乙第15号証

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大飯発電所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２３年　１１月

関西電力株式会社

目　次

１．　はじめに 2
２．　大飯発電所の概要 3
３．　総合評価（一次評価）の手法 6
（１）評価対象時点 6
（２）評価項目 6
（３）評価の進め方 6
４．　多重防護の強化策 8
５．　個別評価項目に対する評価方法及び評価結果 12
５．１　地震 12
５．２　津波 29
５．３　地震と津波の重畳 44
５．４　全交流電源喪失 54
５．５　最終的な熱の逃し場（最終ヒートシンク）の喪失 70
５．６　その他のシビアアクシデント・マネジメント 83
６．　まとめ 116

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年7月22日付け平成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内、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．大飯発電所の概要

大飯発電所は、昭和 54 年 3 月に 1 号機、昭和 54 年 12 月に 2 号機が営業運転を開始した後、平成 3 年 12 月に 3 号機、平成 5 年 2 月に 4 号機が営業運転を開始し、4 基合計の電気出力（定格）は 471.0 万 kW の原子力発電所である。

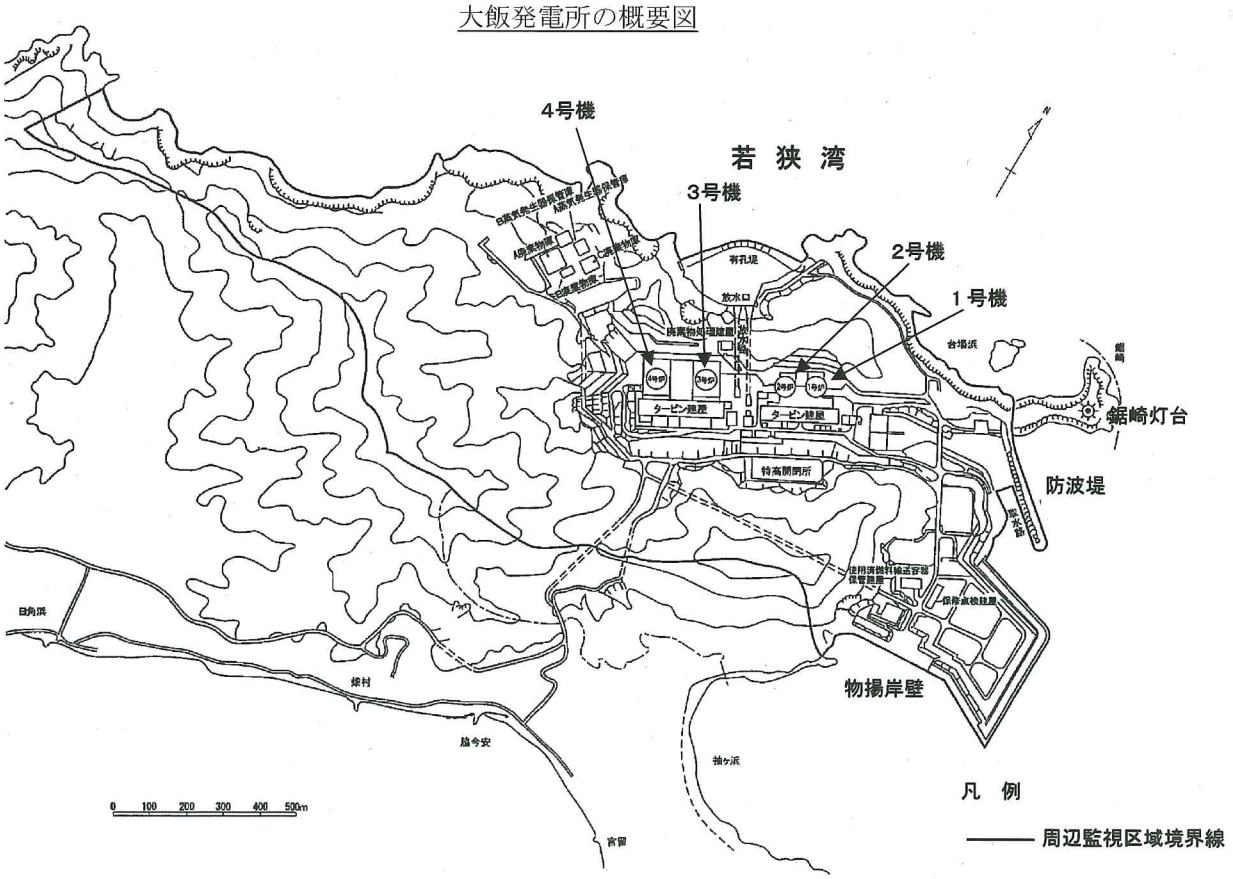
原子炉型式はいずれも加圧水型原子炉で、1、2、3、4 号機とも蒸気発生器（以下、SG という。）を 4 つずつ持つ 4 ループを採用している。燃料には低濃縮ウランを使用し、1 次冷却材には軽水を使用している。

（1）発電所の配置

大飯発電所は、大島半島の最先端部にある、おおい町大島に立地しており、1 号機～4 号機を含めた敷地面積は約 188 万㎡である。

敷地の形状は、下記の概要図のとおりであり、北、西、南側を標高 100m～200m程度の山に囲まれ、主要な発電所施設は敷地中央部に集約して配置している。

大飯発電所の概要図



（2）大飯発電所4号機の主要な設備概要

大飯発電所4号機の原子炉設置変更許可は昭和62年2月、初臨界は平成4年5月である。

大飯発電所4号機は、プレストレストコンクリート造の原子炉格納容器を採用している。

大飯発電所4号機の主要な設備としては、原子炉容器、SGなどからなる1次冷却設備があり、炉心で加熱された1次冷却材を循環し、SGで2次冷却材と熱交換させ、タービンを駆動する高温、高圧の蒸気を発生させる。その他、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（以下、ECCSという。）、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などがある。

大飯発電所4号機の主要仕様は以下のとおりである。

原子炉熱出力		約342.3万kW
定格電気出力		118.0万kW
炉心	燃料集合体	193体
	炉心全ウラン量	約91トン
	制御棒クラスタ	53体
原子炉容器	高さ	約13m
	内径	約4.4m
原子炉格納容器	高さ	約65m
	内径	約43m
ECCS	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		ほう酸タンク（2基） ほう酸ポンプ（2台） 充てんポンプ（3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(3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		2,129体 （全炉心燃料の約1,100%相当分）

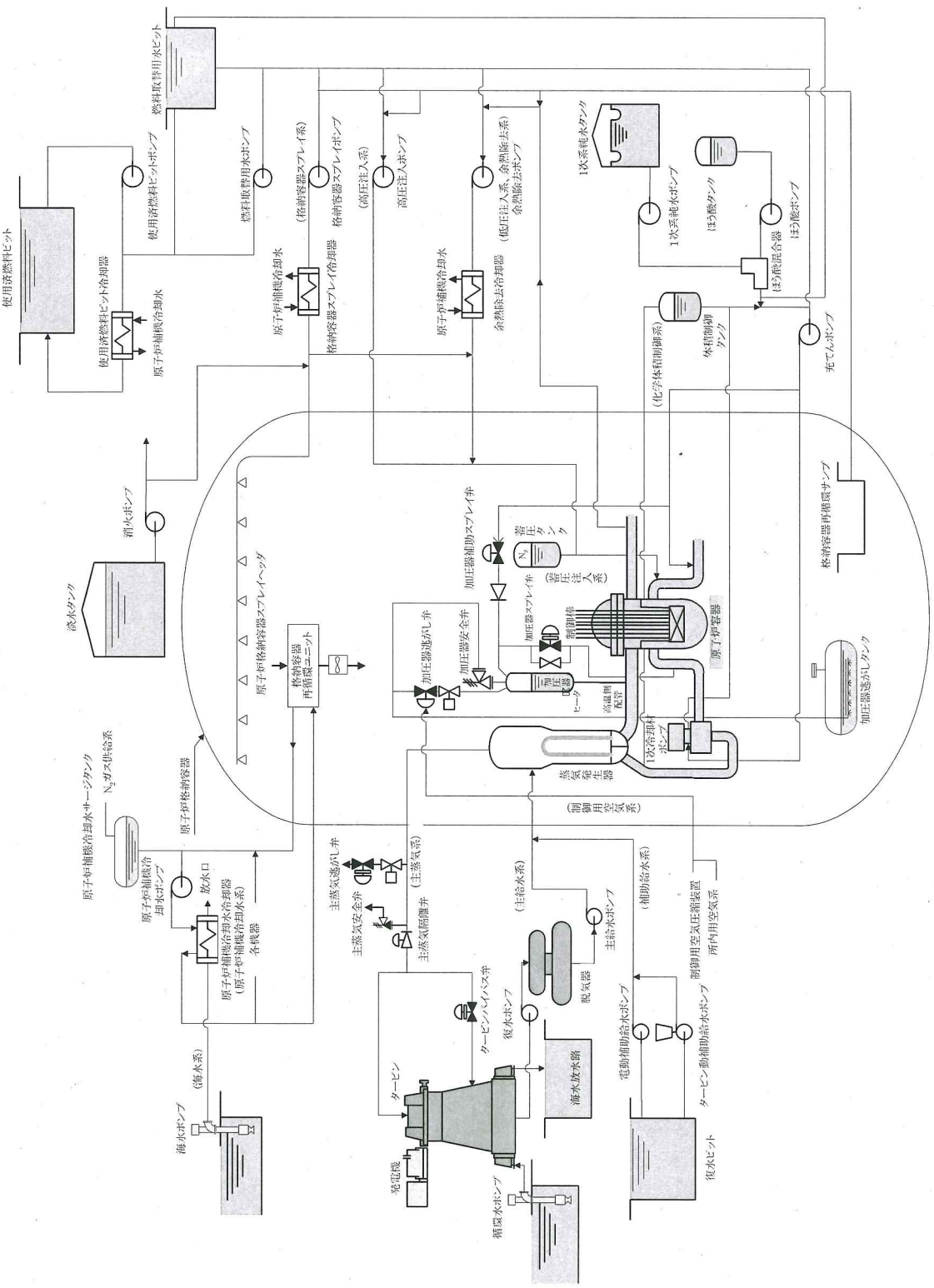


図 2-1　大飯発電所 4 号機の主要な系統図

３．総合評価（一次評価）の手法

（１）評価対象時点

大飯４号機における総合評価（一次評価）は、平成23年10月１日時点における施設と管理状態を対象とする。

（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）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を評価する。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。

評価にあたって、(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（裕度向上の程度など）を評価・明示する。なお、将来的にさらなる措置を行う場合は、その措置内容と措置の効果（裕度向上の程度など）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（JEAC4111-2009）」を適用規格とする品質マネジメントシステム（以下、QMS という。）を構築すると共に、この考え方を「原子炉施設保安規定」にも明確に位置付け、当社の保安活動全てを QMS の下で実施している。指示文書への対応においても、上記品質保証の仕組みのもと、総合評価を実施すると共に、評価の過程で実施したメーカーへの解析業務の委託にあたっては、「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（JANTI-GQA-01-第 1 版　平成 22 年 12 月）」の内容を反映した社内標準「原子力発電所保修業務要綱指針」に基づき、適切な調達管理を実施した。

③ 原子炉及び使用済燃料ピット（以下、SFP という。）が同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価にあたっては、合理的な想定が可能な場合を除き、一度機能を失った機器等の機能は回復しない、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 原子力発電所の機器等については、通常の保全活動において、取替や手入れ等により機能維持を図っている。しかし、一部の経年変化によって地震動により、機器等の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、機器等の最下部が浸水すれば直ちに機能喪失するとの評価を行うため、強度的な評価を伴わないことから、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必要な水やガソリン等の量について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は、経年変化を検討の対象とする。

4．多重防護の強化策

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、炉心損傷にまで至る結果となった。

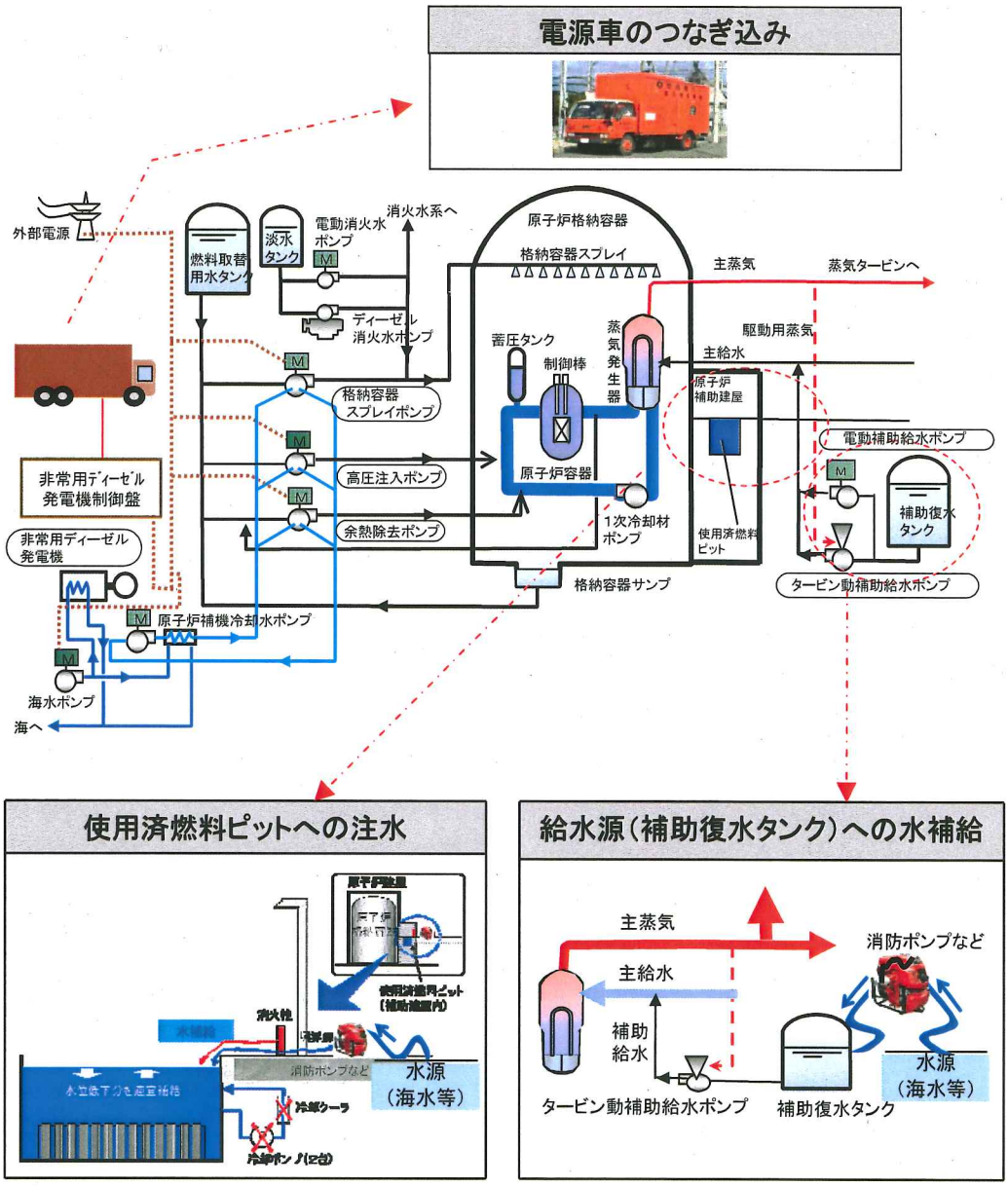
このため、平成23年3月30日付け指示文書「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について（指示)」に基づき、津波により3つの機能（全交流電源、海水冷却機能、使用済燃料貯蔵プールの冷却機能）を全て喪失したとしても炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ冷却機能の回復を図るために緊急安全対策を立案・整備してきた。緊急安全対策の概要を図4-1に示す。

これらの緊急安全対策を用いて、原子炉とSFPを継続的に冷却するためのシナリオを図4-2に示す。

また、緊急安全対策に加え、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。平成23年10月より運用を開始した空冷式非常用発電装置は、緊急安全対策で配備した電源車に比べて電源容量が大きく、炉心冷却の維持のために必要なタービン動補助給水ポンプに加え、電動補助給水ポンプを稼動できるなど、原子炉の状態監視計器や原子炉の冷却機能に必要な機器等に安定的に電力を供給することができる。また、津波の影響を受けない発電所内の高台に設置するとともに、電源系統に容易に接続できるようケーブル等を恒設化している。その概要を図4-3に示す。

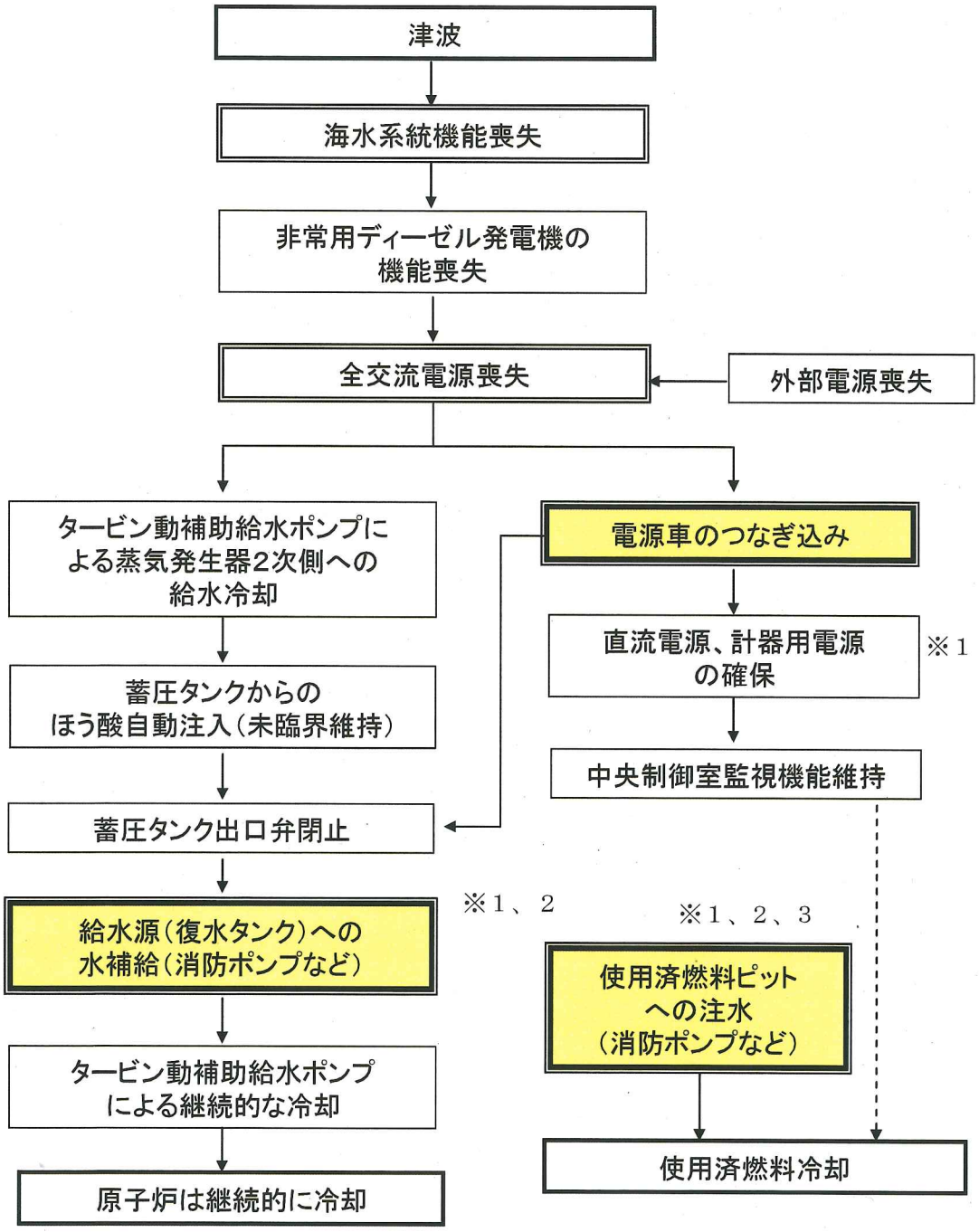
平成23年4月27日には「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書（改訂版）（大飯発電所)」において、緊急安全対策及び設備強化対策として、①緊急時の電源確保、②緊急時の最終的な除熱機能の確保、③緊急時の使用済燃料貯蔵槽の冷却確保、④各原子力発電所における構造等を踏まえた当面必要となる対策の実施について報告して、平成23年9月15日には、報告書の記載の誤りを訂正して報告している。緊急安全対策及び設備強化対策の概要を添付4-1に示す。

さらに、平成23年6月7日付け指示文書「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について（指示)」を受け、平成23年6月14日にその実施状況として、①中央制御室の作業環境の確保、②緊急時における発電所構内通信手段の確保、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、④水素爆発防止対策、⑤がれき撤去用の重機の配備について報告しており、その概要を添付4-2に示す。



[出典：平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書(改訂版)（大飯発電所）（平成 23 年 9 月 15 日訂正）]

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）



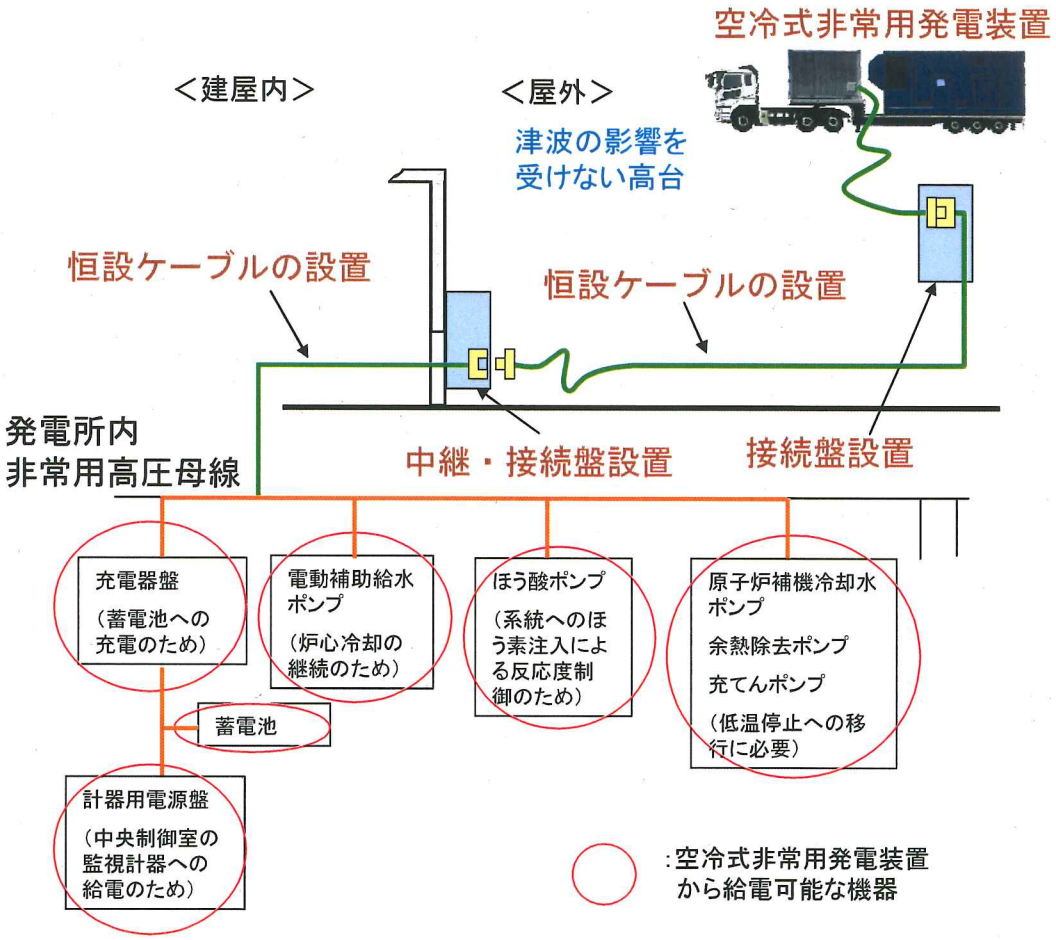
【補足】３つの機能喪失を想定した緊急安全対策による対応

※１：全交流電源、※２：海水冷却機能、※３：使用済燃料貯蔵プールの冷却機能

[出典：平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書(改訂版)（大飯発電所）（平成 23 年 9 月 15 日訂正）]

図 4-2　原子炉と SFP 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）

○非常用発電機の代替電源設備として、炉心を安全に冷却するのに必要な機器や監視計器を機能させる容量の空冷式非常用発電装置を配備



○空冷式非常用発電装置（1825kVA）を大飯発電所に配備

○接続盤および中継・接続盤と発電所内電源系統をつなぐ高圧ケーブルを恒設化

図 4-3　設備強化対策の概要（空冷式非常用発電装置の配備）

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もしくは地震 PSA（確率論的安全評価）の知見等を踏まえて評価する。

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、その時の地震動の大きさを明らかにする。

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

炉心にある燃料と SFP にある燃料を対象に、以下の評価を実施する。(図 5-(1)-1 参照)

a. 起因事象の選定

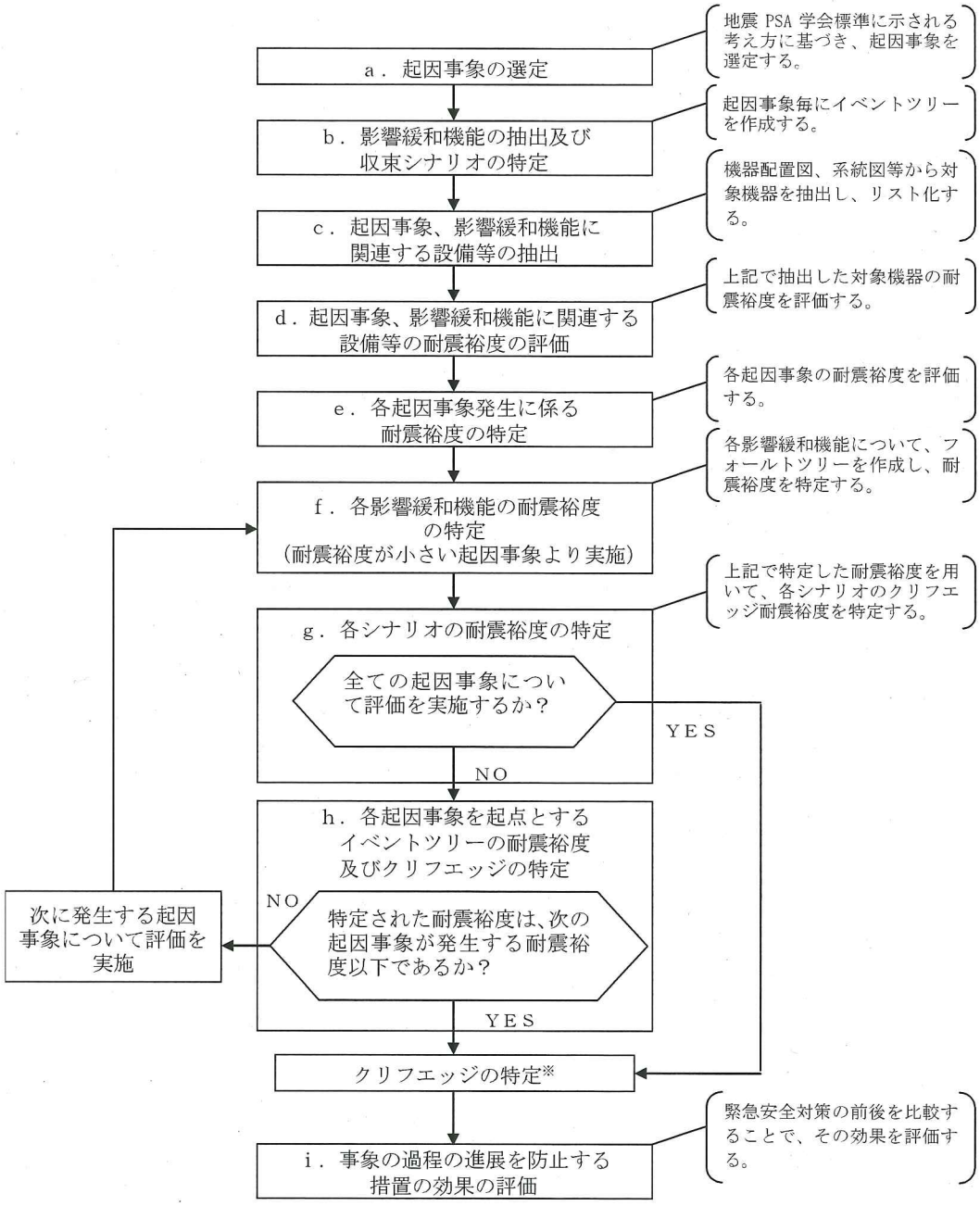
(a) 炉心にある燃料

「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*、原子炉冷却材喪失（以下、LOCA という。）発生等のステップ毎にその有無を分類し、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雰囲気を経由することなく環境に放出される事象

(b) SFP にある燃料

SFP の燃料の損傷に至る事象として、SFP 保有水の流出、SFP 冷却系の機能喪失に伴う崩壊熱除去失敗を考慮する。SFP 保有水の流出原因としてピットの本体損傷等、また、SFP 冷却系の機能喪失の原因として、SFP ポンプ・SFP 冷却器等の故障及び SFP 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。



※: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）

b. 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、炉心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基本にして作成する。

c. 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（添付 5-(1)-1 参照）。具体的には、a.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影響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SGへの給水、主蒸気逃がし弁による熱放出等がフロントライン系である。

*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必要な監視、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サポート系である。

d. 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

① 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評価に用いる基準地震動Ss（以下、Ssという。）とする。

② 解析諸元は、設計時の値に加え、建設後の実寸法・物性値及び試験などで得られた最新の知見についても用いることとする。

③ 各設備等の評価値は、原則、Ssに対して求める。

④ 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（Su）を用いる。

➢ 動的機能に係る許容値は、耐震バックチェック評価等で実績のある許容値を用いる（機能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などについても、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

① 当該評価対象設備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。

② 当該評価対象設備の損傷モードに対応する許容値を求める。

③ 評価対象設備毎に、評価値が許容値に達するのは Ss の何倍の地震動に相当するかを算出し、耐震裕度を求める。

(c) 経年変化への対応

各設備等の耐震裕度評価において、経年変化の影響については以下のとおり考慮することとし、その考え方に基づく抽出フローを図 5-(1)-2 に示す。

① 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。

*：振動応答特性上または構造・強度上有意な事象として、靭性低下（照射脆化、熱時効）、応力腐食割れ（SCC）、疲労、腐食、摩耗が抽出される。

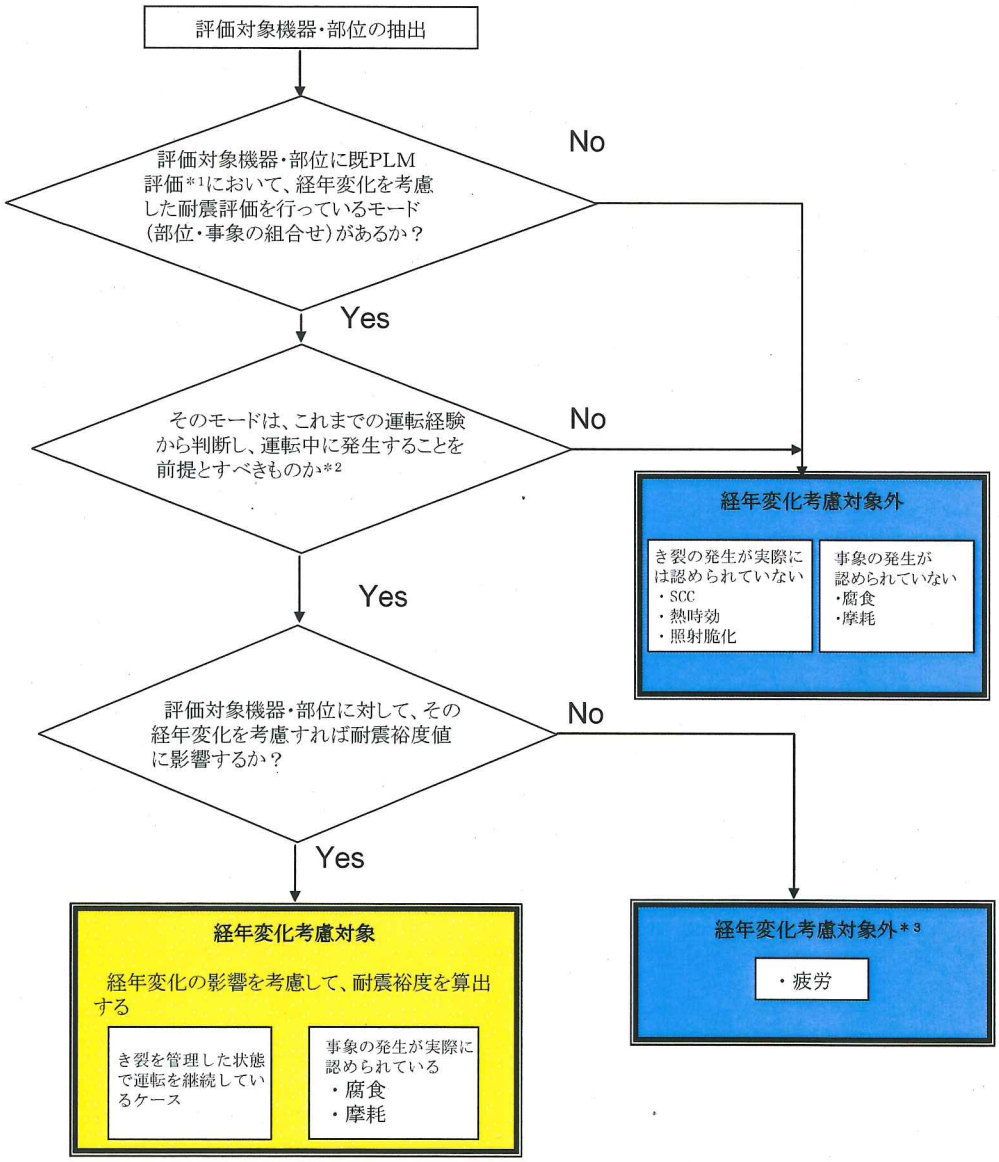
② ただし、以下については考慮対象外とする。

i 高経年化技術評価（PLM 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、考慮対象外とする。

ii 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、設計時点で設定したプラント運転による設計過渡回数と比較し、実機が受けた過渡回数は十分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充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。

③ ①②において抽出された対象部位については、経年変化の影響を加味

し、耐震裕度を算出する。



＊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たうえ、耐震上評価すべきか否かを判断する。
＊２：SCC、熱時効、照射脆化等、き裂が実際に存在して初めてその経年変化が問題となる事象については、発電用原子力設備規格「維持規格」による評価結果に基づき、き裂を検知しているものの、その進展・大きさを管理した状態で運転を継続しているケースを除き、考慮対象外とする。また、点検などの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、実際に割れが発生するまでには、相当な設計裕度をもっていると判断される「疲労」は考慮対象外とする。

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

e. 各起因事象発生に係る耐震裕度の特定

a.項において選定した各起因事象について、d.項で求めた各設備等の耐震裕度評価結果を用いて、どの程度の地震動でどのような起因事象が発生するかを特定する。

f. 各影響緩和機能の耐震裕度の特定

e.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、d.項で求めた各設備等の耐震裕度評価結果を使用し、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。

g. 各シナリオの耐震裕度の特定

f.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内、最も小さいものとなる。

h. 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

g.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。当該イベントツリーの耐震裕度は、収束シナリオが複数ある場合には、各収束シナリオの耐震裕度の内、最も大きいものとなる。

各イベントツリーの耐震裕度の中から、クリフエッジを特定する。クリフエッジは、各イベントツリーの耐震裕度の中の最も小さいものとなる。

なお、a.項～c.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、なら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、a.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以上の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。

i. 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や前提条件等については、添付 5-(1)-2 及び添付 5-(1)-3 のとおりである。

(3)-1 炉心にある燃料に対する評価結果

a. 起因事象の選定結果

地震を起因として炉心損傷に至る起因事象として、以下の 9 事象を選定した（図 5-(1)-3 参照）。

【起因事象】

- 主給水喪失
- 外部電源喪失
- 補機冷却水の喪失
- 2 次冷却系の破断
- 大破断 LOCA
- 中破断 LOCA
- 小破断 LOCA
- 格納容器バイパス
- 炉心損傷直結

なお、今回選定した上記の起因事象と、「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 における起因事象との関係を添付 5-(1)-4 に示す。

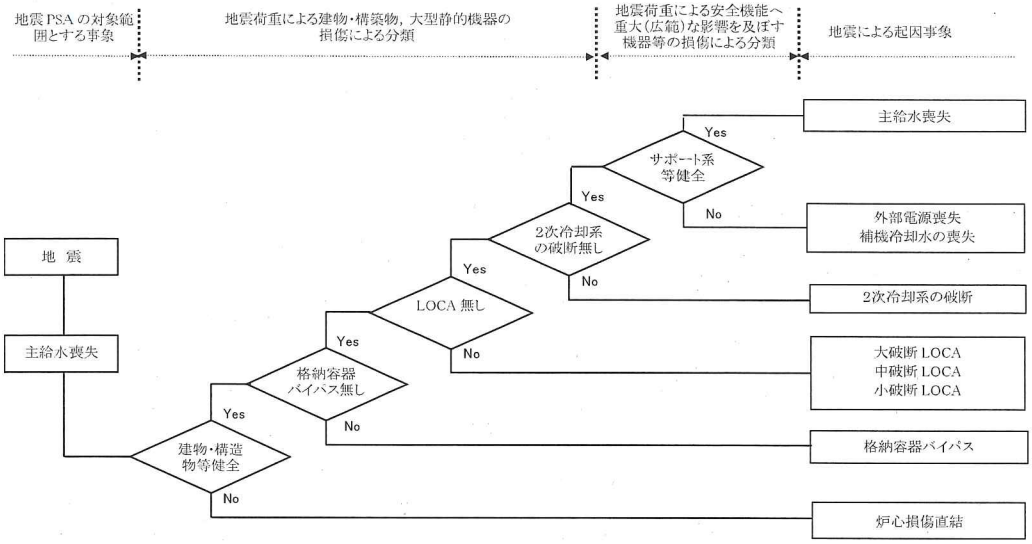


図 5-(1)-3　炉心損傷に至る起因事象選定フロー

b. 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、添付 5-(1)-5 のとおり、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、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（冷却成功）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（炉心損傷）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。

c. 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 5-(1)-6 の設備欄のとおり抽出した。

d. 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

c.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 5-(1)-6 の右の各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 5-(1)-7 に示すと共に、これらの設備等の関係については、添付 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、クリフエッジ評価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、その設備及び理由については添付 5-(1)-9 のとおりである。

e. 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の評価結果を用いて、Ss の何倍でどのような起因事象が発生するか、表 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、Ss 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 1.75Ss 以上の耐震裕度がある結果となった。

起因事象として、まずは、Ss までの地震動で発生する「主給水喪失」、「外部電源喪失」を対象に評価を実施することとした。なお、Ss の地震動下において外部電源が期待できないことを考えると「主給水喪失」と「外部電源喪失」のイベントツリーは添付 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（地震：炉心損傷）

起因事象	設　　備	裕度（×Ss）
主給水喪失	工学的判断※	1.0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	原子炉補機冷却水ポンプ	1.75
大破断LOCA	RHR高温側吸込み配管	1.99
炉心損傷直結	原子炉建屋等	2
小破断LOCA	1次冷却材圧力バウンダリ接続小口径配管	2.03
2次冷却系の破断	主給水系配管	2.13
格納容器バイパス	蒸気発生器（内部構造物）	2.21
中破断LOCA	充てん注入ライン配管（C／L側）	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想定する。

f. 各影響緩和機能の耐震裕度の特定結果

「外部電源喪失」の各影響緩和機能のフロントライン系とサポート系の耐震裕度を整理（添付 5-(1)-10 参照）の上、各影響緩和機能をフォールトツリーに展開し、各影響緩和機能を構成する機能の耐震裕度を求める（添付 5-(1)-11 参照）と共に、それぞれの影響緩和機能に対する耐震裕度評価を行った（添付 5-(1)-12 参照）。

g. 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（成功パス①～③）の耐震裕度について評価を行った。

① 起因事象発生の後、原子炉の停止及び非常用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、またはタービン動補助給水ポンプによる SG への給水が行われる。主蒸気逃がし弁が、自動また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の添加を行い、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。

② 起因事象発生の後、原子炉の停止及び非常用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、①で期待していた補助給水による SG 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の添加、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及び格納容器スプレイによる継続した 1 次系冷却を行う。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。

③ 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または、②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 SG 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。蓄圧タンクのほう酸水を注入し、未臨界性を確保し、蓄電池の枯渇までに空冷式非常用発電装置による給電を行うと共に、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の復水ピットへの補給を行うことにより、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を水源とした安定、継続的な 2 次系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。

その結果、「外部電源喪失」の収束シナリオ（成功パス③）の耐震裕度が最も大きく 1.80Ss となった。これ以上においてはメタルクラッドスイッチギア（以下、メタクラという。）、パワーセンタが機能喪失する結果、空冷式非常用発電装置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。

h. 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」のイベントツリーの耐震裕度は 1.80Ss となるが、次に大きな地震動で発生する起因事象は「補機冷却水の喪失」であり、その発生に係る耐震裕度（1.75Ss）は「外部電源喪失」のイベントツリーの耐震裕度の 1.80Ss よりも小さいことから、「補機冷却水の喪失」について、上記 f.項及び g.項と同様に以下の収束シナリオ（成功パス①、②）について評価を行った（「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の整理表（添付 5-(1)-13 参照）、各影響緩和機能を構成する機能の耐震裕度（添付 5-(1)-11 参照）、各影響緩和機能に対する耐震裕度評価（添付 5-(1)-14 参照））。

① 起因事象発生の後、原子炉の停止及び非常用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、またはタービン動補助給水ポンプによる SG への給水が行われる。補機冷却系統の機能喪失により、制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場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。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の復水ピットへの補給を行うことにより、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を水源とした安定、継続的な 2 次系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。

② 「外部電源喪失」の収束シナリオ（成功パス③）と同じ。

その結果、「補機冷却水の喪失」のイベントツリーの耐震裕度は収束シナリオ（成功パス②）の裕度が最も大きく「外部電源喪失」と同じく 1.80Ss となり、これ以上においてはメタクラ、パワーセンタが機能喪失する結果、空冷式非常用発電装置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。「補機冷却水の喪失」の次に大きな地震動で発生する起因事象は「大破断 LOCA」であり、その発生に係る耐震裕度は 1.99Ss である。「大破断 LOCA」のイベントツリーの耐震裕度は 1.99Ss 以上となることから、炉心にある燃料に対する重大な損傷を防止する観点では、「外部電源喪失」、「補機冷却水の喪失」のイベントツリーの耐震裕度である 1.80Ss がクリフエッジとして特定された。

i. 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

h.項までの検討において、当該プラントの炉心にある燃料に対する地震に係るクリフエッジは 1.80Ss であると特定された。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。「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影響緩和機能の耐震裕度を添付 5-(1)-15 に示す。

緊急安全対策整備前には、最大の耐震裕度となる収束シナリオ（成功パス①、②）においても原子炉補機冷却水ポンプが機能喪失することにより、複数の補機の冷却不全により複数の機能が喪失し、海へ熱を逃がす機能について喪失する結果、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 1.75Ss と特定された。一方、緊急安全対策整備後は、原子炉補機冷却水ポンプの機能が喪失した場合においても空冷式非常用発電装置の配備、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ないタービン動補助給水ポンプを用いた2次系冷却が可能であり、さらにクリフエッジが大きくなった。

以上より、緊急安全対策整備前後で、地震によるクリフエッジは改善されると評価され、緊急安全対策の効果について把握することができた。

(3)-2 SFP にある燃料に対する評価結果

a. 起因事象の選定結果

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

【起因事象】

- 外部電源喪失
- SFP 冷却機能喪失
- 補機冷却水の喪失
- SFP 損傷

b. 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、添付 5-(1)-16 のとおり、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、SFP 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（冷却成功）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（燃料損傷）とした。なお、「SFP 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。

c. 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 5-(1)-17 の設備欄のとおり抽出した。

d. 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

c.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 5-(1)-17 の右の各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 5-(1)-18 に示すと共に、これらの設備等の関係については、添付 5-(1)-19 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、クリフエッジ評価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、その設備及び理由については添付 5-(1)-9 のとおりである。

e. 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、Ss の何倍でどのような起因事象が発生するか、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し、Ss 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 1.75Ss 以上の耐震裕度がある結果となった。

a.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」それぞれの起因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 5-(1)-16 に示すとおり、同様のものとなる。したがって、「SFP 冷却機能喪失」と「補機冷却水の喪失」の評価はまとめて実施することとした。

表 5-(1)-2　各起因事象の対象設備及び耐震裕度一覧（地震：SFP 燃料損傷）

起因事象	設　　備	裕度（×Ss）
外部電源喪失	工学的判断※	1.0未満
SFP冷却機能喪失	原子炉補機冷却水ポンプ	1.75
補機冷却水の喪失	原子炉補機冷却水ポンプ	1.75
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想定する。

f. 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」、「SFP 損傷」の各影響緩和機能のフロントライン系とサポート系の耐震裕度を整理（添付 5-(1)-20 参照）の上、各影響緩和機能をフォールトツリーに展開し、各影響緩和機能を構成する機能の耐震裕度を求める（添付 5-(1)-21 参照）と共に、それぞれの影響緩和機能に対する耐震裕度評価を行った（添付 5-(1)-22 参照）。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、起因事象対象機器である SFP の耐震裕

度が当該起因事象の耐震裕度となる（「SFP 損傷」の耐震裕度は e.項のとおり）。

g. 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」のそれぞれの収束シナリオ（成功パス）の耐震裕度について評価を行った。

（「外部電源喪失」の収束シナリオ（成功パス①～③））

① 起因事象発生の後、非常用ディーゼル発電機の起動が成功し、SFP 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、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

② 起因事象発生の後、非常用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 SFP 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 SFP に注入することにより安定、継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

③ 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、SFP 冷却系の冷却が困難となるため、消防ポンプを用いて海水を SFP に供給することにより、海水供給による安定、継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

（「SFP 冷却機能喪失」「補機冷却水の喪失」の収束シナリオ（成功パス①、②））

① 「外部電源喪失」の収束シナリオ（成功パス②）と同じ。

② 「外部電源喪失」の収束シナリオ（成功パス③）と同じ。

その結果、いずれの起因事象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。（「SFP 損傷」の耐震裕度は e.項のとおり）

h. 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」、「SFP 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ものの、「SFP 損傷」においては 2Ss 以上で重大な燃料の損傷に至ると考えられることから、SFP にある燃料に対する重大な損傷を防止する観点では、「SFP 損傷」の耐震裕度である 2Ss

がクリフエッジとして特定された。

i. 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

h.項までの検討において、当該プラントの SFP 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。「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影響緩和機能の耐震裕度を添付 5-(1)-23 に示す。

緊急安全対策整備前は、最大の耐震裕度となる収束シナリオ（成功パス①）においても SFP 冷却系による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 1.75Ss と特定された。一方、緊急安全対策整備後は、SFP 冷却系による冷却機能が喪失した場合においても消防ポンプを用いた SFP への海水の補給により、SFP 冷却系による冷却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った。

以上より、緊急安全対策整備前後で、地震によるクリフエッジは改善されると評価され、緊急安全対策の効果について把握することができた。

（4）評価結果のまとめ

地震に対するクリフエッジは、炉心にある燃料に対しては 1.80Ss であり、また、SFP にある燃料に対しては 2Ss であると特定された。以上より、プラント全体としての地震に対するクリフエッジは 1.80Ss 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。しかし、安全確保への取組みは決して終わりのあるものではなく、地元ならびに国民の皆様のさらなるご理解とご信頼をいただくためには、本評価で明らかになったクリフエッジへの対応を強化する等の改善を継続的に実施していく必要がある。

今回の評価では Ss に対する裕度が確認されている SFP 冷却系設備（耐震 B クラス）を、SFP にある燃料を対象とした評価に取り込み、

Ssを超える地震時における冷却手段の多様化を図ることができた。また、SFP冷却系については、Ssに対する裕度が確認されているが、さらに耐震Sクラス設計と同等の耐震裕度を持たせるよう、設備対策を実施していく。また、炉心冷却に用いることのできる水源である2次系純水タンク等については耐震Cクラスであり、本評価においては期待しない前提としたが、中越沖地震の際にも柏崎刈羽原子力発電所の屋外タンクの大半が破損しなかった実績も踏まえると、実際には一定の冷却水保有機能が期待できると考えられることから、これらのタンクの接続配管のフレキシビリティー化を行い、地震時の水保有機能の一層の信頼性向上を図っていく。さらに、今回の耐震裕度の算出に用いた評価手法及び許容値は、許認可における評価や耐震バックチェック評価などで実績のあるものを基本としており、一般的に相当の保守性を持つものであることから、研究等により、設備の耐震裕度をより正確に把握する取組みを継続する。また、クリフエッジ機器となるメタクラについては、複数のしゃ断器があり、使用予定のしゃ断器が損傷等により投入できなかった場合においても、使用可能な他のしゃ断器を使用することにより、クリフエッジへの対応を可能なものとしている。

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組みを行っていく。

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の高さ（設計津波高さ）を超える程度に応じて、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もしくは津波 PSA 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、その時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

炉心にある燃料と SFP にある燃料を対象に、以下の評価を実施する。(図 5-(2)-1 参照)

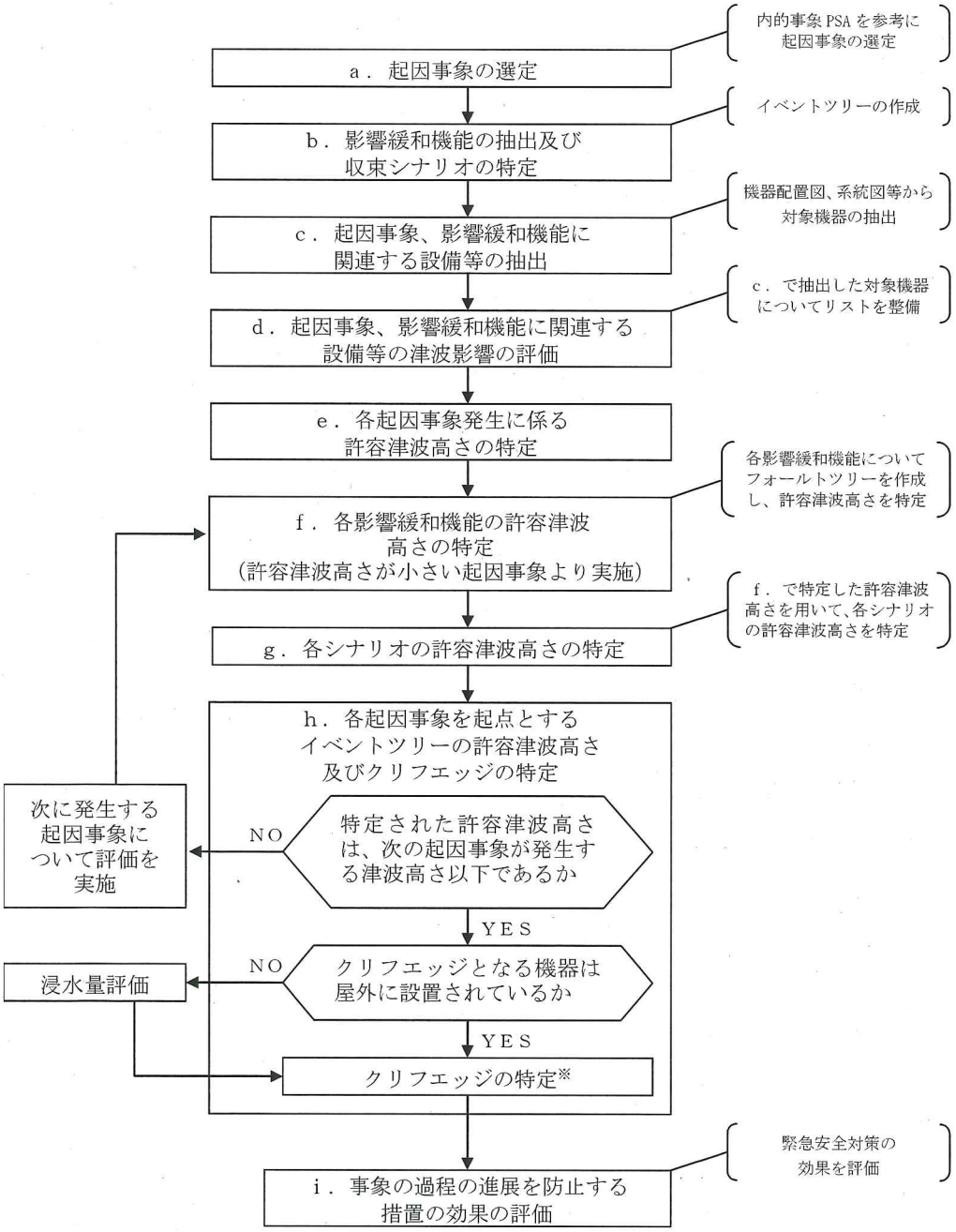
a. 起因事象の選定

(a) 炉心にある燃料

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的事象 PSA での起因事象、及び津波の影響として固有で考慮するべき事象について勘案した上で、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) SFP にある燃料

SFP の燃料の損傷に至る事象として、SFP 冷却系の機能喪失、SFP 保有水の流出を考慮する。SFP 冷却系の機能喪失の原因として、SFP ポンプ・SFP 冷却器等の故障及び SFP 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。なお、SFP 保有水の流出の原因として、ピットの本体損傷等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。



※この時点で評価された許容津波高さのうち、
一番低い津波高さをクリフエッジとしての
津波高さとする。

図 5-(2)-1　クリフエッジ評価に係るフロー図（津波）

b. 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、炉心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基本にして作成する。

c. 起因事象、影響緩和機能に関連する設備等の抽出

評価対象とする設備等は、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（添付5-(2)-1参照）。具体的には、a.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、フロントライン系に必要な設備等及びサポート系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。

d. 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

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、以下の方法及び検討条件で評価する。ここで、津波高さとは、設備の評価地点（設置場所や浸水口の位置）における水位を表現している。

① 当該評価に必要な設備等について、設置場所、設置高さ及び浸水口高さを調査する。

② 津波の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で設備が損傷・機能喪失するか設備毎に評価する。この評価に当たって、緊急安全対策として実施した扉や貫通部のシール施工等の効果を考慮する。なお、大飯発電所については、海抜（以下、T.P.またはEL.という。）11.4mまでの高さまで上記シール施工等を実施している。

③ 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。

e. 各起因事象発生に係る許容津波高さの特定

a.項において選定した各起因事象について、d.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、どの程度の津波高さでどのような起因事象が発生するかを特定する。

f. 各影響緩和機能の許容津波高さの特定

e.項で求めた各起因事象発生の許容津波高さが小さい起因事象から順に、d.項で求めた各設備等の許容津波高さの評価結果を使用し、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。

g. 各シナリオの許容津波高さの特定

f.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。許容津波高さは、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内、最も小さいものとなる。

h. 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

g.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（以下、イベントツリーの許容津波高さという。）を特定する。当該イベントツリーの許容津波高さは、収束シナリオが複数ある場合には、各シナリオの許容津波高さの内、最も大きいものとなる。

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。クリフエッジは各イベントツリーの許容津波高さの中の最も小さいものとなる。

なお、a.項～c.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、なら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許容津波高さ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、a.項において抽出された起因事象に対して、許容津波高さ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）の許容津波高さを特定した上で、次の起因事象がそれ以上の津波高さにより発生する場合においては、次のイベントツリーの許容津波高さが、当該イベントツリーの許容津波高さを下回ることはないことから、当該イベントツリーの許容津波高さを

クリフエッジとして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許容津波高さを以下のとおり再評価する。

① 当該設備設置区画の浸水口高さ及び津波高さから、建屋外部に面した扉（浸水口）が浸水を受ける時間（浸水継続時間）を算出する。
② ①の浸水継続時間中の浸水口に対する津波の水位及び当該扉の仕様をもとに、建屋内への浸水量を算出する。
③ ②の浸水量及び当該区画の面積から、当該区画の浸水高さを算出する。
④ ③の浸水高さが設備の機能維持できる最大高さに達した際の津波高さが、当該設備の許容津波高さとなる。
⑤ ④において評価した許容津波高さより小さい津波高さにおいて、他の設備等が津波の影響を受けることで、成立する収束シナリオが無くなる場合は、それをクリフエッジとしての許容津波高さとして特定する。
⑥ なお、緊急安全対策として実施した扉や貫通部のシール施工等の範囲を超える高さの津波に対しては、その津波が建屋内に浸入し、主要な設備等を機能喪失させることを仮定し、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許容津波高さを上記施工範囲として評価する。

i. 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

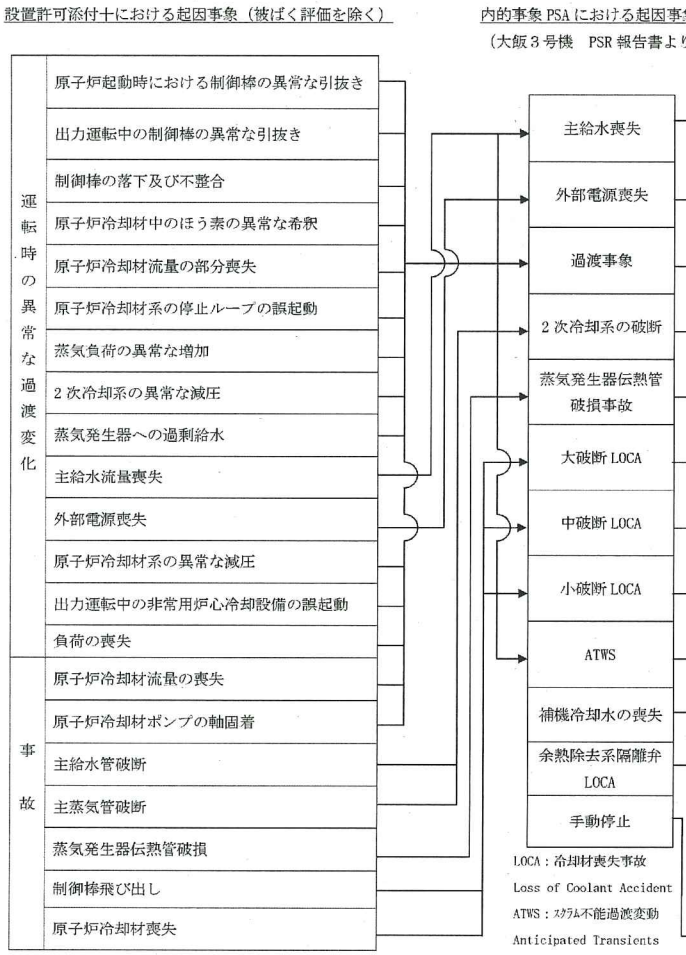
検討を行うために必要な解析諸元や前提条件等については、添付5-(2)-2及び添付5-(2)-3のとおりである。

(3)-1 炉心にある燃料に対する評価結果

a. 起因事象の選定結果

津波を起因として炉心損傷に至る起因事象として、以下の 5 事象を選定した。(図5-(2)-2参照)。

図 5-(2)-2　津波を起因とした炉心損傷に至る起因事象



津波を起因とした炉心損傷に至る起因事象

起因事象	発生可能性の有無	検討内容
①主給水喪失	有	タービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備が損傷した場合に主給水系が機能喪失となる。
②外部電源喪失	有	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。
③過渡事象	有	地震発生時に原子炉がトリップしている可能性がある。また、浸水による常用電源設備の損傷により原子炉が自動トリップする。
④補機冷却水の喪失	有	海水ポンプあるいは補機冷却水ポンプが浸水して機能喪失した場合に、補機冷却水喪失事象となる。
⑤2次冷却系の破断	無	2次冷却系の破断は、主蒸気管あるいは主給水管が破断する事象であるが、プラント内部の浸水により配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気逃し弁が誤開して、再閉止できない場合は2次系破断相当の事象となるが、浸水による影響で制御回路が誤動作する可能性は稀有なため、本事象は対象外とする。
⑥蒸気発生器伝熱管破損事故	無	浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、本事象は対象外とする。
⑦余熱除去系隔離弁 LOCA	無	制御回路の誤動作により余熱除去系隔離弁が誤開した場合には本事象が発生する。しかし、浸水による影響で制御回路が動作する可能性は稀有なため、本事象は対象外とする。
⑧大破断 LOCA	無	LOCA 事象は、格納容器内の1次系圧力バウンダリの破損により発生する。格納容器内への海水の流入は起こりえないことと、プラント内部の浸水により配管破断は起こりえないことにより本事象は対象外とする。
⑨中破断 LOCA	無	同上。
⑩小破断 LOCA	無	制御回路の誤動作により加圧器逃し弁が誤開し、再閉止できない場合には小破断 LOCA 相当の事象となる。しかし、浸水による影響で制御回路が誤動作する可能性は稀有なため本事象は対象外とする。
⑪ＡＴＷＳ	無	ATWS は過渡事象が発生し、原子炉トリップに失敗している事象である。従って津波による影響で直接的に ATWS は発生しないため、本事象は対象外とする。
⑫手動停止	無	津波発生によりプラントに影響を与える可能性がある場合は、原子炉は自動トリップすると考えられるため、本事象は対象外とする。
⑬炉心損傷直結	有	建屋内(C/V 外)の機器のほとんどが浸水・水没し、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。

【起因事象】

- 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

b. 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、添付 5-(2)-4 のとおり、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、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（冷却成功）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（炉心損傷）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。

c. 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 5-(2)-1 を参考に、添付 5-(2)-5 の設備欄のとおり抽出した。なお、添付 5-(2)-1 には、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も示す。

d. 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結果

c.項にて抽出した設備等の、設置場所、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 5-(2)-5 の右の各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 5-(2)-6 に示すと共に、これらの設備等の関係については、添付 5-(2)-7 のとおり図示する。

e. 各起因事象発生に係る許容津波高さの特定結果

各起因事象について、各設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、どの津波高さでどの起因事象が発生するか、表 5-(2)-1 のとおり特定した。起因事象としては、まず「補機冷却水の喪失」が許容津波高さ 4.65m

で発生し、従属的に「主給水喪失」及び「過渡事象」が発生する。また、13.5m 以上では「外部電源喪失」が発生し、さらに 15.8m 以上では「炉心損傷直結」に至る。

「主給水喪失」及び「過渡事象」を起因事象とする事象進展に対する影響緩和機能は、添付 5-(2)-4 に示すとおり、「補機冷却水の喪失」の緩和機能に包絡されること、ならびに、「主給水喪失」及び「過渡事象」は、「補機冷却水の喪失」の発生に伴い、従属的に発生することから、まずは「補機冷却水の喪失」を対象に評価を実施することとした。

なお、引き津波の発生時には、運転マニュアルとして、プラントをトリップさせ、潮位が戻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おり、これによりプラントの安全性を確保できる。

表 5-(2)-1　大飯 4 号機クリフエッジ評価（津波：炉心損傷）－津波高さと起因事象－

津波高さ(m)	発生する起因事象	備考
～4.65 未満	－	－
4.65～10.0 未満	補機冷却水の喪失 （主給水喪失） （過渡事象）	「補機冷却水の喪失」の発生に伴い、制御用空気系が喪失し、制御用空気を必要とする主給水流量制御弁が閉止（フェイルクローズ）されることで、従属的に「主給水喪失」が発生し、原子炉トリップを伴うことから、「過渡事象」も発生する。
10.0～13.5 未満	補機冷却水の喪失 主給水喪失 過渡事象	－
13.5～15.8 未満	補機冷却水の喪失 主給水喪失 過渡事象 外部電源喪失	－
15.8～	補機冷却水の喪失 主給水喪失 過渡事象 外部電源喪失 炉心損傷直結	建屋内（CV 外）の機器のほとんどが浸水・水没するため、プラントの重要な制御・保護機能が不能となり炉心損傷直結となる。

f.　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」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（添付 5-(2)-5 参照）の上、各影響緩和機能をフォールトツリーに展開し、各影響緩和機能を構成する機能の許容津波高さを求める（添付 5-(2)-8 参照）と共に、それぞれの影響緩和機能に対する許容津波高さの評価を行った（添付 5-(2)-9 参照）。

g.　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」の収束シナリオ（成功パス）の許容津波高さについて評価を行った。

（「補機冷却水の喪失」の収束シナリオ（成功パス））

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されている状態で、電動またはタービン動補助給水ポンプによるSG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、主蒸気逃がし弁は現場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。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2次系純水タンク、海水の順に復水ピットへ補給を行うことにより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、海水を水源とした安定、継続的な2次系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。

その結果、「補機冷却水の喪失」の収束シナリオ（成功パス）の許容津波高さは11.4mとなった。これ以上においては電動及びタービン動補助給水ポンプが機能喪失する結果、2次系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。

h. 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」のイベントツリーの許容津波高さは11.4mとなるが、次に大きな津波高さで発生する起因事象は「外部電源喪失」であり、この発生に係る許容津波高さは13.5mである。「外部電源喪失」のイベントツリーの許容津波高さは13.5m以上となることから、炉心にある燃料の重大な損傷を防止する観点では、「補機冷却水の喪失」のイベントツリーの許容津波高さである11.4mがクリフエッジと特定された。

ただし、この許容津波高さで影響を受ける設備は、電動及びタービン動補助給水ポンプであり、当該設備は建屋内に設置されていることから、当該区画への浸水量等を算出し、許容津波高さを再評価した。その結果を添付 5-(2)-10 に示す。その結果、クリフエッジとしての許容津波高さは、11.4mと評価された。

以上より、炉心にある燃料の重大な損傷を防止する観点では、津波に係るクリフエッジが存在し、設計津波高さ（2.85m）に対する裕度は、約4倍程度と評価される。

i. 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

h.項までの検討において、当該プラントの炉心にある燃料に対する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。「補機冷却水の喪失」の起因事象に対して作成したイベントツリー及び各影響緩和機能の許容津波高さを添付 5-(2)-11 に示す。

緊急安全対策整備前においては、起因事象が発生した段階において海水ポンプが機能喪失することにより、複数の補機の冷却不全により複数の機能が喪失し、海へ熱を逃がす機能について喪失する結果、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 4.65m と特定された。一方、緊急安全対策整備後は、海水ポンプの機能が喪失した場合においても電動または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ない電動またはタービン動補助給水ポンプを用いた 2 次系冷却が可能であり、かつ扉及び貫通部にシール施工を行ったことにより、さらにクリフエッジが大きくなった。

以上より、緊急安全対策整備前後で、津波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。

(3)-2 SFP にある燃料に対する評価結果

a. 起因事象の選定結果

津波を起因として SFP の燃料損傷に至る起因事象として、以下の 3 事象を選定した。

【起因事象】

- 外部電源喪失
- SFP 冷却機能喪失
- 補機冷却水の喪失

b. 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、添付 5-(2)-12 のとおり、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、SFP 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（冷却成功）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（燃料損傷）とした。

c. 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 5-(2)-1 を参考に、添付 5-(2)-5 の設備欄のとおり抽出した。なお、添付 5-(2)-1 には、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も示す。

d. 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結果

c.項にて抽出した設備等の、設置場所、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 5-(2)-5 の右の各欄のとおり評価した。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 5-(2)-13 に示すと共に、これらの設備等の関係については、添付 5-(2)-14 のとおり図示する。

e. 各起因事象発生に係る許容津波高さの特定結果

各起因事象について、各設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、どの津波高さでどの起因事象が発生するか、表 5-(2)-2 のとおり、特定した。起因事象としては、まず「補機冷却水の喪失」が許容津波高さ 4.65m で発生し、従属的に「SFP 冷却機能喪失」が発生する。また、13.5m 以上では、「外部電源喪失」が発生する。

「SFP 冷却機能喪失」を起因事象とする事象進展に対する影響緩和機能は、添付 5-(2)-12 に示すとおり、「補機冷却水の喪失」の緩和機能に包絡されること、ならびに、「SFP 冷却機能喪失」は、「補機冷却水の喪失」の発生に伴い従属的に発生することから、まずは「補機冷却水の喪失」を対象に評価を実施することとした。

表 5-(2)-2　大飯 4 号機クリフエッジ評価（津波：SFP 燃料損傷）－津波高さと起因事象－

津波高さ(m)	発生する起因事象	備考
～4.65 未満	－	－
4.65～11.4 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。
11.4～13.5 未満	補機冷却水の喪失 SFP 冷却機能喪失	－
13.5～	補機冷却水の喪失 SFP 冷却機能喪失 外部電源喪失	－

f. 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」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（添付 5-(2)-5 参照）の上、各影響緩和機能をフォールトツリーに展開し、各影響緩和機能を構成する機能の許容津波高さを求める（添付 5-(2)-15 参照）と共に、それぞれの影響緩和機能に対する許容津波高さの評価を行った（添付 5-(2)-16 参照）。

g. 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」ならびに「SFP 冷却機能喪失」の以下の収束シナリオ（成功パス①、②）の許容津波高さについて評価を行った。

（「補機冷却水の喪失」、「SFP 冷却機能喪失」の収束シナリオ（成功パス①、②））

① 起因事象発生の後、外部電源による給電は継続するが、津波により SFP 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 SFP に注入することにより安定、継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

② 起因事象発生の後、外部電源ならびに非常用所内電源からの電源供給が喪失することにより、燃料取替用水ピットのほう酸水を SFP へ注入する機能が喪失する。この場合においても、淡水タンクや 1 次系純水タンクを水源とした水、もしくは消防ポンプを用いて海水を SFP に供給することにより、安定、継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

その結果、「補機冷却水の喪失」ならびに「SFP 冷却機能喪失」の収

束シナリオ(成功パス②)の許容津波高さが最も大きく 14.4m となった。これ以上においては、消防ポンプ用燃料の使用が困難となる結果、SFP への水の補給機能が喪失することとなり、燃料の重大な損傷に至ると評価される。

h. 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」ならびに「SFP 冷却機能喪失」のイベントツリーの許容津波高さは 14.4m となるが、これらの次に大きな許容津波高さで発生する起因事象は「外部電源喪失」であり、この発生に係る許容津波高さである 13.5m は、「補機冷却水の喪失」、「SFP 冷却機能喪失」のイベントツリーの許容津波高さの 14.4m よりも小さいことから、「外部電源喪失」について、上記 f.項及び g.項と同様に以下の収束シナリオ(成功パス)について評価を行った。

(「外部電源喪失」の収束シナリオ(成功パス))

起因事象発生の後、海水系が喪失することにより、非常用所内電源からの給電ができず、津波により SFP 冷却系の冷却機能ならびに、燃料取替用水ピットのほう酸水を SFP へ注水する機能が喪失する。この場合においても、淡水タンクや 1 次系純水タンクを水源とした水、もしくは消防ポンプを用いて海水を SFP に供給することにより、安定、継続的な冷却が行われ、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

その結果、「外部電源喪失」のイベントツリーの許容津波高さは、「補機冷却水の喪失」ならびに「SFP 冷却機能喪失」の収束シナリオ(成功パス②)と同じく 14.4m となり、これ以上においては、海水の SFP への供給に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ことから、SFP にある燃料の重大な損傷を防止する観点では、「補機冷却水の喪失」、「SFP 冷却機能喪失」、「外部電源喪失」のイベントツリーの許容津波高さである 14.4m がクリフエッジとして特定された。

以上より、SFP にある燃料の重大な損傷を防止する観点では、津波に係るクリフエッジが存在し、設計津波高さ(2.85m)に対する裕度は、約 5 倍程度と評価される。

i. 事象の過程の進展を防止する措置の効果の評価結果

h.項までの検討において、当該プラントの SFP にある燃料に対する津

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。「補機冷却水の喪失」、「SFP 冷却機能喪失」、「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影響緩和機能の許容津波高さを添付 5-(2)-17 に示す。

緊急安全対策整備前の収束シナリオ（成功パス）においては、燃料取替用水ポンプを用いた SFP への給水機能が喪失する結果、燃料の重大な損傷に至ると評価され、そのクリフエッジは 13.5m と特定された。一方、緊急安全対策整備後は、燃料取替用水ポンプの機能が喪失した場合においても、消防ポンプを用いた SFP 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水補給が可能であり、さらにクリフエッジが大きくなった。

以上より、緊急安全対策整備前後で、津波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。

（4）評価結果のまとめ

津波に対するクリフエッジは、炉心にある燃料については許容津波高さとして 11.4m であり、裕度として約 4 倍である。また、SFP にある燃料については、許容津波高さとして 14.4m であり、裕度として約 5 倍であると特定された。以上より、プラント全体としての津波に対するクリフエッジは、許容津波高さとして 11.4m であり、裕度として約 4 倍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。しかし、安全確保への取組みは決して終わりのあるものではなく、地元ならびに国民の皆様のさらなるご理解とご信頼をいただくためには、本評価で明らかになったクリフエッジへの対応を強化する等の改善を継続的に実施していく必要がある。

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

津波の衝撃力の緩和を図るため、既存防波堤のかさ上げや防潮堤の設置を行うと共に、海水ポンプエリアに防護壁の設置を行うこと等により、多重防護の観点での対策を充実することとしている。また、SFP にある燃料に対するクリフエッジとなる消防ポンプの燃料であるガソリンについては、分散して保管したり、ガソリン用のドラム缶が津波で持ち去られないように固縛すること等により、クリフエッジへの対応を確実にするための工夫をしている。

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組みを行っていく。