。

以上のように、地震、津波、全交流電源喪失、最終ヒートシンク喪失等の各項目について評価した結果、発電所周辺地域に想定を超える地震や津波が発生した場合においても、玄海原子力発電所4号機において緊急安全対策として実施した諸対策により安全性が確保されることを確認するとともに、それらの有効性についても定量的に評価することができたものと考えている。

しかしながら、安全確保への取り組みは終わりのあるものではなく、地元の皆さまをはじめ国民の皆さまの不安の解消・信頼回復に向けて全力を尽くすとともに、緊急安全対策において計画した中長期対策や本評価結果も踏まえた改善を継

続的に実施していく。

また、今後も、新たな知見等が得られた場合には、必要な対策を迅速かつ確実に実施するなど、原子力発電所の安全性、信頼性向上のための不断の取り組みを行っていく。

以 上